

# 女川原子力発電所 2 号炉

## 重大事故等対処設備について (補足説明資料)

平成 30 年 5 月

東北電力株式会社

## 目次

- 39 条 地震による損傷の防止
- 41 条 火災による損傷の防止
- 共通 重大事故等対処設備
- 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
- 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
- 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
- 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
- 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- 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
- 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
- 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
- 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- 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
- 56 条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- 57 条 電源設備
- 58 条 計装設備
- 59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
- 60 条 監視測定設備
- 61 条 緊急時対策所
- 62 条 通信連絡を行うために必要な設備

下線部：今回提出資料

## 共通 重大事故等対処設備

### 目次

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 重大事故等対処設備の環境条件について
- 共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要容量，予備数及び保有数について
- 共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について
- 共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について
- 共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について
- 共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について
- 共-9 自主対策設備の悪影響防止について

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発電用原子炉内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 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
- ・ 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うち、想定される重大事故等時にその機能を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、女川原子力発電所2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. , b. , 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、女川原子力発電所 2 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、女川原子力発電所 2 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。

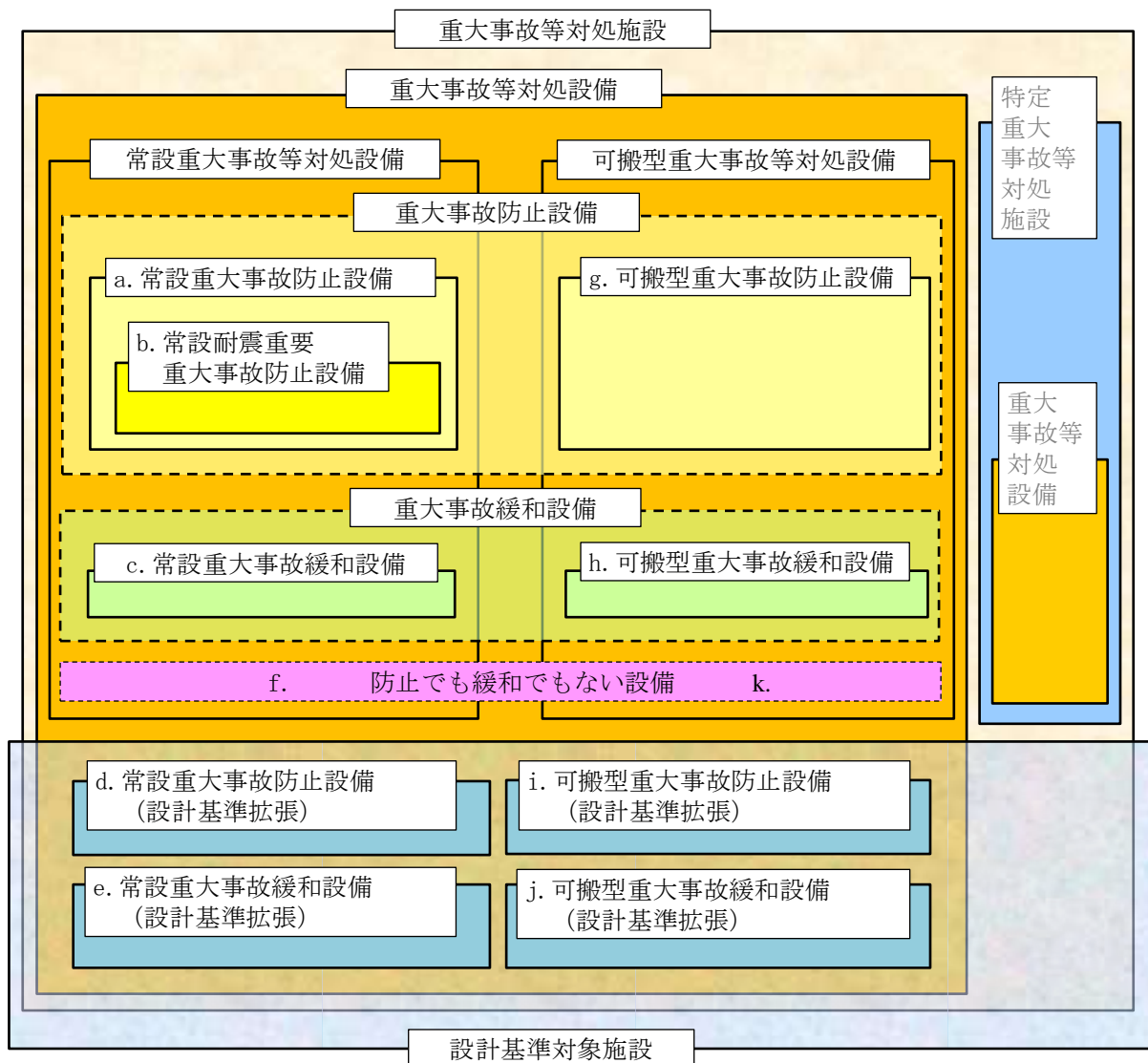


図 1 重大事故等対処設備の分類

### 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、自主対策設備である。

#### (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めることができるということであり、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は

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ほう酸水注入系又は制御棒駆動水圧系を用いた注水(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ほう酸水注入系又は設計基準対象施設である制御棒駆動水圧系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圧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ほう酸水注入系をもって適合することとし、制御棒駆動水圧系について新たな分類は付加しないこととする。

なお、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、女川原子力発電所2号炉は単号機申請であることから、対象外である。

### (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。



表 1 重大事故等対処設備の設備分類等

第 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		分類	機器 クラス
アクセスルート確保	ブルドーザー	—	—	可搬 可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

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

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			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	原子炉保護系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	制御棒駆動水圧系(水圧制御ユニット)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	制御棒駆動水圧系配管[流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	ATWS 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ※1		S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	ほう酸水注入系ポンプ	原子炉保護系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
ほう酸水注入	ほう酸水注入系貯蔵タンク	原子炉保護系	S	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
	原子炉圧力容器[注入先]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2**2
その他の設備に記載						
出力急上昇の防止	ATWS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)	自動減圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—

※1 手動・自動両方を含む

※2 原子炉圧力容器内部構造物を除く



第 45 条 原子炉炉冷却材圧カバウンダリ 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		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			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	
	高圧代替注水系 (蒸気系) 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	
	主蒸気系配管 [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	
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 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	
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 [流路]		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	SA-2	
	補給水系配管 [流路]	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	—	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	SA-2	
	高圧炉心スプレイ系配管・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	
	燃料プール補給水系弁 [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	
	原子炉冷却材浄化系配管 [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	
	復水給水系配管・弁・スパーージャ [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	
	原子炉圧力容器 [注水先]			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	
	復水貯蔵タンク [水源]			その他の設備に記載			

56 条に記載

※1 原子炉圧力容器内部構造物を除く



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

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
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁 [操作対象弁]	(主蒸気逃がし安全弁)	(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
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキユムレータ	(主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキユムレータ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキユムレータ	(主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキユムレータ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
原子炉減圧の自動化 ※自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁のみ	主蒸気系配管 (排気管含む) [流路]	(主蒸気系配管 (排気管含む))	(S) (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
	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)	自動減圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
可搬型代替直流電源設備による減圧 ※自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁のみ	可搬型代替直流電源設備				44 条に記載	
					57 条に記載 (うち, 重大事故防止設備)	

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

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
高圧窒素ガス供給系（非常用）による作動窒素ガス確保 ※自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁のみ	高圧窒素ガスポンペ			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキユムレータ [流路]	(主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキユムレータ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	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
	主蒸気系配管・弁 [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
代替高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保 ※自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁のみ	高圧窒素ガスポンペ			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	ホース・弁 [流路]	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキユムレータ	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	代替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
インターフェェイスシステム L O C A 隔離弁	HPCS 注入隔離弁	(HPCS 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
ブローアアウトパネル	原子炉建屋ブローアアウトパネル	—	—	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、インターフェェイスシステム L O C A 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

第 47 条 原子炉炉冷却材圧カ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		分類	機器クラス
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉の冷却	復水移送ポンプ			常設 可搬型		機器 クラス
	補給水系配管・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
	高圧炉心スプレイス配管・弁[流路]		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	SA-2
	燃料プール補給水系弁[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
	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
	原子炉圧力容器[注水先]			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
その他の設備に記載						
56 条に記載						
低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)による原子炉の冷却	復水貯蔵タンク[水源]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	直流駆動低圧注水ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	補給水系配管 [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2**1
	高圧炉心スプレイス配管・弁・スパージヤ[流路]		S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	直流駆動低圧注水系配管・弁[流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	燃料プール補給水系弁[流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
その他の設備に記載						
56 条に記載(うち, 重大事故防止設備)						

※1 原子炉圧力容器内部構造物を除く

第 47 条 原子炉冷却材圧カ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		分類	機器クラス	
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却	大容量送水ポンプ（タイプ I）	残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイス系	S —	常設 可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	ホース延長回収車						
	ホース・注水用ヘッダ・接続口〔流路〕	補給水系配管・弁〔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	—	
	補給水系配管・弁〔流路〕						
	残留熱除去系配管・弁〔流路〕	原子炉圧力容器〔注水先〕	—	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〕						
	淡水貯水槽（No. 1）〔水源〕	淡水貯水槽（No. 2）〔水源〕	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	SA-2	
	淡水貯水槽（No. 2）〔水源〕						
	その他の設備に記載						
	56 条に記載 (水源としては海も使用可能)						

※1 原子炉圧力容器内部構造物を除く

第 47 条 原子炉冷却材圧カ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		分類	機器クラス
残留熱除去系（低圧注水モード）による低圧注水	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 可搬型	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	機器 クラス
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ[流路]** <sup>1</sup>			常設		
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉停止時冷却	原子炉圧力容器[注水先]	(ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）)		常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) <sup>**2</sup>	SA-2** <sup>3</sup>
	サブレーションンチェンバ[水源]			常設		
	残留熱除去系ポンプ			常設		
	残留熱除去系配管・弁[流路]			常設		
	原子炉再循環系配管・ジェットポンプ[流路]			常設		
残留熱除去系熱交換器	常設	SA-2				
低圧炉心スプレイ系による低圧注水	原子炉圧力容器[注水先]	(ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) <sup>**2</sup>	SA-2
	低圧炉心スプレイ系ポンプ			常設		
低圧炉心スプレイ系による低圧注水	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ[流路]	(低圧炉心スプレイ系)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) <sup>**2</sup>	SA-2** <sup>3</sup>
	原子炉圧力容器[注水先]			常設		
サブレーションンチェンバ[水源]	サブレーションンチェンバ[水源]	(ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）)		常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) <sup>**2</sup>	SA-2
	原子炉圧力容器[注水先]			常設		

※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を含む

※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 原子炉圧力容器内部構造物を除く

第 47 条 原子炉冷却材圧カ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		設備種類	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） ※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（原子炉補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク 【流路】					
	原子炉補機冷却水系熱交換器					
非常用取水設備	取水口			その他の設備に記載 (ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）)		
	取水路					
	海水ポンプ室					
低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	低圧代替注水系（常設）			低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却に記載		
	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却					



第 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		分類	機器クラス
原子炉補機代替冷却水系による除熱 ※水源は海を使用	熱交換器ユニット	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	S	常設 可搬型	可搬型重大事故防止設備	機器 クラス
	ホース・除熱用ヘッダ・接続口〔流路〕			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク〔流路〕			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	残留熱除去系熱交換器〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	大容量送水ポンプ（タイプ I）			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	ホース延長回収車			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	原子炉格納容器調気系配管・弁〔流路〕			可搬	可搬型重大事故防止設備	—
	原子炉格納容器調気系配管・弁〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	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	SA-2
	排気筒〔流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
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	—			
原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）〔排出元〕	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）〔排出元〕	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）				

第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種類	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉格納容器フィルタベント系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 可搬型		
	フィルタ装置出口側圧力開放板					
	可搬型窒素ガス供給装置					
	大容量送水ポンプ (タイプ I)					
	ホース延長回収車					
	ホース・窒素供給用ヘッド・接続口 [流路]					
	原子炉格納容器調気系配管・弁 [流路]					
	ホース・注水用ヘッド・接続口 [流路]					
	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁 [流路]					
	遠隔手動弁操作設備					
原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む) [排出元]						
淡水貯水槽 (No. 1) [水源]						
淡水貯水槽 (No. 2) [水源]						

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  
 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却水系を含む) であり, 耐震重要度分類はいずれも S

その他の設備に記載 (うち, 重大事故防止設備)

56 条に記載 (うち, 重大事故防止設備)

第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

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
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		常設 可搬型		
原子炉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				
サブレーションチェンババール水冷却	残留熱除去系 (サブレーションバール水冷却モード)					
原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	(S)	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 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 (原子炉補機冷却海水系を含む) 配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク [流路]		常設 重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※1	SA-2		
高圧炉心スプレイ補機冷却水系 (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む) ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水系熱交換器	(S)	常設 重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2		
	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ		常設 重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2		
	高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ		常設 重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2		
非常用取水設備	取水口		常設 重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2		
	取水路 海水ポンプ室		常設 重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2		

その他の設備に記載

(なお、原子炉補機代替冷却水系による除熱にて使用する場合は常設重大事故防止設備、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系 (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む) にて使用する場合は常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) )

※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

第 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		分類	機器 クラス	
原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系による原子炉格納 容器内の冷却	大容量送水ポンプ (タイプ I)			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	
	ホース延長回収車			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	
	ホース・注水用ヘッダ・接続口〔流 路〕		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	
	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	
	スプレイ管〔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			
	淡水貯水槽 (No. 1) [水源]			56 条に記載 (水源としては海も使用可能)			
	淡水貯水槽 (No. 2) [水源]						
	残留熱除去系ポンプ		(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) ※1	SA-2	
残留熱除去系 (格納容器ス プレイ冷却モード)			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※1	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) ※1	SA-2		
原子炉格納容器〔注水先〕			その他の設備に記載 (ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) )				
サブレーションチェンバ〔水源〕			56 条に記載 (ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) )				

※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

第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		分類	機器クラス		
残留熱除去系（サブレッションプール水冷却モード）によるサブレッションチェンバール水の冷却	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系（サブレッションプール水冷却モード）)	(S)	常設 可搬型	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
	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) ※1	SA-2
原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） ※水源は海を使用	原子炉格納容器[注水先]	(ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）) (ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）) 56条に記載		その他の設備に記載				
	サブレッションチェンバ[水源]			56条に記載				
	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			48条に記載				
非常用取水設備	原子炉補機冷却水系熱交換器	(ただし、本系統機能においては、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）)		その他の設備に記載				
	取水口			その他の設備に記載				
	取水路 海水ポンプ室			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

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

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	
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却ポンプ			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			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	ホース・除熱用ヘッダ・接続口[流路]			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク[流路]		—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	
	大容量送水ポンプ（タイプI）			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	ホース延長回収車			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	
	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※1	
	スプレイ管[流路]			常設	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（うち、重大事故緩和設備）			
	原子炉格納容器[注水先]						
サブレーションチェンババ[水源]			56条に記載				
取水口			その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）				
取水路							
海水ポンプ室							

※1 原子炉圧力容器内部構造物を除く

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

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	
原子炉格納容器フィルタベント系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 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	
	フィルタ装置出口側圧力開放板			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	—	
	可搬型窒素ガス供給装置			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	
	大容量送水ポンプ (タイプ I)			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	
	ホース延長回収車			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	
	ホース・窒素供給用ヘッド・接続口 [流路]		—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	原子炉格納容器調気系配管・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	
	ホース・注水用ヘッド・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	
	原子炉格納容器フィルタベント系配管・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	
	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	—	
	原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む) [排出元]			その他の設備に記載			
	淡水貯水槽 (No. 1) [水源]			56 条に記載			
	淡水貯水槽 (No. 2) [水源]			56 条に記載			

第51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

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
原子炉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 可搬型		SA-2
	補給水系配管・弁〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	高圧炉心スプレイス配管・弁〔流路〕	-	-	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	燃料プール補給水系弁〔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)				
	復水貯蔵タンク〔水源〕	56条に記載(うち、重大事故緩和設備)				
原子炉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	大容量送水ポンプ(タイプI)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	ホース延長回収車			可搬	可搬型重大事故緩和設備	-
	ホース・注水用ヘッダ・接続口〔流路〕			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	補給水系配管・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)				
	淡水貯水槽(No.1)〔水源〕	56条に記載(うち、重大事故緩和設備) (水源としては海も使用可能)				
	淡水貯水槽(No.2)〔水源〕					
	高圧代替注水系	45条に記載				
溶融炉心の落下遅延又は防止	ほう酸水注入系	44条に記載				
	低圧代替注水系(常設)					
	低圧代替注水系(可搬型)	47条に記載				



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

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種類	設備分類		
		設備	耐震重要度分類		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	(原子炉格納容器調気系)	—	—	常設 可搬型	(設計基準対象施設)	—	
	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 ) )
	フィルタ装置出口側圧力開放板	58 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備)					
	フィルタ装置出口水素濃度 <sup>※1</sup>						
	フィルタ装置出口放射線モニタ <sup>※1</sup>						
	可搬型窒素ガス供給装置						
	大容量送水ポンプ (タイプ I)						
	ホース延長回収車						
	ホース・窒素供給用ヘッド・接続口 [流路]						
	原子炉格納容器調気系配管・弁 [流路]						
	ホース・注水用ヘッド・接続口 [流路]						
	原子炉格納容器フィルタタベント系配管・弁 [流路]						
	遠隔手動弁操作設備						
原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む) [排出元]							
淡水貯水槽 (No. 1) [水源]	56 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備)						
淡水貯水槽 (No. 2) [水源]							

※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

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

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
原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度 (D/W) ※1	格納容器内雰囲気水素濃度	S	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内水素濃度 (S/C) ※1	(格納容器内雰囲気水素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内雰囲気水素濃度 ※1	(格納容器内雰囲気水素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内雰囲気酸素濃度 ※1	(格納容器内雰囲気酸素濃度)	(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

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

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装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合装置	—	—	常設 可搬型	—	—	
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	—	—	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	原子炉建屋原子炉棟〔流路〕	その他の設備に記載					—
	原子炉建屋内水素濃度※1	—	—	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

第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		分類	機器クラス
燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールの注水	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	残留熱除去系（燃料プールの冷却及び補給）	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	ホース延長回収車	燃料プール冷却浄化系	B	可搬	可搬型重大事故防止設備	—
	ホース・注水用ヘッド・接続口〔流路〕	燃料プール補給水系	B	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	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
	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（うち、重大事故防止設備）		
	淡水貯水槽（No.1）〔水源〕			56条に記載 （水源としては海も使用可能）		
	淡水貯水槽（No.2）〔水源〕					
	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	残留熱除去系（燃料プールの冷却及び補給）	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	ホース延長回収車	燃料プール冷却浄化系	B	可搬	可搬型重大事故防止設備	—
	ホース・注水用ヘッド〔流路〕	燃料プール補給水系	B	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールの注水	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（うち、重大事故防止設備）			
	淡水貯水槽（No.1）〔水源〕		56条に記載 （水源としては海も使用可能）			
	淡水貯水槽（No.2）〔水源〕					

第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		分類	機器クラス
燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ	大容量送水ポンプ (タイプ I)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	ホース延長回収車			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	ホース・注水用ヘッド[流路]		—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	スプレイノズル			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	使用済燃料プール[注水先]			その他の設備に記載 (うち、重大事故緩和設備)		
				56条に記載 (水源としては海も使用可能)		
大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	淡水貯水槽 (No.1) [水源]			55条に記載		
	淡水貯水槽 (No.2) [水源]			55条に記載		
	大容量送水ポンプ (タイプ II)			55条に記載		
	ホース延長回収車			55条に記載		
	ホース [流路]			55条に記載		
	放水砲			55条に記載		
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ※1	燃料貯蔵プール水位	B	常設	常設重大事故防止設備	—
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) ※1	燃料貯蔵プール水温度	B	常設	常設重大事故緩和設備	—
		使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	S	常設	常設重大事故防止設備	—
		燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	C	常設	常設重大事故緩和設備	—
		燃料交換フロア放射線モニタ	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
		燃料取替エリア放射線モニタ 原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ	S S	常設	常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料プール監視カメラ	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	

※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

第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		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	燃料プール冷却浄化系熱交換器	S	常設 可搬型	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・スキマサージタンク・ディフューザ[流路]	燃料プール冷却浄化系(燃料プールの冷却)					
	使用済燃料プール[水源][注水先]	(燃料プール冷却浄化系)					
	熱交換器ユニット ホース・除熱用ヘッダ・接続口[流路] 原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク[流路] 燃料プール冷却浄化系熱交換器[流路] 大容量送水ポンプ(タイプI) ホース延長回収車	その他の設備に記載(うち、重大事故防止設備)	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
					可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
					常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
					常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
					可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
					可搬	可搬型重大事故防止設備	—
					取水路	取水路	取水路
海水ポンプ室	海水ポンプ室	海水ポンプ室	海水ポンプ室	海水ポンプ室	海水ポンプ室		
非常用取水設備	その他の設備に記載(うち、重大事故防止設備)						

第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		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	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	ホース延長回収車	-	-	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
	放水砲			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
航空機燃料火災への泡消火 ※水源は海を使用	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	ホース延長回収車			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
	泡消火薬剤混合装置			可搬	可搬型重大事故緩和設備	-
海洋への放射性物質の拡散抑制	放水砲			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	放射性物質吸着材			可搬	可搬型重大事故緩和設備	-
	シルトフェンス			可搬	可搬型重大事故緩和設備	-

第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

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	復水貯蔵タンク	(サブプレッショントラエンバ) (復水貯蔵タンク)	(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
	サブプレッショントラエンバ			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	淡水貯水槽 (No. 1)	-	-	常設	- (代替淡水源) ※1	-
	淡水貯水槽 (No. 2)			常設	- (代替淡水源) ※1	-
44条に記載						
水の供給	ほう酸水注入系貯蔵タンク					
	大容量送水ポンプ (タイプⅠ)			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
	大容量送水ポンプ (タイプⅡ)			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
	ホース延長回収車		-	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-
	ホース・注水用ヘッダ・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
	補給水系配管・弁[流路]			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
非常用取水設備	取水口 取水路 海水ポンプ室			その他の設備に記載		

※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、本文において必要なら記載



第 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
常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機	非常用交流電源設備 —	S —	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	—
	ガスタービン発電設備軽油タンク			常設		
	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ			常設		
	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁〔燃料流路〕			常設		
	ガスタービン発電機へ非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路〔電路〕			常設		
	ガスタービン発電機へ緊急用低压母線 2G 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			常設		

第 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
可搬型代替交流電源設備による給電	電源車	電源車	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	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	—
	ガスタタービン発電設備軽油タンク	ガスタタービン発電設備軽油タンク		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	タンクローリ		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
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・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	—
	高圧炉心スプレイスディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]	高圧炉心スプレイスディーゼル発電設備燃料移送系配管・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	—
	ガスタタービン発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]	ガスタタービン発電設備燃料移送系配管・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	—
	ホース [燃料流路]	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～電源車接続口 (原子炉建屋) 電路 [電路]	電源車～電源車接続口 (原子炉建屋) 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	—
	電源車接続口 (原子炉建屋)～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 [電路]	電源車接続口 (原子炉建屋)～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 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	—
電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路 [電路]	電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 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 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
所内常設蓄電式直流電源設備による給電	125V 蓄電池 2A	(非常用直流電源設備) 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備	(S) S —	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	—
	125V 蓄電池 2B			常設		
	125V 充電器盤 2A			常設		
	125V 充電器盤 2B			常設		
	125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路 [電路]			常設		
	125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 [電路]			常設		
	125V 代替蓄電池			常設		
	250V 蓄電池			常設		
	125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 [電路]			常設		
	250V 蓄電池～250V 直流主母線盤 電路 [電路]			常設		
常設代替直流電源設備による給電	非常用直流電源設備 高圧炉心スプレイ系用直流電源設備	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	—	

第 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
可搬型代替直流電源設備による給電	125V 代替蓄電池	非 常 用 直 流 電 源 設 備  高 圧 炉 心 ス ブ レ イ 系 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	—
	250V 蓄電池			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	125V 代替充電器盤			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	—
	250V 充電器盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	電源車			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	—
	ガスタービン発電設備軽油タンク			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	—
	タンクローリー			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
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・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	—
	高圧炉心サブレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・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	—
	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁[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	—
	ホース[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	—
	125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 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	—
	250V 蓄電池及び 250V 充電器盤～250V 直流主母線盤電路 [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～電源車接続口 (原子炉建屋) 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	—
	電源車接続口 (原子炉建屋)～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 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	—
	電源車接続口 (原子炉建屋)～250V 直流主母線盤電路 [電路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—

### 第 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	ガスタービン発電機接続統盤	常設	S —	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	—
	緊急用高圧母線 2F 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	—	
	緊急用高圧母線 2G 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	—	
	緊急用動力変圧器 2G 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	—	
	緊急用低圧母線 2G 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	—	
	緊急用交流電源切替盤 2G 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	—	
	緊急用交流電源切替盤 2C 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	—	
	緊急用交流電源切替盤 2D 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 2C 系	常設		(S)	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 2D 系	常設		S —	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 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			
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機	(非常用交流電源設備)	—	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設備燃料移送ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—			
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—			
	非常用ディーゼル発電設備燃料ダイヤタンク			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設備燃料移送系配管・弁〔燃料流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—			
	非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路〔電路〕			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—			
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—			
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—			
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—			
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料ダイヤタンク			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—			
高圧炉心スプレイ系用交流電源設備	非常用高圧母線 2H 系	(高圧炉心スプレイ系用交流電源設備)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—			
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁〔燃料流路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—			
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2H 系電路〔電路〕			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—			
	125V 蓄電池 2H			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—			
	125V 充電器盤 2H			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—			
	125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H～125V 直流主母線盤 2H 電路〔電路〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—			
	高圧炉心スプレイ系用直流電源設備			125V 蓄電池 2H	(S)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
				125V 充電器盤 2H			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—

第 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	—	
	ガスタービン発電設備軽油タンク	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ		常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	タンクローリー	高圧炉心スプレイスライシ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]		可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]	高圧炉心スプレイスライシ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]		常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	高圧炉心スプレイスライシ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]		常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]	ホース[燃料流路]		可搬	可搬型重大事故防止設備	—	
	ホース[燃料流路]						

第 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		機器クラス
		設備※1	耐震重要度分類		分類		
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の検出器	C	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	—	—
		原子炉圧力	S				
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉水位 (広帯域)	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	—	—
		原子炉水位 (燃料域)	S				
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	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	—	—
		高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	—				
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力容器温度	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	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S				
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (燃料域)	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	—	—
		主要パラメータの他チャンネル	S				
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)	高圧代替注水系ポンプ出口流量	—	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ポンプ出口流量	S				
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)	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	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	—	—
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	B				
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)	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	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	—	—
		残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	—				
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)	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	—	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	—	—
		代替循環冷却ポンプ出口流量	—				
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)	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	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	—	—
		残留熱除去系ポンプ出口流量	S				

※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重要代替監視パラメータ



第 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		分類	機器クラス
原子炉圧力容器内の水位 (つづき)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 圧力抑制室圧力	C S C	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	—
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位	S 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	—
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位	S S C	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	高圧炉心スプレイ系ポンプ 出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位	S S C	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位	S 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	—
	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位	S S C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 復水貯蔵タンク水位	S S C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位	S S C	常設	常設重大事故緩和設備	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ 出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位	S S C	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出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 圧力抑制室水位	S S C	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重要代替監視パラメータ

第 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	分類		機器クラス	
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 復水貯蔵タンク水位	— — C	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備	—	
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	— — C C 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	—	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	— — C C C	常設	常設重大事故緩和設備	—	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	主要パラメータの他の検出器 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	C C C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
	圧力抑制室内空気温度	主要パラメータの他の検出器 サブプレッションプール水温度 圧力抑制室圧力	S 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	—	
	サブプレッションプール水温度	主要パラメータの他の検出器 圧力抑制室内空気温度 圧力抑制室圧力	S 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	—	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度	C C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
	圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室内空気温度	C 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	—	

※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重要代替監視パラメータ

第 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		分類	機器クラス
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	主要パラメータの他チャンネル	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	—
		高圧代替注水系ポンプ出口流量	—			
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	S			
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	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	—
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	B			
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	B			
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	—			
		原子炉格納容器下部注水流量	—			
		原子炉格納容器代替スプレイ流量	—			
		復水貯蔵タンク水位	C			
		主要パラメータの他チャンネル	—			
		原子炉格納容器下部注水流量	—			
		原子炉格納容器代替スプレイ流量	—			
原子炉格納容器下部水位	原子炉格納容器下部水位	代替循環冷却ポンプ出口流量	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
		主要パラメータの他チャンネル	—			
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	原子炉格納容器下部注水流量	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
		原子炉格納容器代替スプレイ流量	—			
		代替循環冷却ポンプ出口流量	—			

※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重要代替監視パラメータ

第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		機器クラス
		設備※1	耐震重要度分類		分類		
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気水素濃度	— S	常設 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	—	
	格納容器内水素濃度 (S/C)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気水素濃度	— 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	—	
	格納容器内雰囲気水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)	S — —	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モニタ (D/W)	主要パラメータの他チャンネル	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	—	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	主要パラメータの他チャンネル	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	—	
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	S	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	平均出力領域モニタ	S	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	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	サブレーションポンプ水温度	主要パラメータの他の検出器 圧力抑制室内空気温度	S 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	—	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉圧力容器温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 サブレーションポンプ水温度 圧力抑制室内空気温度 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位	S S C C C C S 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

※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

第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		分類	機器 クラス
最終ヒートシンクの確保 (原子炉格納容器フィルタ ベント系)	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	ドライウエール圧力 圧力抑制室圧力	C C	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	—
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	ドライウエール圧力 圧力抑制室圧力	C 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	—
	フィルタ装置水位 (広帯域)	主要パラメータの他チャヤンネ	—	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	—
	フィルタ装置水温度	主要パラメータの他チャヤンネ	—	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	—
	フィルタ装置出口水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (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ヤンネ	—	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	—
	ドライウエール温度	主要パラメータの他の検出器 ドライウエール圧力 圧力抑制室圧力	C C 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	—
	圧力抑制室内空気温度	主要パラメータの他の検出器 サブレーションプールの水温度 圧力抑制室圧力	S 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	—
	ドライウエール圧力	圧力抑制室圧力	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	—
	圧力抑制室圧力	圧力抑制室内空気温度	C 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	—
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉圧力容器温度 サブレーションプールの水温度 残留熱除去系ポンプ出口圧力 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却水 入口流量	C S C S C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 (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重要代替監視パラメータ

第 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		分類	機器クラス
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)	主要パラメータの他チャンネル	S	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	—
	原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル	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	—
	原子炉圧力	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉圧力容器温度	S 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	—
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウエール温度	主要パラメータの他の検出器	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	ドライウエール圧力	ドライウエール圧力 圧力抑制室圧力 ドライウエール温度	C C C	常設	常設重大事故防止設備 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)	高圧炉心スブレイ系ポンプ出口圧力	原子炉圧力	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	低圧炉心スブレイ系ポンプ出口圧力	原子炉圧力	S	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出口圧力	原子炉圧力	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量	—	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ポンプ出口流量	S			
		高圧炉心スブレイ系ポンプ出口流量	S			
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	B			
		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	B			
		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	—			
		原子炉格納容器下部注水流量	—			

※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

第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			設備種類	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	分類		機器クラス	
水源の確保 (つづき)	復水貯蔵タンク水位	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	—	常設 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ポンプ出口圧力	S				
原子炉建屋内の水素濃度	圧力抑制室水位	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	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	—	
		復水移送ポンプ出口圧力	B				
		直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	—				
		原子炉水位 (広帯域)	S				
		原子炉水位 (燃料域)	S				
		主要パラメータの他チャネル代替循環冷却ポンプ出口流量	C				
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	—				
		残留熱除去系ポンプ出口流量	S				
		代替循環冷却ポンプ出口圧力	—				
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	S				
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	残留熱除去系ポンプ出口圧力	C	常設	常設重大事故緩和設備	—	
		主要パラメータの他チャネル静的触媒式水素再結合装置監視装置	—				
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	主要パラメータの他チャネル格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	S	常設	常設重大事故緩和設備	—	
		格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	S				
		ドライウエール圧力	C				
		圧力抑制室圧力	C				

※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重要代替監視パラメータ

第 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		設備種類	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)	B	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
		使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	-			
		使用済燃料プール監視カメラ	-			
		使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	-			
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	-	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
		使用済燃料プール監視カメラ	-			
		使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	B			
		使用済燃料プール監視カメラ	-			
安全パラメータ表示システム(SPDS) 可搬型計測器	安全パラメータ表示システム(SPDS) 可搬型計測器	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	-	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	-
		使用済燃料プール監視カメラ	-			
		使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)	B			
		使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	-			
発電所内の通信連絡 温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	各計器	安全パラメータ表示システム(SPDS)	-	常設	常設重大事故緩和設備	-
		可搬型計測器	-			

※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重要代替監視パラメータ



### 第 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		分類	機器 クラス
その他※3	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧 力	-	-	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガ ス供給止め弁入口圧力	-	-	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	6-2F-1 母線電圧	-	-	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	-
	6-2F-2 母線電圧	-	-	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	-
	6-2C 母線電圧	-	-	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	-
	6-2D 母線電圧	-	-	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	-
	6-2H 母線電圧	-	-	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	4-2C 母線電圧	-	-	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	-
	4-2D 母線電圧	-	-	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重要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

## 第 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		分類	機器 クラス
その他※3	125V 直流主母線 2A 電圧	—	—	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	—
	125V 直流主母線 2B 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	—
	125V 直流主母線 2A-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	—
	125V 直流主母線 2B-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	—
	250V 直流主母線電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	HPCS125V 直流主母線電圧	—	—	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重要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

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

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
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室)	(S) —	常設 可搬型	(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※1	—
	中央制御室送風機			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	—
	中央制御室排風機			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	—
	中央制御室再循環送風機	(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※1	—
	中央制御室再循環フィルタ装置			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※1	—
	中央制御室換気空調系ダクト・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※1	SA-2
	中央制御室待避所			常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室待避所遮蔽			常設	常設重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避所加圧設備 (空気 ポンプ)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	中央制御室待避所加圧設備 (配 管・弁) [流路]			常設	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又は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

第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基礎対象施設		設備種別	設備分類		
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス	
居住性の確保	差圧計※1	-	-	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)	-	
	酸素濃度計※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)	-	
	二酸化炭素濃度計※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)	-	
居住性の確保	トランシーバ(固定)	62条に記載					
	衛星電話(固定)						
	トランシーバ(屋外アンテナ)[伝送路]						
	衛星電話(屋外アンテナ)[伝送路]						
	有線(建屋内)[伝送路]						
照明の確保	データ表示装置(待避所)	-	-	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)	-	
	可搬型照明(SA)	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	-	
	非常用ガス処理系空気乾燥装置[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	
	非常用ガス処理系配管・弁[流路]			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	
	排気筒[流路]			常設	常設重大事故緩和設備	-	
その他の設備に記載							
	原子炉建屋原子炉棟[流路]			常設	常設重大事故緩和設備	-	
	原子炉建屋ブローアウト閉止装置	-	-	常設	常設重大事故緩和設備	-	

※1 計測器本体を示すため計器名を記載

第 60 条 監視測定設備

系統機能	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
放射線量の代替測定	可搬型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]				
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 <sup>※1</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)	—
	γ線サーベイメータ <sup>※1</sup>				
	β線サーベイメータ <sup>※1</sup>				
気象観測設備の代替測定	代替気象観測設備	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]				
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 <sup>※1</sup>				
	小型船舶				
	データ処理装置 [伝送路]				
	可搬型ダスト・よう素サンプラ <sup>※1</sup>				
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	γ線サーベイメータ <sup>※1</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)	—
	β線サーベイメータ <sup>※1</sup>				
	α線サーベイメータ <sup>※1</sup>				
	小型船舶				
	可搬型ダスト・よう素サンプラ <sup>※1</sup>				
モニタリングポストの代替 交流電源からの給電	常設代替交流電源設備	57 条に記載 (ただし、本系統機能においては、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

### 第 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		分類	機器クラス
居住性の確保	緊急時対策所			常設	(重大事故等対処施設)	—
	緊急時対策所遮蔽			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策建屋非常用送風機			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策建屋非常用フィルター装置			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	緊急時対策建屋非常用給排気配管・弁〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	緊急時対策所加圧設備(空気ポンプ)		—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	緊急時対策所加圧設備(配管・弁)〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	差圧計※1			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)	—
	酸素濃度計※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)	—
	二酸化炭素濃度計※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)	—
	緊急時対策所可搬型エアモニタ			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	可搬型モニタリングポスト			60 条に記載		

※1 計測器本体を示すため計器名を記載

第 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礎対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
電源の確保 (緊急時対策所)	ガスタータービン発電機			可搬型		
	ガスタータービン発電設備軽油タンク			常設		
	ガスタータービン発電設備燃料移送ポンプ			可搬型		
	ガスタータービン発電設備燃料移送系配管・弁 [燃料流路]			可搬型		
	ガスタータービン発電機接続盤			可搬型		
	緊急用高圧母線 2F 系			可搬型		
	電源車			可搬	可搬型重大事故防止設備	—
	緊急時対策所軽油タンク			常設	可搬型重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所燃料移送系配管・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	SA-2
	ホース [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	SA-2
	緊急時対策所用高圧母線 J 系			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
	ガスタータービン発電機～緊急時対策所用高圧母線 J 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～電源車接続口 (緊急時対策建屋) 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	—
	電源車接続口 (緊急時対策建屋)～緊急時対策所用高圧母線 J 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	—

57 条に記載

非常用交流電源設備  
—

S  
—

### 第 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		設備種類	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
必要な情報の把握  通信連絡（緊急時対策所）	安全パラメータ表示システム (SPDS)			常設 可搬型		
	トランシーバ（固定）					
	トランシーバ（携帯）					
	衛星電話（固定）					
	衛星電話（携帯）					
	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]					
	トランシーバ(屋外アンテナ) [伝送路]					
	衛星電話(屋外アンテナ) [伝送路]					
	衛星通信装置 [伝送路]					
有線（建屋内） [伝送路]						

62 条に記載

62 条に記載



第 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
発電所内の通信連絡	携行型通話装置	送受話器 (ページング) 電力保安通信用電話設備	C —	可搬 可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	トランシーバ (固定)	—	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	トランシーバ (携帯)	—	—	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 (固定)	—	—	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 (携帯)	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	安全パラメータ表示システム (SPDS)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	トランシーバ (屋外アンテナ) [伝送路]	—	—	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 (屋外アンテナ) [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	無線通信装置 [伝送路]	送受話器 (ページング) 電力保安通信用電話設備	C —	常設	常設重大事故緩和設備	—
	有線 (建屋内) (携行型通話装置, トランシーバ (固定), 衛星電話 (固定) に係るもの) [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	有線 (建屋内) (安全パラメータ表示システム (SPDS) に係るもの) [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

第 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 (固定)	-	-	常設	常設重大事故緩和設備	-
	衛星電話 (携帯)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	-
	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 (屋外アンテナ) [伝送路]			常設	常設重大事故緩和設備	-
	衛星通信装置 [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) (衛星電話 (固定) に係るもの) [伝送路]			常設	常設重大事故緩和設備	-
	有線 (建屋内) (統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備, データ伝送設備に係るもの) [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種対象施設		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	原子炉圧力容器	(原子炉圧力容器) —	(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
非常用取水設備	原子炉建屋原子炉棟	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	取水口	(取水口) —	(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	—
	海水ポンプ室	(海水ポンプ室) —	(C(Ss)) —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要容量，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第1～第4保管エリアのいずれか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・電力を供給する電源車、大容量送水ポンプ（タイプI）及び熱交換器ユニットについては、必要となる容量を有する設備を1基当たり2セット及び予備を保有し、第1～第4保管エリアのいずれか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、高圧窒素ガスボンベについては、必要となる容量を有する設備を1基当たり1セット及び予備を保有し、原子炉建屋内に分散配置する。

(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基当たり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、第1～第4保管エリアのいずれか2箇所以上に分散配置する。



$2n+\alpha$	<p>電源車                      大容量送水ポンプ（タイプI）                      熱交換器ユニット</p> 
$n+\alpha$	<p>高圧窒素ガスボンベ</p> 
$n$	<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容量の考え方について

1 基当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となる。したがって、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、若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。

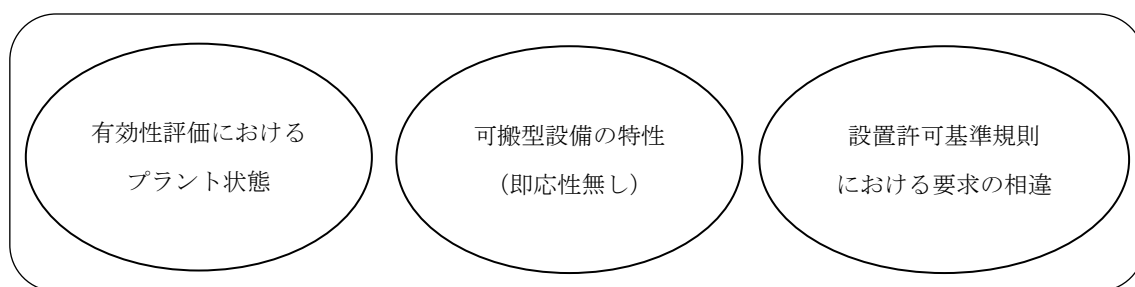


図 2 可搬型重大事故等対処設備の必要容量算出における考慮事項

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) 電源車

電源車は、「可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備としての要求」と「緊急時対策所用代替交流電源設備としての要求」を併せ持つ。以下に、各々の要求を踏まえた必要台数を整理する。

### a. 可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備としての要求

可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する電源車は、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 5(1)に示す。

#### (a) 有効性評価における要求

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、外部電源及び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である。

その状態に対しては、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（ガスタービン発電機）による給電によって対応する。したがって、低圧代替注水系（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。

また、本設備が担う直流電源の代替機能を要求するのは、125V 蓄電池による給電に失敗している状態である。

その状態に対しては、炉心の著しい損傷の防止の重大事故シーケンスのうち「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている284kW以上の容量が必要であり、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器盤、250V 充電器盤及び電源車1台に期待する。

したがって、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た上で必要となる電源車の必要容量は1基当たり1台となる。

#### (b) 設置許可基準規則における要求

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 (125V 代替蓄電池, 125V 代替充電器盤及び電源車の組合せ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 (常設又は可搬型)
48 条	設計基準事故対処設備と独立した電源 (常設又は可搬型)
49 条	設計基準事故対処設備と独立した電源 (常設又は可搬型)
51 条	代替電源設備 (常設又は可搬型)
52 条	計測設備の代替電源設備 (常設又は可搬型)
53 条	計測設備の代替電源設備 (常設又は可搬型)
54 条	計測設備の代替電源設備 (常設又は可搬型)
57 条	可搬型代替交流電源設備 (電源車) 可搬型代替直流電源設備 (同 45 条)
59 条	代替交流電源設備 (常設又は可搬型)
60 条	代替交流電源設備 (常設又は可搬型)
61 条	代替交流電源設備 (常設又は可搬型)
62 条	通信連絡設備の代替電源設備 (常設又は可搬型)

このうち、可搬型代替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、人力による原子炉隔離時冷却系等 (高圧代替注水系) 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女川 2 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り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復水移送ポンプを使用した低圧代替注水系 (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ではなく、いずれも 1 基当たり 2 台以下の電源車にて実施可能である。

したがって、設置許可基準規則において要求される電源車の容量は 1 基当たり 2 台となる。



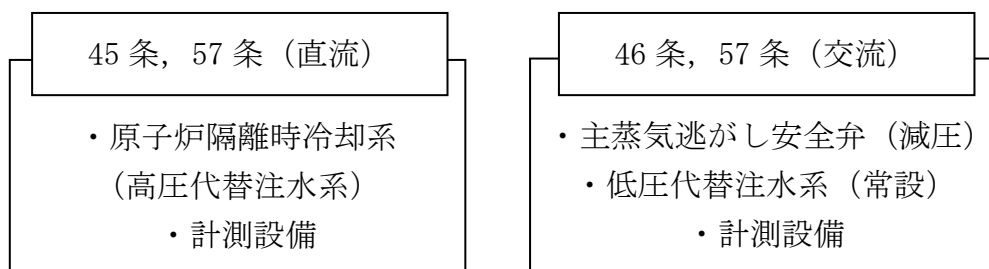


図 3 条文ごとの給電対象

以上の「有効性評価における必要容量」及び「設置許可基準規則における必要容量」から、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用される電源車に必要な容量は 1 基当たり 2 台となる。

また、本設備は「 $2n+\alpha$ 」の対象施設であり、2セットを準備する必要があるため、1 基当たりの必要容量は、2 台×2 セット=4 台となる。

b. 緊急時対策所用代替交流電源設備としての要求

緊急時対策所用代替交流電源設備として使用する電源車は、原子炉建屋の外側から電力を供給するものではないことから、1. (3)に示す「n」の対象施設と考える。本設備の台数を表 5(3)に示す。

(a) 有効性評価における要求

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、外部電源及び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である。

その状態に対しては、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（ガスタービン発電機）による給電によって対応する。したがって、緊急時対策所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ため、重大事故等対策の有効性評価においては、電源車は期待していない。

(b) 設置許可基準規則における要求

設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、緊急時対策所の代替電源設備は、可搬型代替電源設備を必須のものとして要求されていないが、61 条において「当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。」として要求される。この場合の必要台数は 1 基当たり 1 台である。

以上の「有効性評価における必要容量」及び「設置許可基準規則における必要容量」から、緊急時対策所用代替交流電源設備として使用される電源車に必要な容量は1基当たり1台となる。

これらの「a. 可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備としての要求」及び「b. 緊急時対策所用代替交流電源設備としての要求」から、電源車の必要となる容量は1基当たり5台となる。

## (2) 大容量送水ポンプ（タイプ I）

大容量送水ポンプ（タイプ I）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 5(1)に示す。

### a. 有効性評価における要求

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・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、水源を補給する必要のある状態、若しくは原子炉補機代替冷却水系によって除熱を行う状態である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「注水設備及び水の供給設備としての要求」と「除熱設備としての要求」を併せ持つ。以下に、各々の要求を踏まえた必要台数を整理する。

### (a) 注水設備及び水の供給設備としての要求

本設備は、以下 i ~ iii に示す「原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，燃料プール代替注水系（可搬型），復水貯蔵タンクへの補給」の各系統への注水設備及び水の供給設備として用いる。

#### i. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

本設備の容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「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「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において有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ流量として 88 m<sup>3</sup>/h 以上が必要である。

#### ii. 燃料プール代替注水系（可搬型）

本設備の容量は、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

事故シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている注水流量として  $114 \text{ m}^3/\text{h}$  以上が必要である。

また、重大事故等対策の有効性評価においては使用しないものの、設置許可基準規則 54 条で要求される燃料プール代替注水系（常設配管）及び可搬型スプレイ設備（燃料プールのスプレイ系）としての使用を考慮し、燃料プール代替注水系（常設配管）として  $114 \text{ m}^3/\text{h}$  以上、燃料プールのスプレイ系として  $126 \text{ m}^3/\text{h}$  以上が必要である。

燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系は、同時使用することはないため、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系の流量として  $126 \text{ m}^3/\text{h}$  以上が必要である。

### iii. 復水貯蔵タンクへの補給

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている注水流量として  $150 \text{ m}^3/\text{h}$  以上が必要である。

また、重大事故等対策の有効性評価においては使用しないものの、以下 iv～vi に示す各系統へ注水設備及び水の供給設備として必要な流量を考慮する。

### iv. 低圧代替注水系（可搬型）

重大事故等対策の有効性評価において、本設備に期待するのは更なる安全性向上のためのバックアップとして待機する場合である。本設備の容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「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「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において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として  $120 \text{ m}^3/\text{h}$  以上が必要である。

また、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として  $145 \text{ m}^3/\text{h}$  以上が必要である。

上記より、低圧代替注水系（可搬型）として必要な流量は  $145 \text{ m}^3/\text{h}$  以上である。

v. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

重大事故等対策の有効性評価において、本設備に期待するのは更なる安全性向上のためのバックアップとして待機する場合である。

(i) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合

本設備の容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量として  $50 \text{ m}^3/\text{h}$  以上が必要である。

(ii) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水

本設備の容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている溶融炉心の冷却時の注水流量として  $35 \text{ m}^3/\text{h}$  以上が必要である。

上記より、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)として必要な流量は  $50 \text{ m}^3/\text{h}$  以上である。

vi. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の水の蒸発量を考慮し  $10 \text{ m}^3/\text{h}$  以上が必要である。

上記 i ~ vi は、全ての系統を同時に使用することはないものの、保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し、これらを足し合わせた流量 ( $569 \text{ m}^3/\text{h}$  以上) を 1 台で確保可能な設計とする。

したがって、大容量送水ポンプ（タイプ I）の必要となる容量は 1 基当たり 1 台 となる。

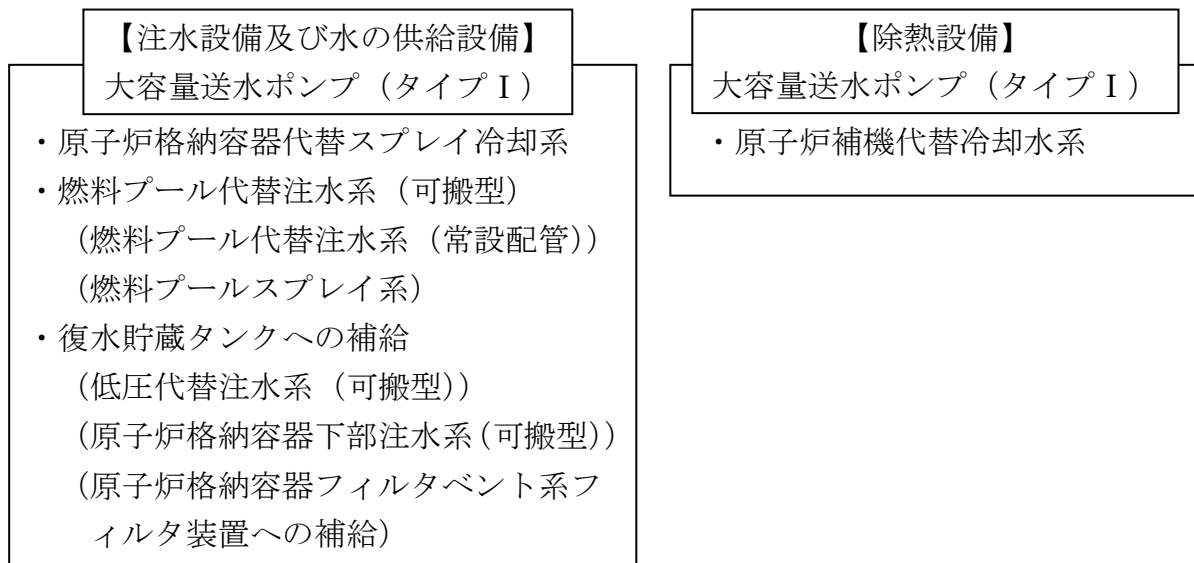


図 4 有効性評価における大容量送水ポンプ（タイプ I）への要求

(b) 除熱設備としての要求

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）に必要な容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 16.0MW 又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 14.7kW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換容量 2.29MW 並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の冷却に必要な熱交換容量 0.001MW を除熱可能な容量として 20.0MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892m<sup>3</sup>/h に、海水ストレナに必要な流量約 300m<sup>3</sup>/h を考慮した 1,200m<sup>3</sup>/h 以上であり、これを 1 台で確保可能な設計とする。

したがって、大容量送水ポンプ（タイプ I）の必要となる容量は 1 基当たり 1 台となる。

上記より、本設備の「注水設備及び水の供給設備」及び「除熱設備」としての同時使用を考慮し、本設備の必要容量は 1 基当たり 2 台となる。

b. 設置許可基準規則における要求

(a) 注水設備及び水の供給設備としての要求

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 8 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
48 条	格納容器圧力逃がし装置の給水設備（常設又は可搬型）
49 条	格納容器スプレイ代替注水設備（常設又は可搬型）
50 条	格納容器圧力逃がし装置の給水設備（常設又は可搬型）
51 条	原子炉格納容器下部注水設備（常設又は可搬型）
52 条	格納容器圧力逃がし装置の給水設備（常設又は可搬型）
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	水源からの供給設備（常設又は可搬型）

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。

これらの条文に要求される機能は、低圧代替注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系であり、前述のとおり 1 台で必要容量を満足する設計としている。

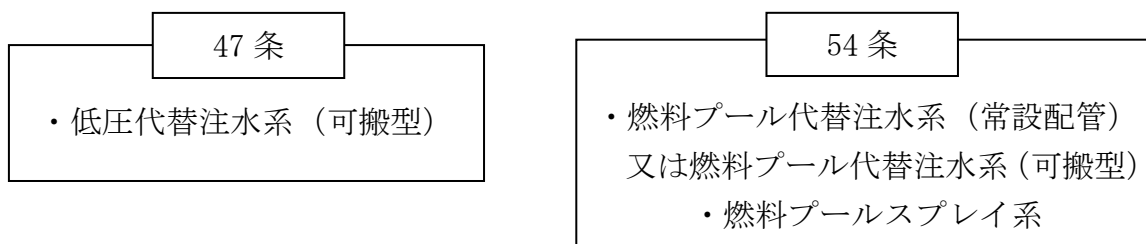


図 5 条文ごとの注水又は補給対象

(b) 除熱設備としての要求

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 3 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（所内車載代替の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）
54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却設備（常設又は可搬型）

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。このための必要容量は 1 基当たり 1 台である。

したがって、設置許可基準規則において要求される本設備の必要容量は、本設備の注水・スプレー設備及び除熱設備の同時使用を考慮し、1 基当たり 2 台となる。

以上の「有効性評価における必要容量」及び「設置許可基準規則における必要容量」から、必要となる容量は 1 基当たり 2 台となる。

本設備は「 $2n+\alpha$ 」の対象施設であり、2 セットを準備する必要があるため、1 基当たりの必要容量は 2 台×2 セット=4 台となる。

### (3) 熱交換器ユニット

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、原子炉建屋の外側若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、大容量送水ポンプ（タイプ I）により取水した海水を使用し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 5(1) に示す。

#### a. 有効性評価における要求

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。このとき、本設備は 1 基当たり 1 台が必要となる。

したがって、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た上での必要となる熱交換器ユニットの必要容量は 1 基当たり 1 台となる。

#### b. 設置許可基準規則における要求

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。

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。このための必要容量は1基当たり1台である。

したがって、設置許可基準規則において要求される本設備の必要容量は1基当たり1台となる。

以上の「有効性評価における必要容量」及び「設置許可基準規則における必要容量」から、必要となる容量は原子炉压力容器・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基当たり1台となる。

また、本設備は「 $2n+\alpha$ 」の対象施設であり、2セットを準備する必要があるため、1基当たりの必要容量は、1台×2セット=2台となる。

#### (4) 高圧窒素ガスポンペ

高圧窒素ガスポンペは、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であり、1.(2)に示す「 $n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表5(2)に示す。

##### a. 有効性評価における要求

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、減圧機能を有する主蒸気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おいて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。したがって、減圧機能の維持において、本設備に期待する。

このとき、本設備は高圧窒素ガス供給系（非常用）に接続して使用し、1基当たり6本（8本を接続して使用）が必要となる。

したがって、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た上での必要となる高圧窒素ガスポンペの必要容量は1基当たり8本となる。

##### b. 設置許可基準規則における要求

設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、高圧窒素ガスポンペを要求しているのは表4に示す2条文である。

表4 高圧窒素ガスポンペ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又は代替ポンペ設備
46条	減圧弁操作の可搬型コンプレッサー又は代替ポンペ設備



このうち、可搬型の代替ポンベ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 条の高圧窒素ガスポンベに期待する場合は、減圧用の逃がし安全弁操作用のガスが喪失している状態である。上述のとおり、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。このとき、1 基当たり 8 本が必要となる。

また、原子炉格納容器の圧力が原子炉格納容器の設計圧力を超えて上昇する可能性がある場合の主蒸気逃がし安全弁に対する背圧対策のため、代替高圧窒素ガス供給系に接続して使用する場合に 1 基当たり 3 本使用する。

したがって、設置許可基準規則において要求される高圧窒素ガスポンベの必要容量は、有効性評価における要求 8 本に加え背圧対策 3 本を考慮し 1 基当たり 11 本となる。

以上の「有効性評価における必要容量」及び「設置許可基準規則における必要容量」から、必要となる容量は 1 基当たり 11 本となる。

本設備は「 $n+\alpha$ 」の対象施設であり、1 セットを準備することが必要であるため、1 基当たりの必要容量は 11 本となる。

### 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) 電源車

電源車については、2. (1)のとおり、必要となる容量は1基当たり3台であり、このうち2台が「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、5台が必要容量となる。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上で、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台を確保する。

以上から、合計で6台保有する。

#### (2) 大容量送水ポンプ（タイプI）

大容量送水ポンプ（タイプI）については、2. (2)のとおり、必要となる容量は1基当たり2台であり、「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、4台が必要容量となる。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上で、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台を確保する。

以上から、合計で5台確保する。

#### (3) 熱交換器ユニット

熱交換器ユニットについては、2. (4)のとおり、必要となる容量は1基当たり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、2台が必要容量となる。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上で、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台を確保する。

以上から、合計で3台確保する。

#### (4) 高圧窒素ガスポンベ

高圧窒素ガスポンベについては、2. (5)のとおり、必要となる容量は1基当たり

11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、11本が必要容量となる。

この本数に加えて、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。したがって、1基当たり最大で11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基当たり11本を確保する。

以上から、合計で1基当たり22本を保有する。

#### 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直流電源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容量を表5(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ブルドーザの配備数を表6に示す。

表 5 主要可搬型設備

(1) 「 $2n+\alpha$ 」の可搬型設備

設備名	配備数	必要容量	予備	保管場所				緊急時 対策建屋	備考
				第 1	第 2	第 3	第 4		
電源車	5 台	2 台 ( $2n=4$ )	1 台	—	2 台	2 台	1 台	—	・可搬型代替交流電源設備 ・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 (緊急時対策所用代替 交流電源設備として使用す る電源車の予備と兼用)
ケーブル (1 組: 25m)	5 組	2 組 ( $2n=4$ )	1 組	—	2 組	2 組	1 組	—	・可搬型代替交流電源設備 ・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 組 (緊急時対策所用代替 交流電源設備として使用す るケーブルの予備と兼用)
大容量送水ポンプ (タイプ I)	5 台	2 台 ( $2n=4$ )	1 台	1 台	1 台	2 台	1 台	—	・注水設備及び除熱設備 (必要 容量それぞれ 1 台ずつ) ・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
注水用ヘッダ	3 台	1 台 ( $2n=2$ )	1 台	—	1 台	1 台	1 台	—	・注水設備 ・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
ホース (1 組: 約 1730m) ・ 300A: 約 1610m ・ 150A: 約 120m	2 組 及びホ ース長 ごと 1 本	1 組 ( $2n=2$ )	ホー ス長 ごと 1 本	—	1 組	1 組	ホー ス長 ごと 1 本	—	・注水設備 ・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 ホース長ごと 1 本
ホース (1 組: 300A, 約 1810m)	2 組 及びホ ース長 ごと 1 本	1 組 ( $2n=2$ )		1 組	—	1 組		—	・除熱設備 (熱交換器ユニット 海水側用) ・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 ホース長ごと 1 本
ホース (1 組: 約 233m) ・ 150A: 約 230m ・ 65A: 約 3m	2 組 及びホ ース長 ごと 1 本	1 組 ( $2n=2$ )	ホー ス長 ごと 1 本	原子炉建屋内に 2 組及びホース長ごと 1 本 ("1 組"と "1 組及びホース長ごと 1 本"で分散 保管)				—	・使用済燃料プールの注水・ス プレイ (原子炉建屋内敷設 用) ・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 ホース長ごと 1 本
ホース延長回収車	5 台	2 台 ( $2n=4$ )	1 台	—	2 台	2 台	1 台	—	・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
熱交換器ユニット	3 台	1 台 ( $2n=2$ )	1 台	1 台	—	1 台	1 台	—	・除熱設備 ・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
ホース (1 組: 約 74m) ・ 200A: 約 20m ・ 300A: 約 54m	2 組 及びホ ース長 ごと 1 本	1 組 ( $2n=2$ )	ホー ス長 ごと 1 本	1 組	—	1 組	ホー ス長 ごと 1 本	—	・除熱設備 (熱交換器ユニット 淡水側用) ・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 ホース長ごと 1 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。

(2) 「n+α」の可搬型設備

設備名	配備数	必要容量	予備	保管場所					備考
				第1	第2	第3	第4	緊急時 対策建屋	
高圧窒素ガスポンプ	22本	11本	11本	原子炉建屋内に22本 (11本と11本で分散保管)					・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11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	必要容量	予備	保管場所					緊急時 対策建屋	備考
				第1	第2	第3	第4			
可搬型窒素ガス供給装置	2台	1台	1台	1台	—	—	1台	—	・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	
ホース(1組:50A, 約110m)	1組及びホース長ごと1本	1組	ホース長ごと1本	1組	—	—	ホース長ごと1本	—		
大容量送水ポンプ(タイプⅡ)	3台	2台	1台	1台	1台	—	1台	—	・放水設備及び水の移送設備(代替淡水源(淡水貯水槽(No.1)及び淡水貯水槽(No.2))補給)(必要容量それぞれ1台ずつ) ・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	
放水砲	2台	1台	1台	1台	—	—	1台	—	・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	
泡消火薬剤混合装置	2台	1台	1台	1台	—	—	1台	—	・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	
ホース(1組:300A, 約1590m)	1組及びホース長ごと1本	1組	ホース長ごと1本	1組	—	—	ホース長ごと1本	—	・放水設備 ・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ホース長ごと1本	
ホース(1組:300A, 約1700m)	1組及びホース長ごと1本	1組	ホース長ごと1本	—	1組	—		—	・水の移送設備(代替淡水源(淡水貯水槽(No.1)及び淡水貯水槽(No.2))補給) ・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ホース長ごと1本	
放射性物質吸着材	100個	47個	53個	50個	—	—	50個	—	・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53個	
シルトフェンス(南側幹線排水路側)	3本	2本	1本	2本	—	—	1本	—	・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本	
シルトフェンス(2・3号炉放水口側)	5本	4本	1本	4本	—	—	1本	—	・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本	
タンクローリ	3台	2台	1台	—	1台	1台	1台	—	・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	
可搬型モニタリングポスト	11台	9台	2台	2台	6台	—	2台	1台	・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2台	
小型船舶	2隻	1隻	1隻	1隻	—	—	1隻	—	・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	
代替気象観測設備	2台	1台	1台	—	1台	—	1台	—	・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	
中央制御室待避所加圧設備(空気ポンプ)	80本	40本	40本	制御建屋					—	・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

設備名	配備数	必要容量	予備	保管場所					備考
				第1	第2	第3	第4	緊急時 対策建屋	
緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ）	540本	415本	125本	—	—	—	—	540本	・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125本
電源車	2台	1台	1台	—	—	—	1台	1台	・緊急時対策所用代替交流電源設備 ・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（可搬型代替交流電源設備として使用する電源車の予備と兼用）
ケーブル（1組：25m）	2組	1組	1組	—	—	—	1組	1組	・緊急時対策所用代替交流電源設備 ・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組（可搬型代替交流電源設備として使用するケーブルの予備と兼用）

\*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。

表6 アクセスルート確保のための可搬型設備

設備名	配備数	必要容量	予備	保管場所					備考
				第1	第2	第3	第4	緊急時 対策建屋	
ブルドーザ	2台	1台	1台	1台	—	—	1台	—	・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

\*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。

## 別紙 1 ホース延長回収車の位置付けについて

女川原子力発電所 2 号炉においては、可搬型重大事故等対処設備の運搬にあたってホース延長回収車を使用する。ホース延長回収車の位置付けについて、以下に示す。

### 1. ホース延長回収車の設置許可基準規則における位置付け

ホース延長回収車はホース運搬・設置作業及び注水用ヘッダの運搬・設置作業に用いることとしており、それを踏まえた作業の所要時間を算出し、以下の有効性を評価している。

- ・ [48 条, 50 条] 原子炉補機代替冷却水系
- ・ [49 条] 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
- ・ [54 条] 燃料プール代替注水系（可搬型）
- ・ [56 条] 復水貯蔵タンクへの補給

また、以下の系統におけるホース、放水砲等の運搬・設置においても使用する。

- ・ [47 条] 低圧代替注水系（可搬型）
- ・ [48 条, 50 条, 52 条] 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給
- ・ [51 条] 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）
- ・ [54 条] 燃料プール代替注水系（常設配管）  
燃料プールのスプレイ系
- ・ [55 条] 放水設備
- ・ [56 条] 水の供給設備

上記を踏まえ、ホース延長回収車は重大事故等対処設備と位置付ける。

### 2. ホース延長回収車の配備数の考え方





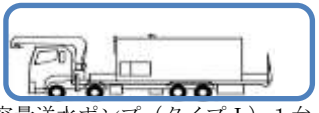
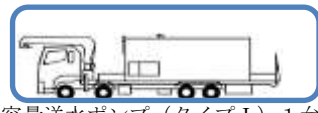
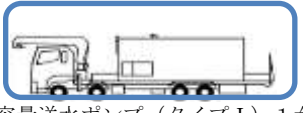





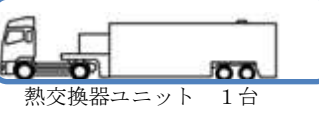

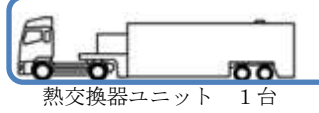





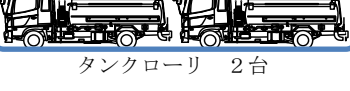
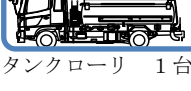
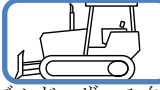

ホース延長回収車は、原子炉建屋の外側から水を供給する可搬型重大事故等対処設備の運搬・設置時に使用する設備であることから、「 $2n+\alpha$ 」の対象施設とする。

ホース延長回収車については、必要となる容量は 1 基当たり 2 台であり、「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、4 台が必要容量となる。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上で、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 台を確保する。



別紙2 女川原子力発電所2号炉 可搬型重大事故等対処設備（車両型）の必要容量、予備数及び保有数

設備	容量	必要容量の考え方	要求数	必要容量 $n_1$	必要容量 $n_2$	予備 $+ \alpha$	
可搬型代替交流電源設備	電源車	340 kW/台	ガスタービン発電機が使用不能の場合、復水移送ポンプを使用した低圧代替注水系（常設）にて炉心の冠水を実施するために必要な最大負荷約645kW以上を有する。また、可搬型代替直流電源設備として、最大負荷約284kW以上を有する。	$2n + \alpha$ ( $n=2$ ) 必要容量を2台で確保	 電源車 2台	 電源車 2台	 電源車 1台
緊急時対策所用代替交流電源設備			ガスタービン発電機が使用不能の場合、緊急時対策所に必要な最大負荷約338kW以上を有する。	$n$ ( $n=1$ ) 必要容量を1台で確保	 電源車 1台	—	
注水設備 水の供給設備	大容量送水ポンプ (タイプI)	1440 m <sup>3</sup> /h/台	「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）又は燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量の合計569m <sup>3</sup> /h以上を有する。	$2n + \alpha$ ( $n=1$ ) 必要容量を1台で確保	 大容量送水ポンプ（タイプI）1台	 大容量送水ポンプ（タイプI）1台	 大容量送水ポンプ（タイプI）1台
除熱設備			原子炉補機代替冷却水系として熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な容量1200m <sup>3</sup> /h以上を有する。	$2n + \alpha$ ( $n=1$ ) 必要容量を1台で確保	 大容量送水ポンプ（タイプI）1台	 大容量送水ポンプ（タイプI）1台	
注水設備 除熱設備、放水設備 水の供給設備	ホース延長回収車	—	注水用ヘッダ、ホース等の運搬・設置を行うのに必要な容量を有する。	$2n + \alpha$ ( $n=2$ ) 必要容量を2台で確保	 ホース延長回収車 2台	 ホース延長回収車 2台	 ホース延長回収車 1台
除熱設備	熱交換器ユニット	20.0 MW/台	原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による除熱又は代替循環冷却系による除熱と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な容量20.0MWを有する。	$2n + \alpha$ ( $n=1$ ) 必要容量を1台で確保	 熱交換器ユニット 1台	 熱交換器ユニット 1台	 熱交換器ユニット 1台
窒素供給設備	可搬型窒素ガス供給装置	220 m <sup>3</sup> /h/台 [normal]	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」時における水素発生量及び酸素発生量に対して、原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4%）未満に維持するのに必要な容量110m <sup>3</sup> /h[normal]以上を有する。	$n$ ( $n=1$ ) 必要容量を1台で確保	 可搬型窒素ガス供給装置 1台	—	 可搬型窒素ガス供給装置 1台
放水設備	大容量送水ポンプ (タイプII)	1800 m <sup>3</sup> /h/台	放水設備（大気への拡散抑制設備）又は放水設備（泡消火設備）として必要な容量1200m <sup>3</sup> /h以上を有する。	$n$ ( $n=1$ ) 必要容量を1台で確保	 大容量送水ポンプ（タイプII）1台	—	 大容量送水ポンプ（タイプII）1台
水の供給設備			注水・スプレイ設備に必要な容量を補給可能な容量569m <sup>3</sup> /h以上を有する。	$n$ ( $n=1$ ) 必要容量を1台で確保	 大容量送水ポンプ（タイプII）1台	—	
燃料補給設備	タンクローリ	4.0 kL/台	5時間に1回、熱交換器ユニット1台及び大容量送水ポンプ（タイプI）2台に燃料補給を行い、さらに2時間に1回、電源車1台に燃料補給を行うのに必要な容量を有する。	$n$ ( $n=2$ ) 必要容量を2台で確保	 タンクローリ 2台	—	 タンクローリ 1台
アクセスルート確保	ブルドーザ	—	アクセスルート仮復旧作業（がれき撤去作業）を行うのに必要な容量を有する。	$n$ ( $n=1$ ) 必要容量を1台で確保	 ブルドーザ 1台	—	 ブルドーザ 1台

45 条

45-1 SA 設備基準適合性一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 高圧代替注水系について

45-8 その他設備

45-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 5 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		高圧代替注水系ポンプ		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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	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, 45-4 系統図	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作, 現場操作 (弁操作)		A, Bf
		関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ		A
		関連資料	45-5 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要		B 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	現場操作 (設置場所で操作可能), 中央制御室操作		A a, B
		関連資料	45-3 配置図		
	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)		—
		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 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料		45-2 単線結線図, 45-3 配置図, 45-4 系統図, 45-7 その他設備			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 5 条：原子炉冷却材圧力バウンダリ 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 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	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	—		
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A		
		関連資料	—			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A		
		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	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)	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	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分 (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)	—	
			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	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 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		—			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 5 条：原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時に発電用原子炉を冷却するための設備			高压炉心スプレイ系ポンプ (設計基準拡張)	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	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	—		
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A		
		関連資料	—			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A		
		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	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 (その他設備)	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分 (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)	—	
			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	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 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		—			

45-2  
単線結線図





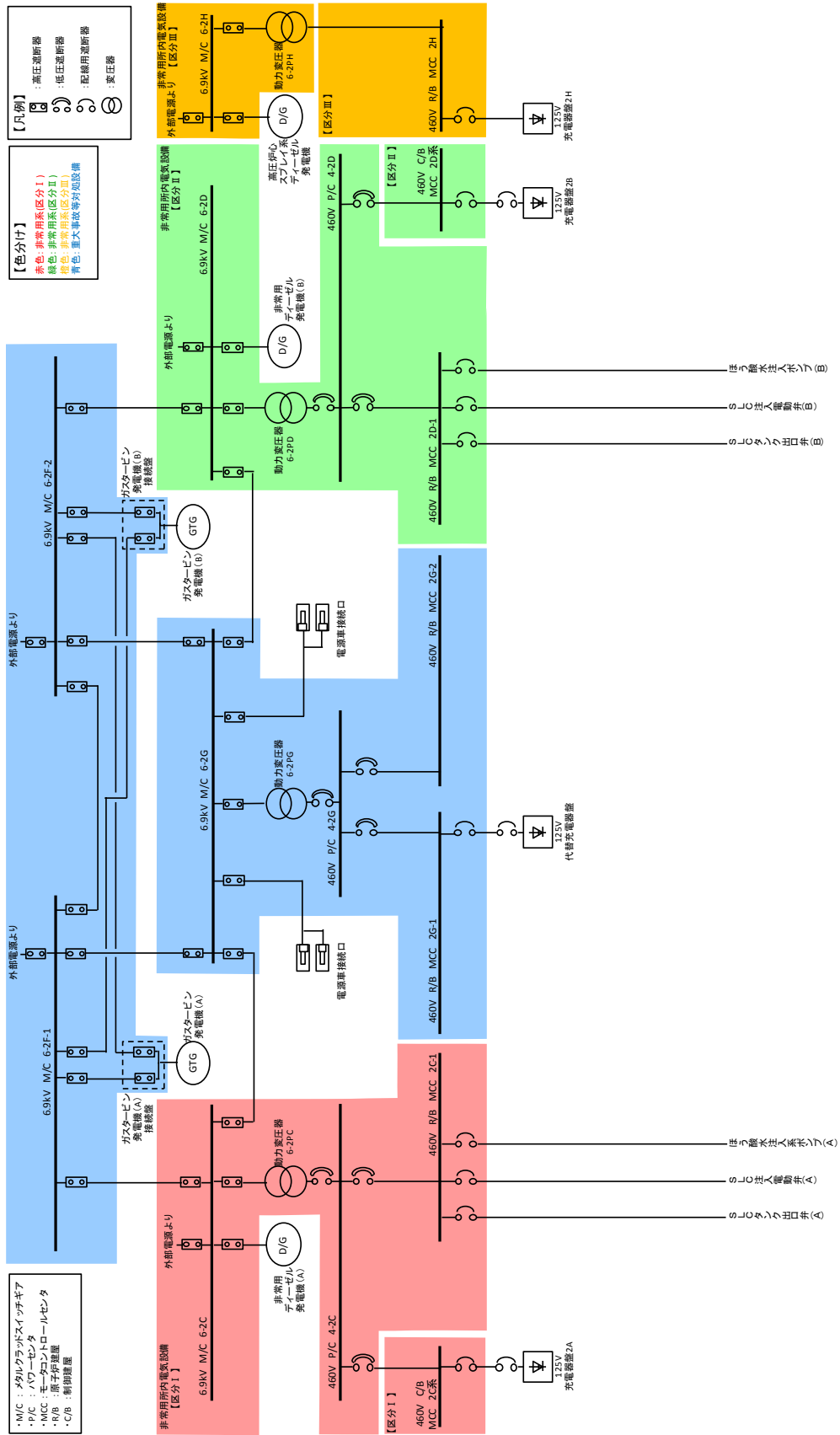




図 45-2-2 ほう酸水注入系による進展抑制に係る単線結線図

45-3  
配置図

 : 設計基準対象施設  
 : 重大事故等対処設備

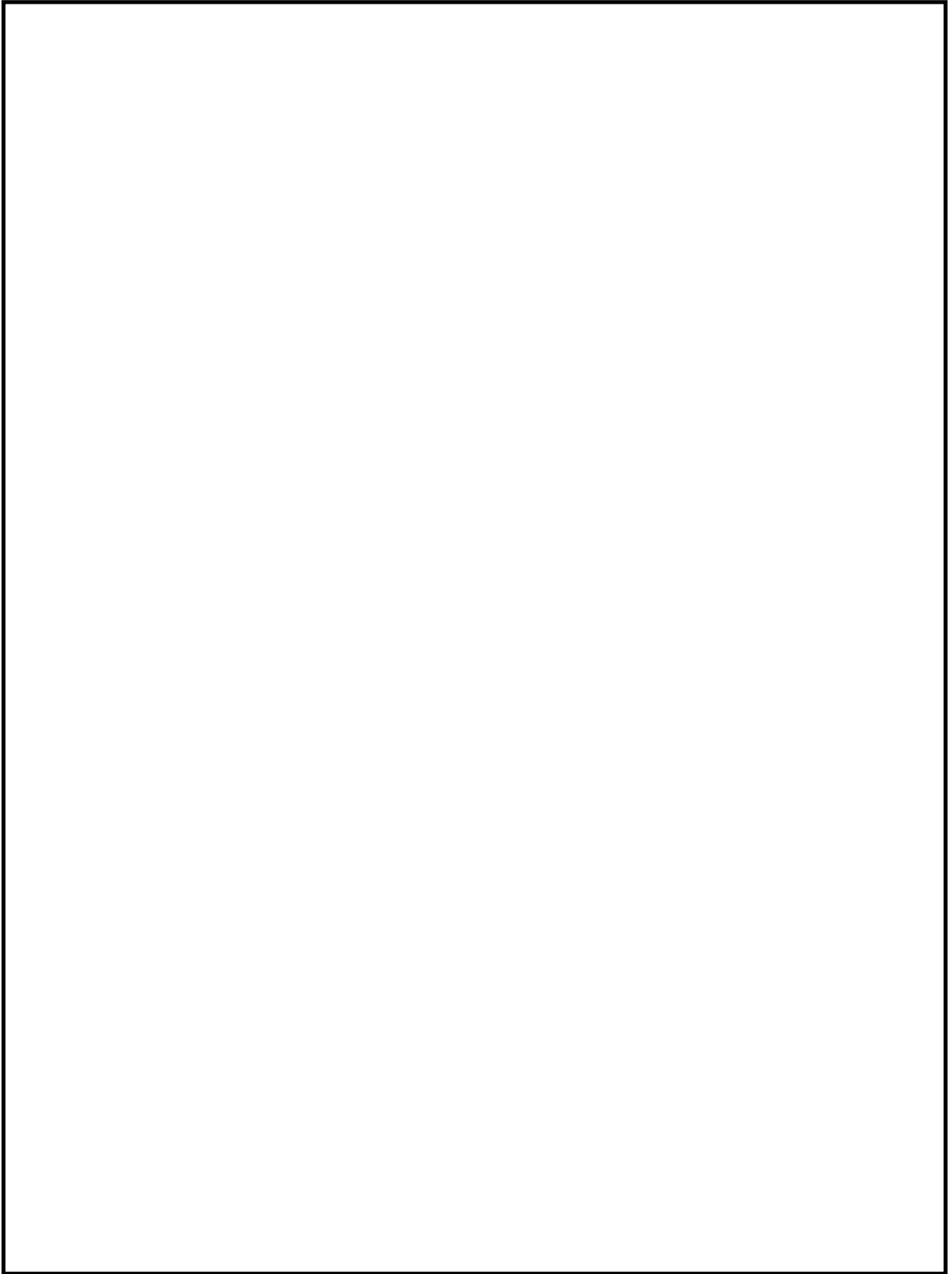


図 45-3-1 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

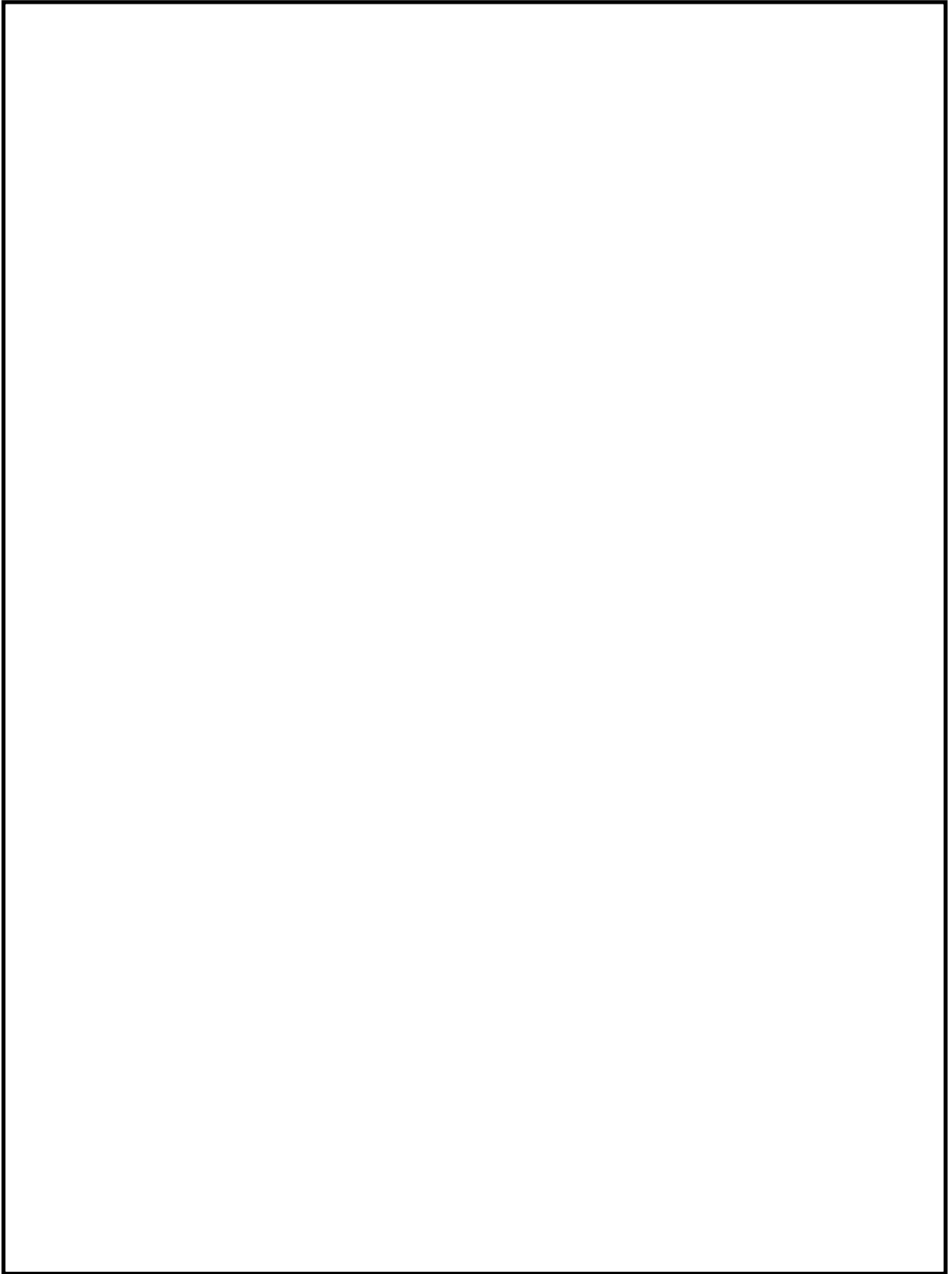


図 45-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

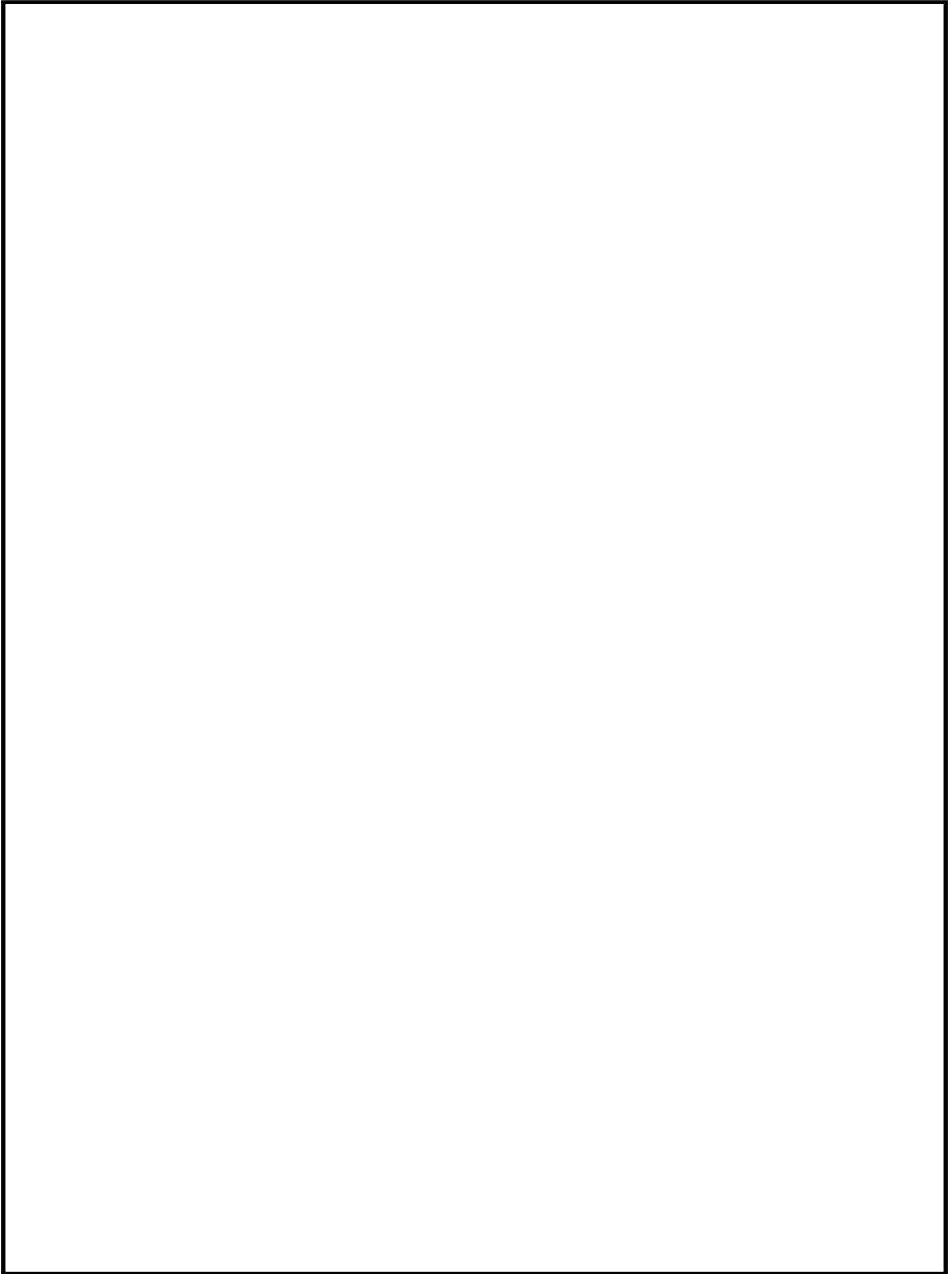


図 45-3-3 配置図 (原子炉建屋 )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

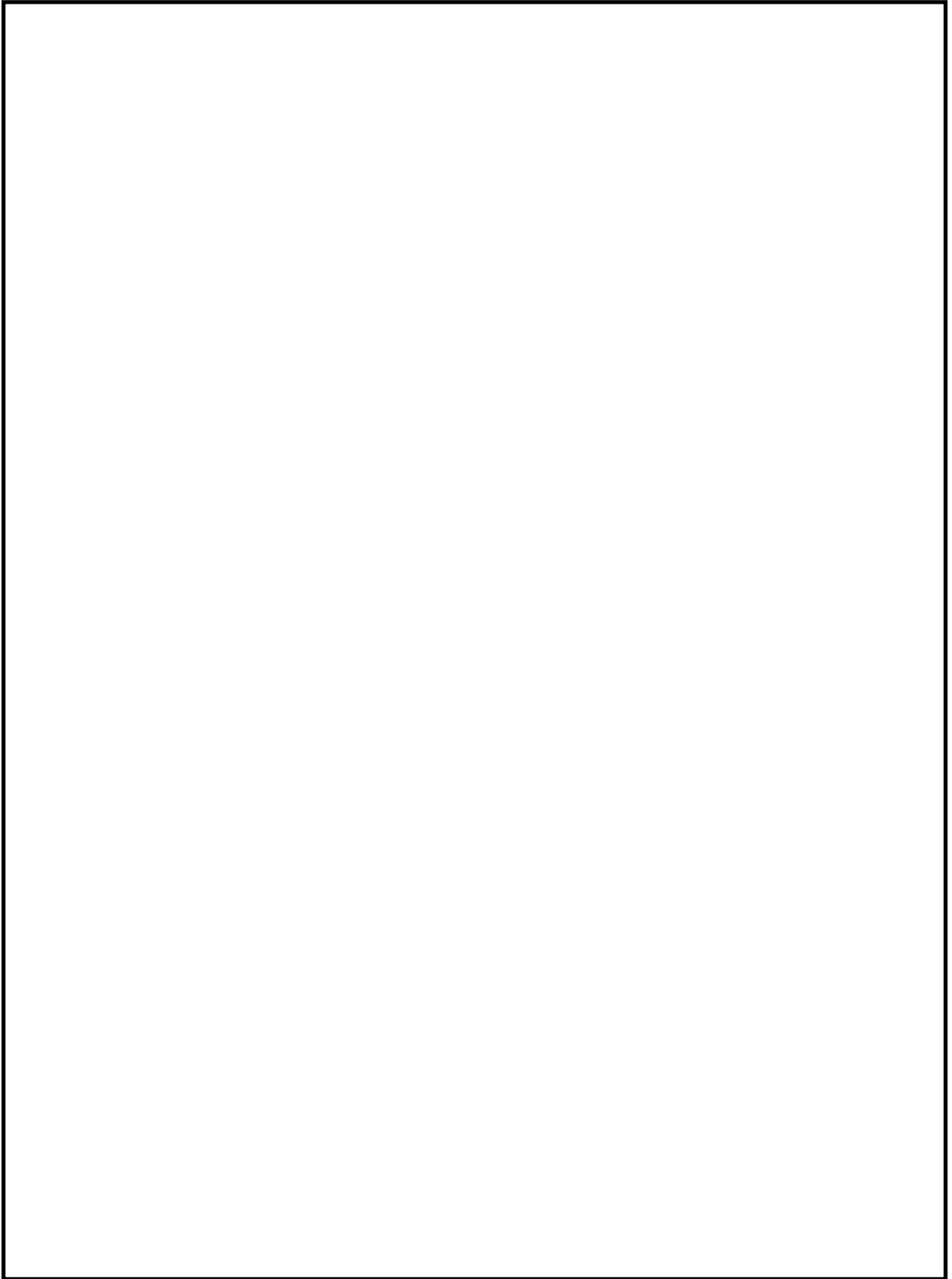
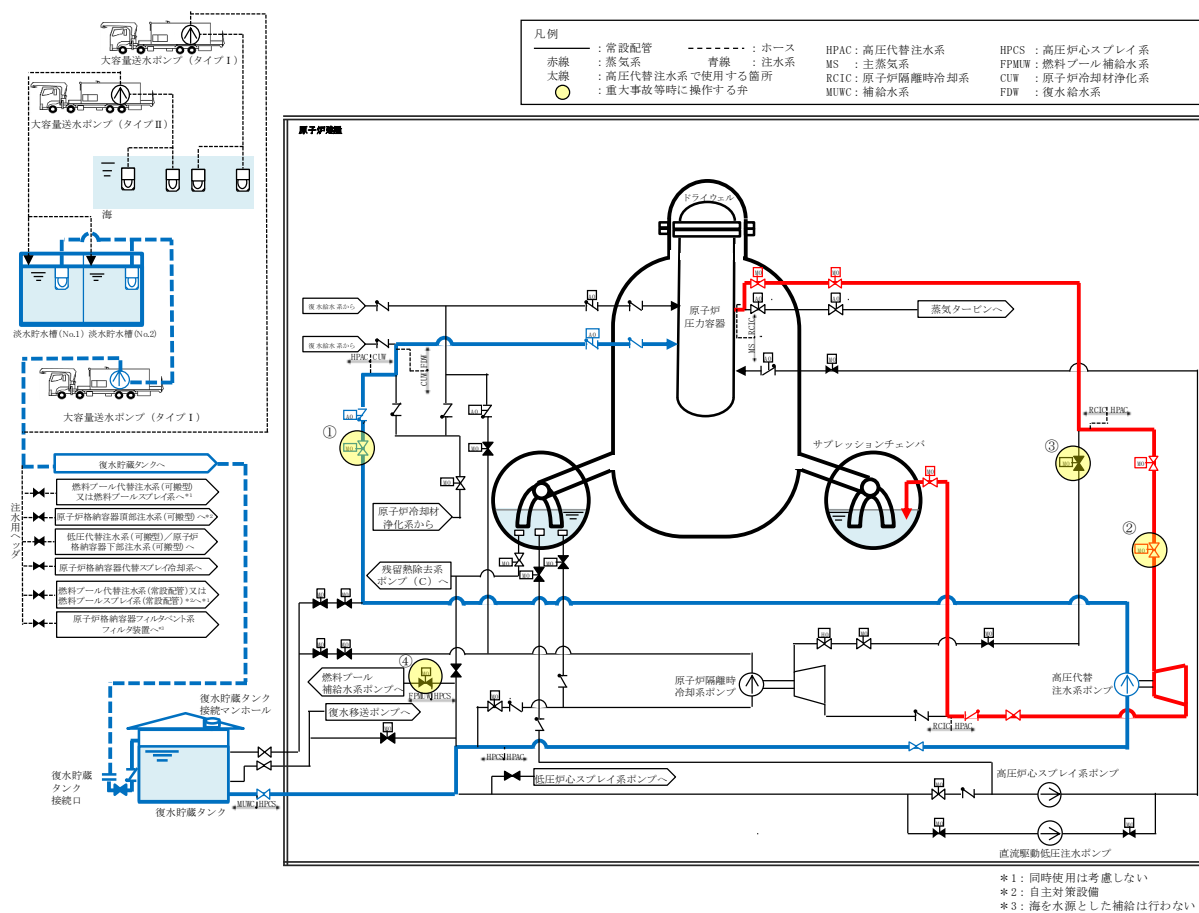


図 45-3-4 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

45-4  
系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	HPAC 注入弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			手動操作	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">        </span> (原子炉建屋原子炉棟内)	
②	HPAC タービン止め弁	全閉→全開 全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
			手動操作	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">        </span> (原子炉建屋原子炉棟内)	
③	RCIC 蒸気供給ライン分離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
			手動操作	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">        </span> (原子炉建屋原子炉棟内)	
④	FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
			手動操作	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">        </span> (原子炉建屋原子炉棟内)	



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



45-5  
試験及び検査

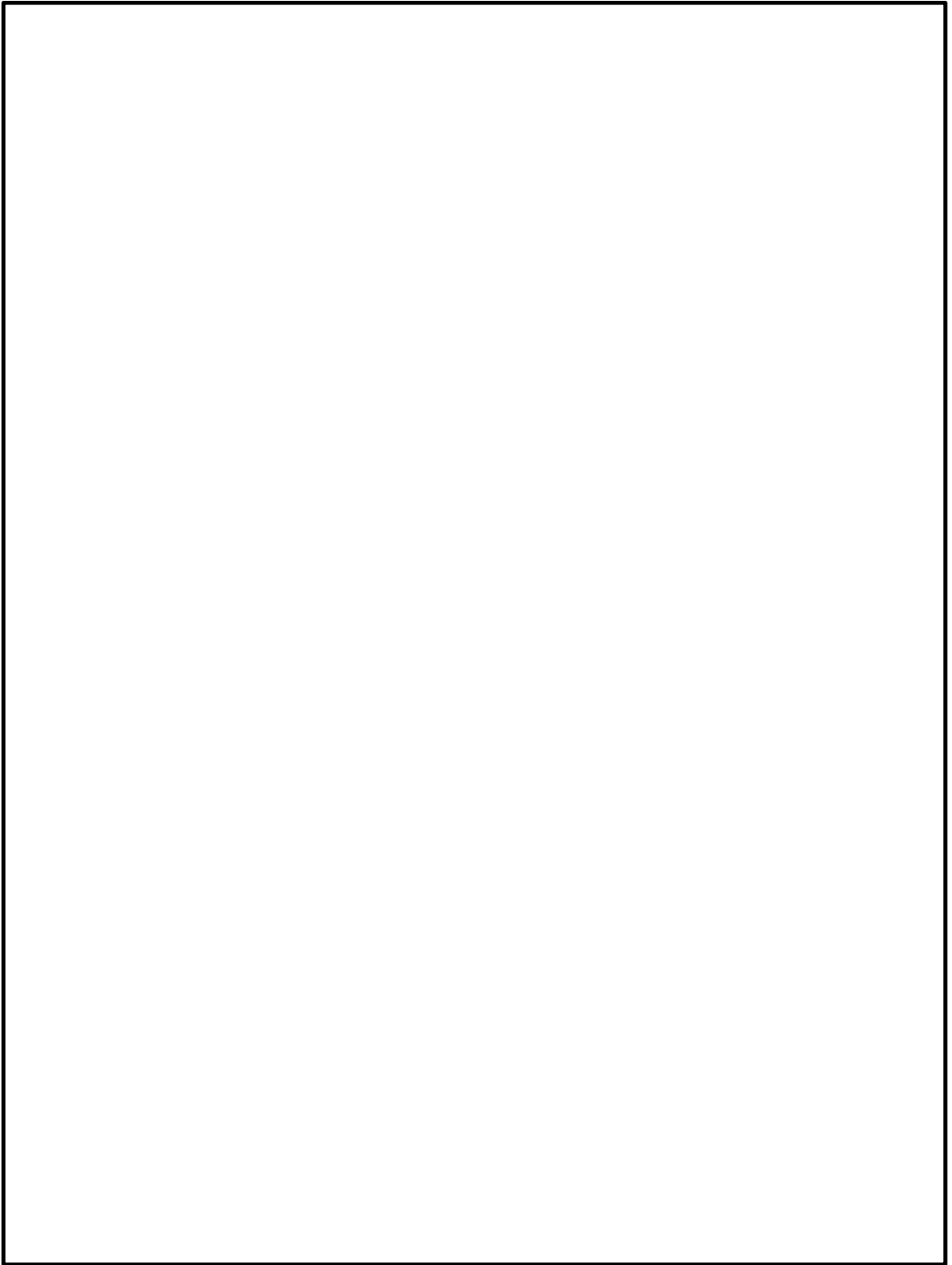
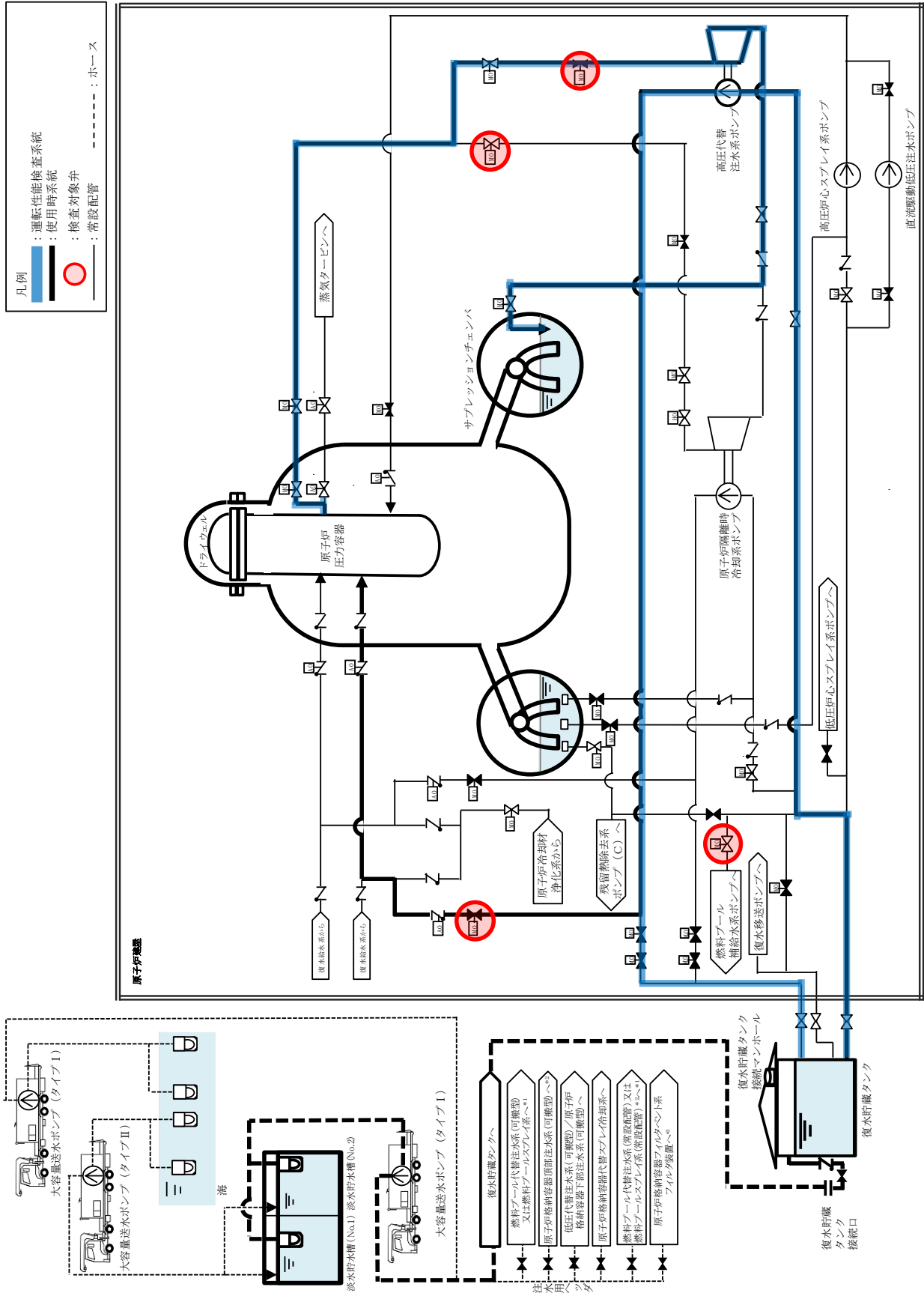


図 45-5-1 構造図（高圧代替注水系ポンプ）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



\* 1 : 同時使用は考慮しない  
 \* 2 : 自主対策設備  
 \* 3 : 海を水源とした補給は行わない

図 45-5-2 運転性能系統図

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/個	90.8 以上 (注 1), (90.8 (注 2))
全揚程	m	845 以上 (注 1), (882 (注 2))
最高使用圧力	MPa [gage]	吸込側 1.37 / 吐出側 14.0
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】

高压代替注水系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準対象施設である原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系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、炉心の著しい損傷を防止するため、以下の対策及び設備を設ける。

高压代替注水系は、全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失した場合でも、高压注水が必要な期間にわたって運転継続が可能な設計とする。

高压代替注水系ポンプは、原子炉蒸気で駆動可能な蒸気タービン駆動ポンプとし、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、炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループのうち、「全交流動力電源喪失 (TBU事故シーケンス及びTBD事故シーケンス)」並びに「LOCA時注水機能喪失」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量である90.8m<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に合わせて90.8m<sup>3</sup>/hを公称値とする。

#### 2. 全揚程

高压代替注水系は、注水先である原子炉圧力容器と水源である水源の圧力差が7.86MPaのときに原子炉圧力容器に90.8m<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タンクの圧力差 | : |  |
| ② 静水頭                 | : |  |
| ③ 配管・機器及び弁類の圧力損失      | : |  |
| 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の要求値は845m以上とし、原子炉隔離時冷却系ポンプに合わせて公称値は882mとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 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、接続する高圧炉心スプレイ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 復水貯蔵タンクの圧力 :
- ② 静水頭 :
- ③ 締切揚程 :
- ④ ①～③の合計 :



高圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は④を上回る値とし、オーバースピードを考慮し、14.0MPa[gage]とする。

### 4. 最高使用温度

高圧代替注水系ポンプの最高使用温度は、接続する高圧炉心スプレイ系配管の最高使用温度66℃に合わせて66℃とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

45-7

高压代替注水系について

## 1. 高圧代替注水系

高圧代替注水系（HPAC）の系統図を 45-4、単線結線図を 45-2 に示す。高圧代替注水系は、設計基準対象施設である高圧炉心スプレイ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可能な設計とする。高圧代替注水系は、蒸気駆動タービン駆動ポンプ、配管・弁類及び計装設備からなる。蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系の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の排気ラインに合流する。ポンプ吸込ラインは、高圧炉心スプレイ系のポンプ吸込ラインから分岐し、ポンプ吐出ラインは、原子炉冷却材浄化系に合流する。

また、高圧代替注水系は、高圧炉心スプレイ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した場合でも、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作可能な設計とする。更に、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作可能な設計とする。仮に、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源が機能喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、高圧代替注水系の操作に必要な弁を現場で人力により手動操作することにより、起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続が可能な設計とする。

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 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手順等」に示す。

また、高圧代替注水系ポンプの構造概要を図 45-7-1 に示す。高圧代替注水ポンプはタービン及びポンプが一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しランドシール装置が不要となり、そのための電源も不要である。また、高圧代替注水ポンプの流量制御は、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の開度を調整する機械式ガバナにより行う設計であり、電源は不要である。また、軸受箱に流入する水により軸受が自己潤滑する方式であるため、潤滑油装置が不要な設計となっている。

以上のことから、高圧代替注水ポンプの運転に電源は必須ではなく、系統の弁操作のみで起動停止可能であり、起動時に HPAC 注入弁を開操作した後は、HPAC 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。



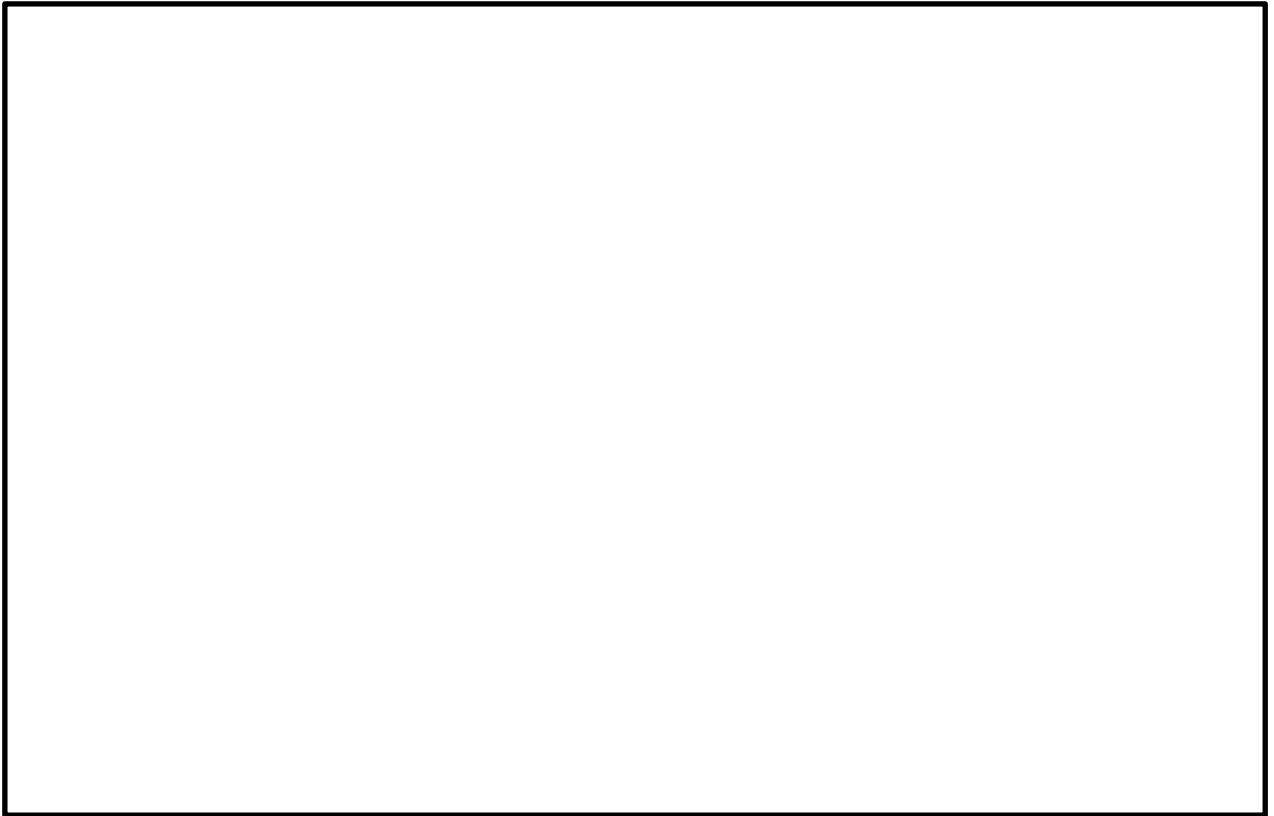


図 45-7-1 高圧代替注水系ポンプ 構造概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2. 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45-7-2にタービン構造を示す。

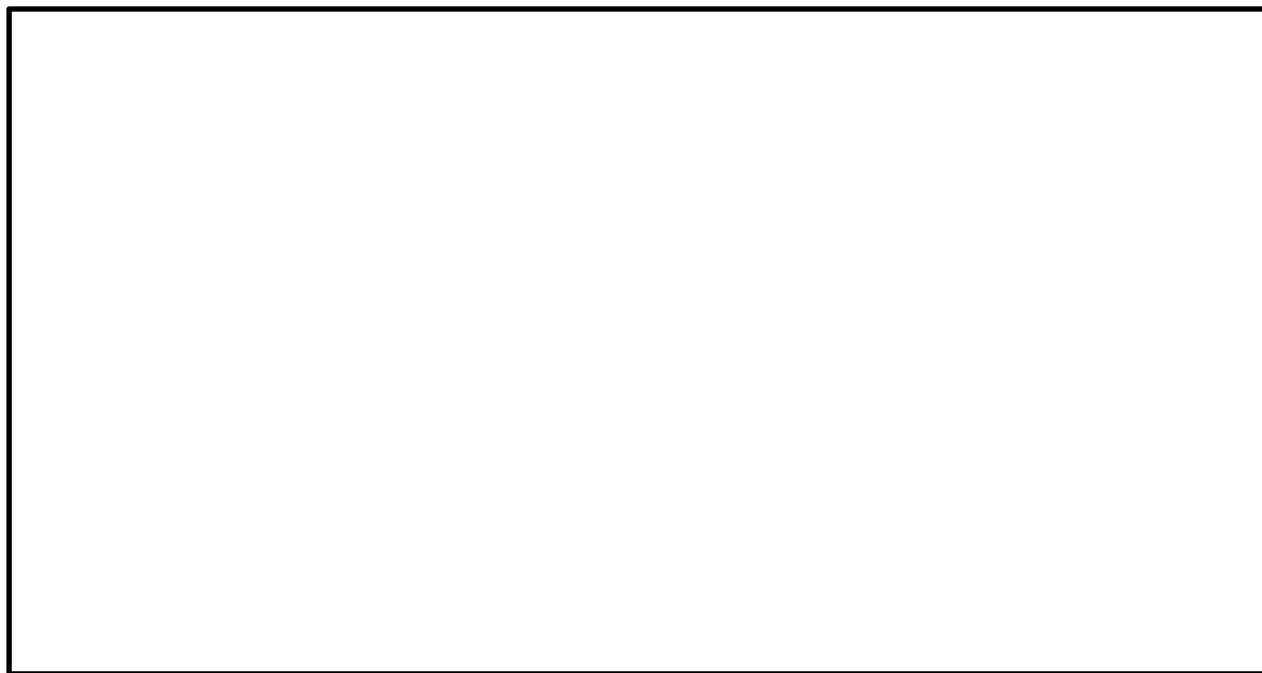


図 45-7-2 高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンの構造

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

45-8  
その他設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に重大事故等の進展を抑制する技術的能力審査基準へ適合するための手段として、ほう酸水注入系による進展抑制を整備する。

原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ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を維持できない場合には，ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	SLC タンク 出口弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ほう酸水注入系ポンプ (A) 起動で一括連動
②	SLC タンク 出口弁 (B)	全閉→全開		中央制御室	
③	SLC 注入電動弁 (A)	全閉→全開		中央制御室	
④	SLC 注入電動弁 (B)	全閉→全開		中央制御室	
⑤	ほう酸水注入系ポンプ (A)	停止→起動		中央制御室	

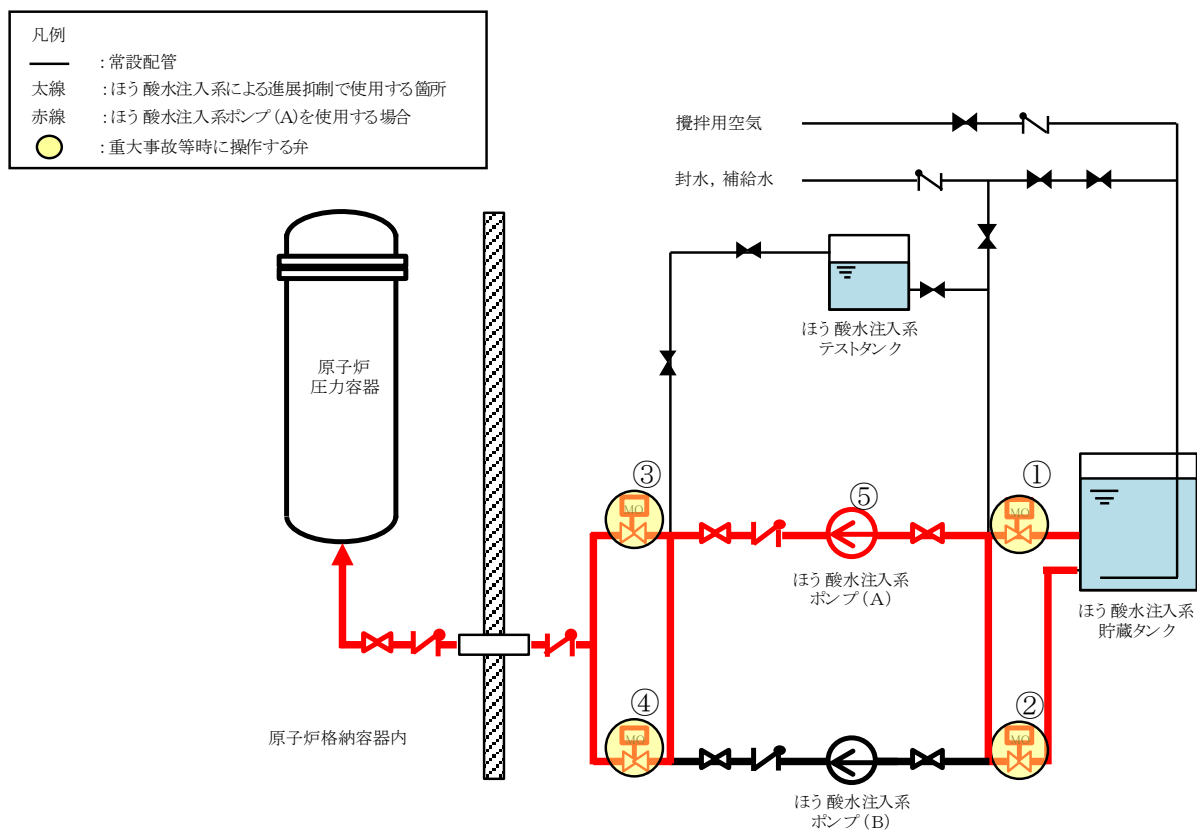


図 45-8-1 ほう酸水注入系ポンプ (A) による進展抑制の概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	SLC タンク 出口弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ほう酸水注入系ポンプ (B) 起動で一括連動
②	SLC タンク 出口弁 (B)	全閉→全開		中央制御室	
③	SLC 注入電動弁 (A)	全閉→全開		中央制御室	
④	SLC 注入電動弁 (B)	全閉→全開		中央制御室	
⑤	ほう酸水注入系ポンプ (B)	停止→起動		中央制御室	

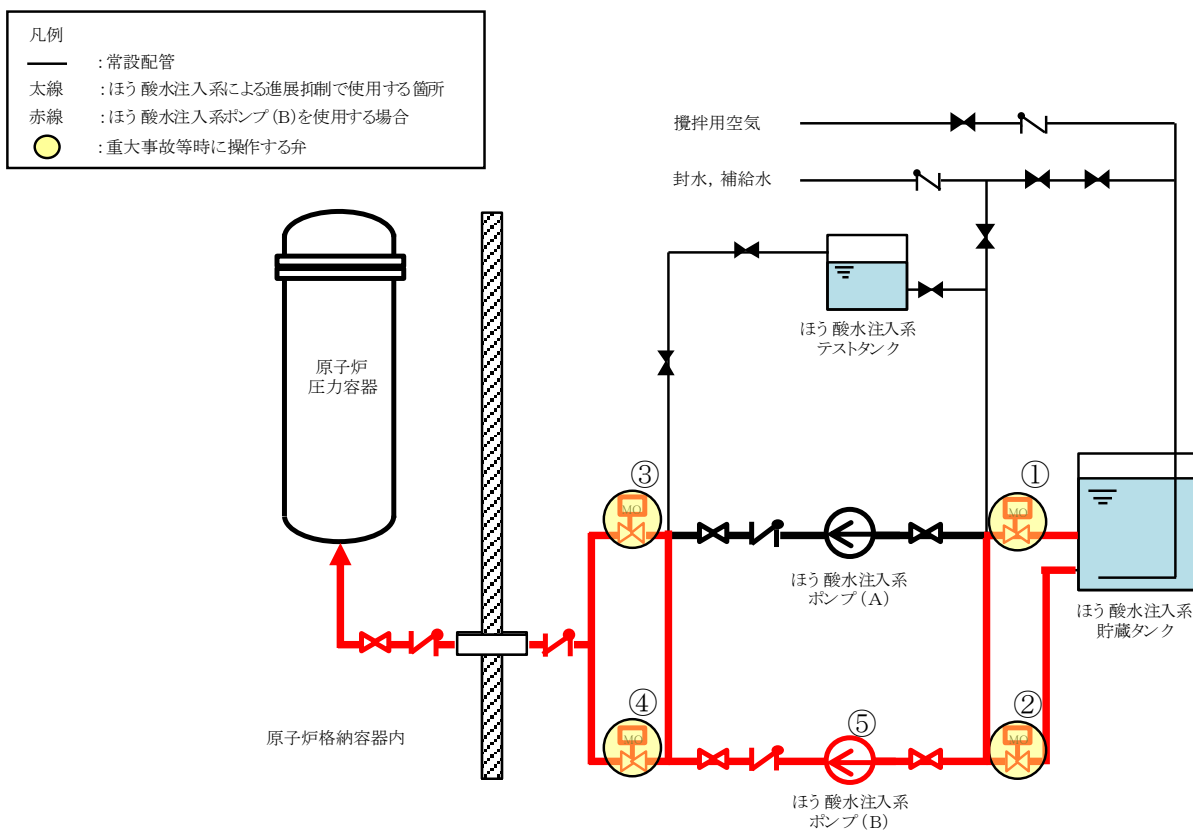


図 45-8-2 ほう酸水注入系ポンプ (B) による進展抑制の概要図

原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に重大事故等の進展を抑制する自主対策設備として、以下を整備する。

1. ほう酸水注入系による進展抑制（原子炉圧力容器へ注水する場合）

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて純水補給水系の耐震性が確保されていないが、原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効であるため、純水タンクを水源として、ほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	SLC 封水入口弁バイパス弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	
②	SLC 注入電動弁(A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ほう酸水注入系ポンプ(A) 起動で一括連動
③	SLC 注入電動弁(B)	全閉→全開		中央制御室	
④	ほう酸水注入系ポンプ(A) <sup>※1</sup>	停止→起動		中央制御室	

※1：SLC タンク出口弁（A），（B）の自動開信号を除外した後起動する。

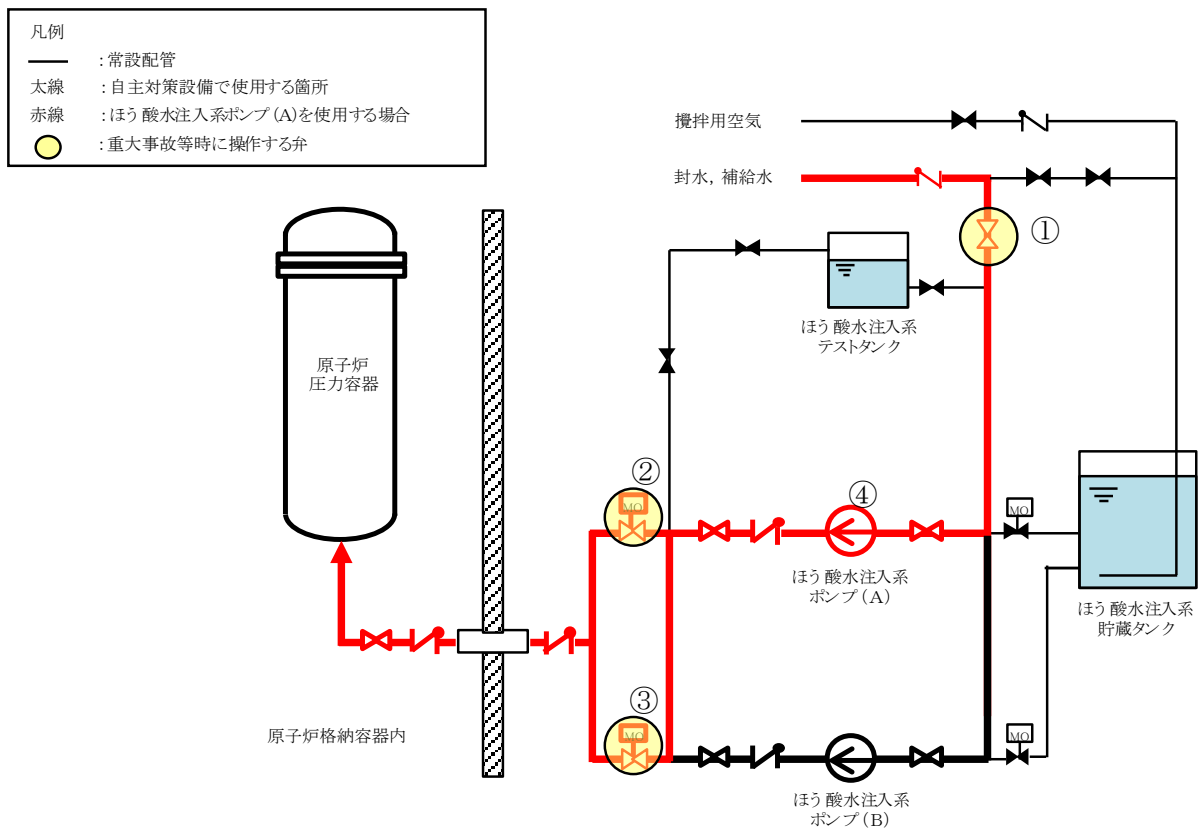


図 45-8-3 ほう酸水注入系ポンプ（A）による進展抑制の概要図  
（原子炉圧力容器へ注水する場合）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	SLC 封水入口弁バイパス弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	
②	SLC 注入電動弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ほう酸水注入系ポンプ (B) 起動で一括連動
③	SLC 注入電動弁 (B)	全閉→全開		中央制御室	
④	ほう酸水注入系ポンプ (B)※1	停止→起動		中央制御室	

※1 : SLC タンク出口弁 (A) , (B) の自動開信号を除外した後に起動する。

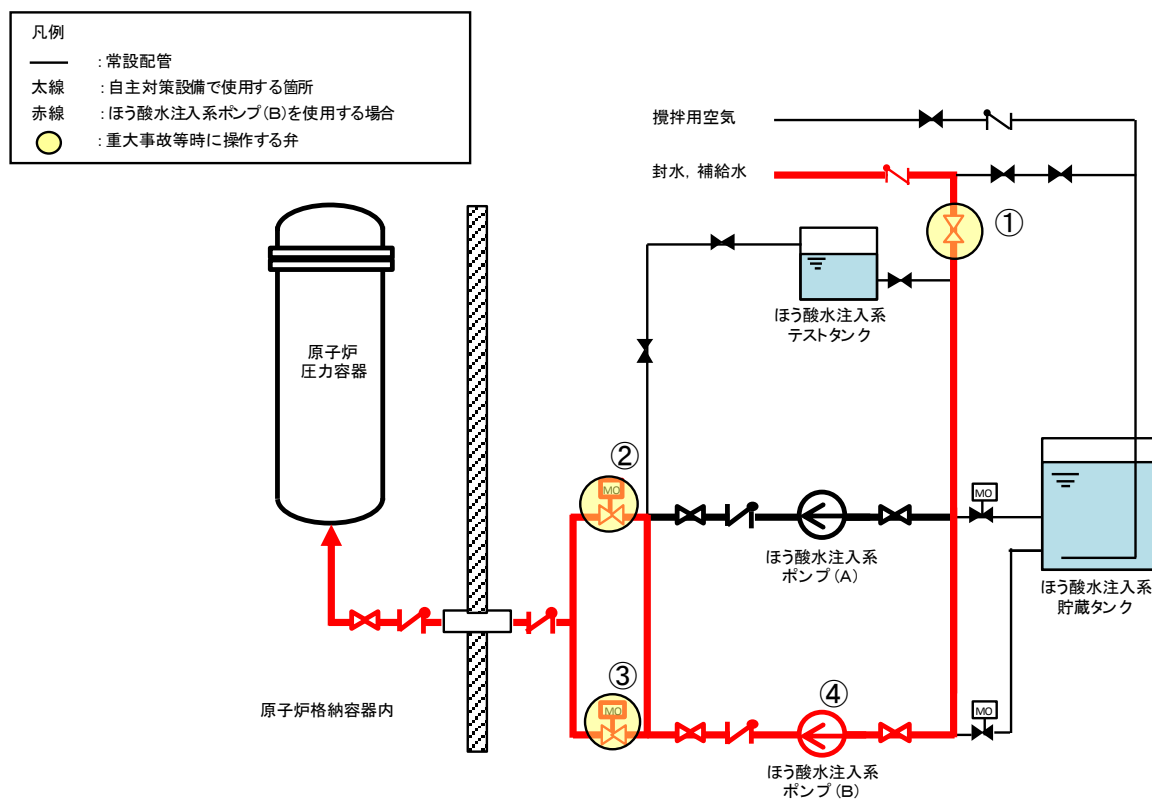


図 45-8-4 ほう酸水注入系ポンプ (B) による進展抑制の概要図  
(原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

## 2. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて耐震性が確保されていないが、復水貯蔵タンクを水源として、制御棒駆動水ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	CRD 流量調節弁 (A) (又は (B))	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
②	CRD 駆動水圧力調整弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	制御棒駆動水ポンプ (A) (又は (B))	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	

凡例	
—	: 常設配管
太線	: 自主対策設備で使用する箇所
赤線	: 制御棒駆動水ポンプ(A)を使用する場合
●	: 重大事故等時に操作する弁

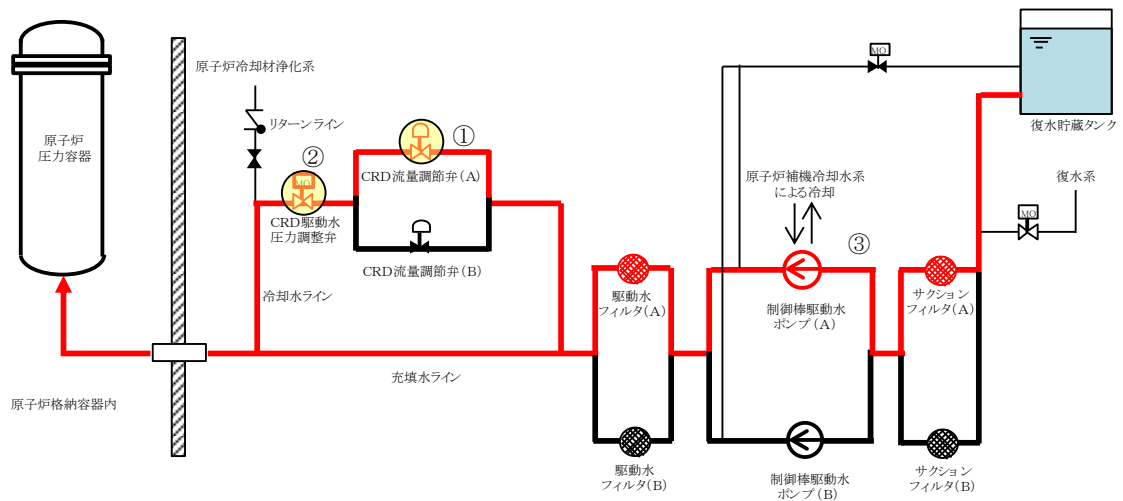


図 45-8-5 制御棒駆動水ポンプ (A) による原子炉圧力容器への注水の概要図



- 凡例
- : 常設配管
  - 太線 : 自主対策設備で使用する箇所
  - 赤線 : 制御棒駆動水ポンプ(B)を使用する場合
  - : 重大事故等時に操作する弁

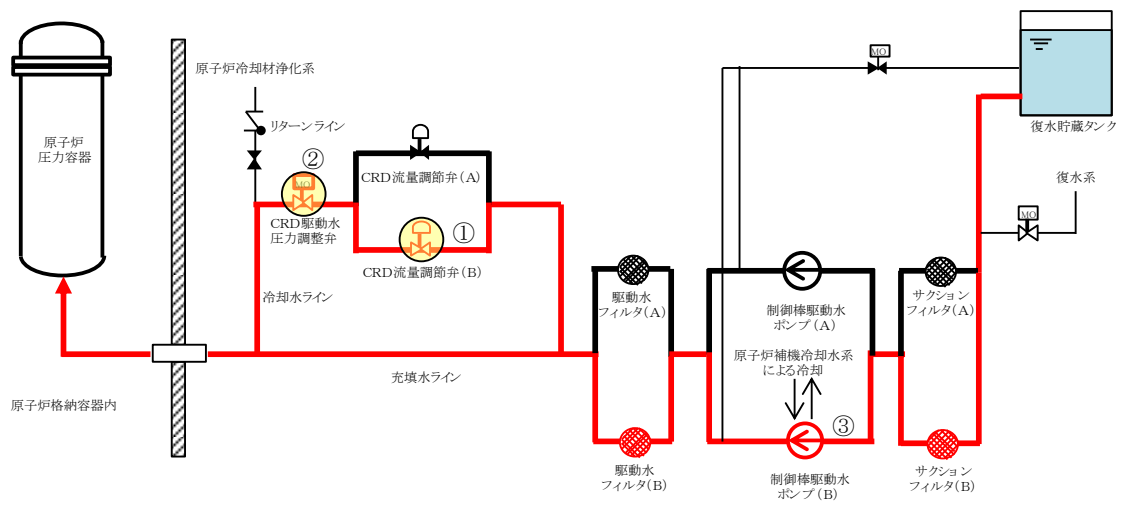


図 45-8-6 制御棒駆動水ポンプ (B) による原子炉圧力容器への注水の概要図

46 条

46-1 SA 設備基準適合性一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験及び検査

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 代替高圧窒素ガス供給系について

46-11 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）について

46-12 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に関する健全性について

46-13 主蒸気逃がし安全弁の遮熱板について

46-14 その他設備

46-15 原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置について

46-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		主蒸気逃がし安全弁		類型化区分	
第 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	原子炉格納容器内	A
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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, 46-4 系統図	
	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	B	
		関連資料	46-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性	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	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	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)	—
			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	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 (サポート系あり) —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		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ		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	原子炉格納容器内	A	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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, 46-4 系統図		
		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	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性	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	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外(その他設備)	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)	—	
			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	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)	対象外
関連資料			46-3 配置図, 46-4 系統図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)		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	原子炉建屋原子炉棟内 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		K	
		関連資料	46-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	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 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）について 46-12 代替自動減圧回路（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 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）について				

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		高圧窒素ガスポンペ (高圧窒素ガス供給系 (非常用))		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	その他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-	
			海水		海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等から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 (弁操作)	B f	
			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	C	
			関連資料		46-5 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性		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 (その他設備)	対象外
			関連資料		46-4 系統図		
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	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		46-3 配置図, 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		46-7 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		46-3 配置図, 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 DB 設備あり) - 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, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図				

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 6 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 (代替高圧窒素ガス供給系)		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	その他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等から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 (弁操作)	B f	
		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	C	
		関連資料		46-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性		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		通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)		対象外 (その他設備)	対象外
			関連資料		46-4 系統図	
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	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		46-3 配置図, 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		46-7 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		46-3 配置図, 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 DB 設備あり) - 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, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図		



女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 6 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 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	原子炉建屋原子炉等内 屋外	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（その他設備）		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)	—	
			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	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）		対象外
関連資料			46-3 配置図、46-4 系統図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

		第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		HPCS注入隔離弁 (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	原子炉建屋原子炉等内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等から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	B	
			関連資料	—		
		第 4 号	切替え性	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	—			
	第 6 号	設置場所	現場操作 (設置場所で操作可能)	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	46-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	—	
			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	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)	対象外
			関連資料	—		

46-2

単線結線図

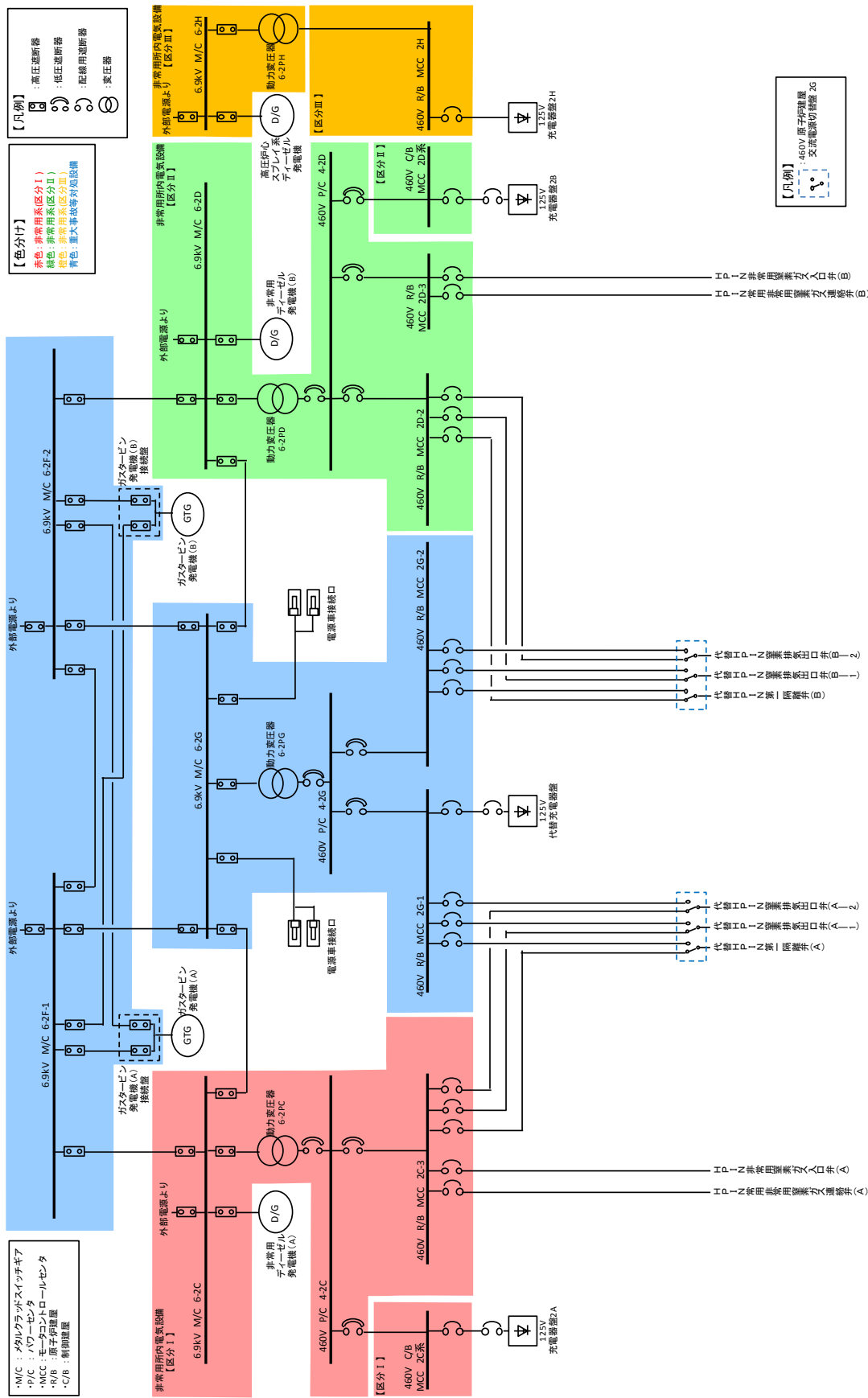


図 46-2-1 交流電源単線結線図

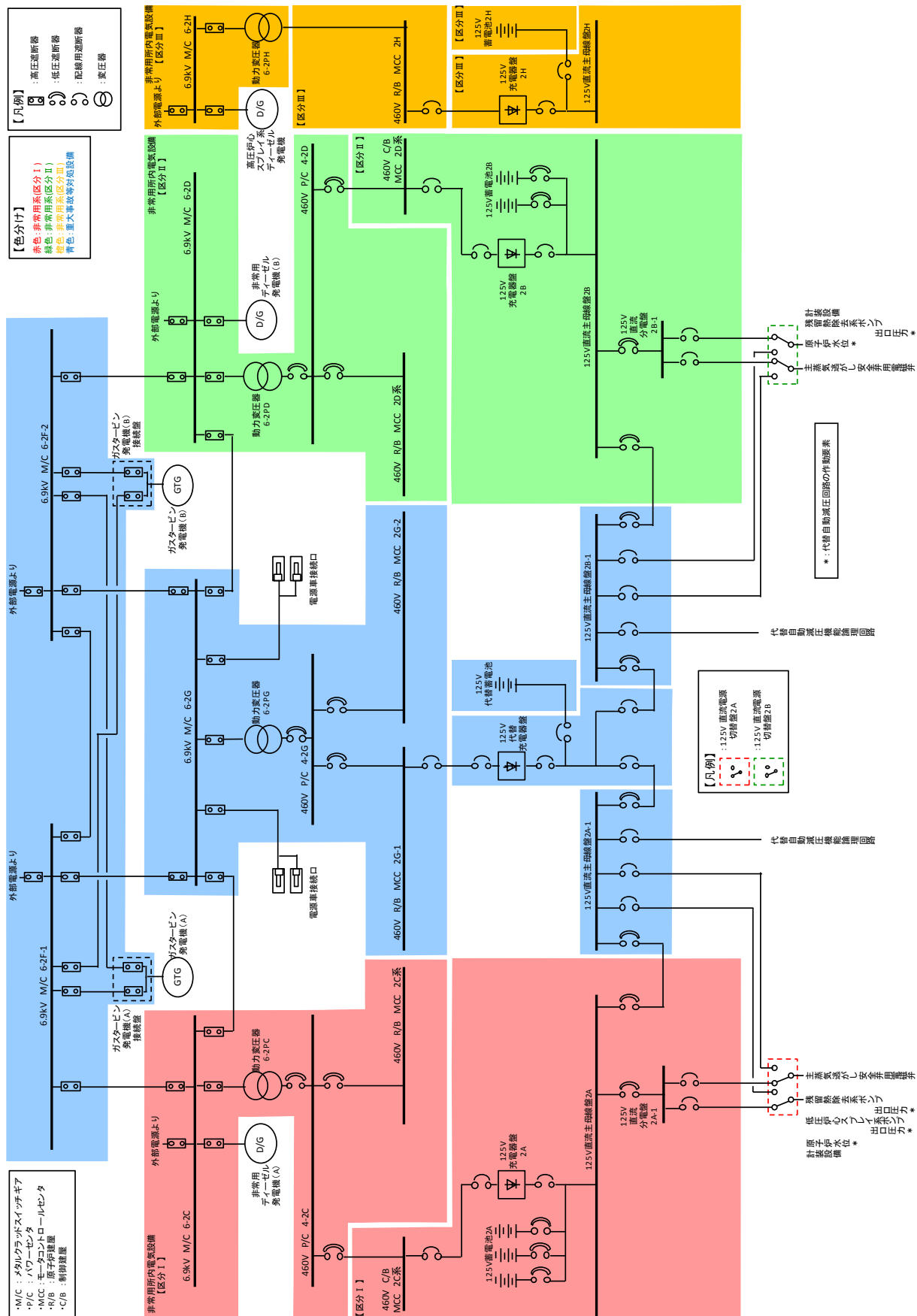
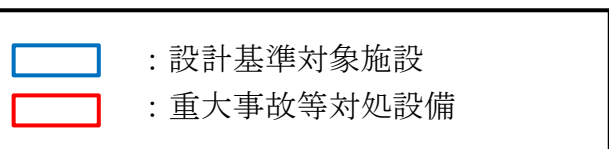


図 46-2-2 直流電源単線結線図

46-3

配置図



・主蒸気逃がし安全弁

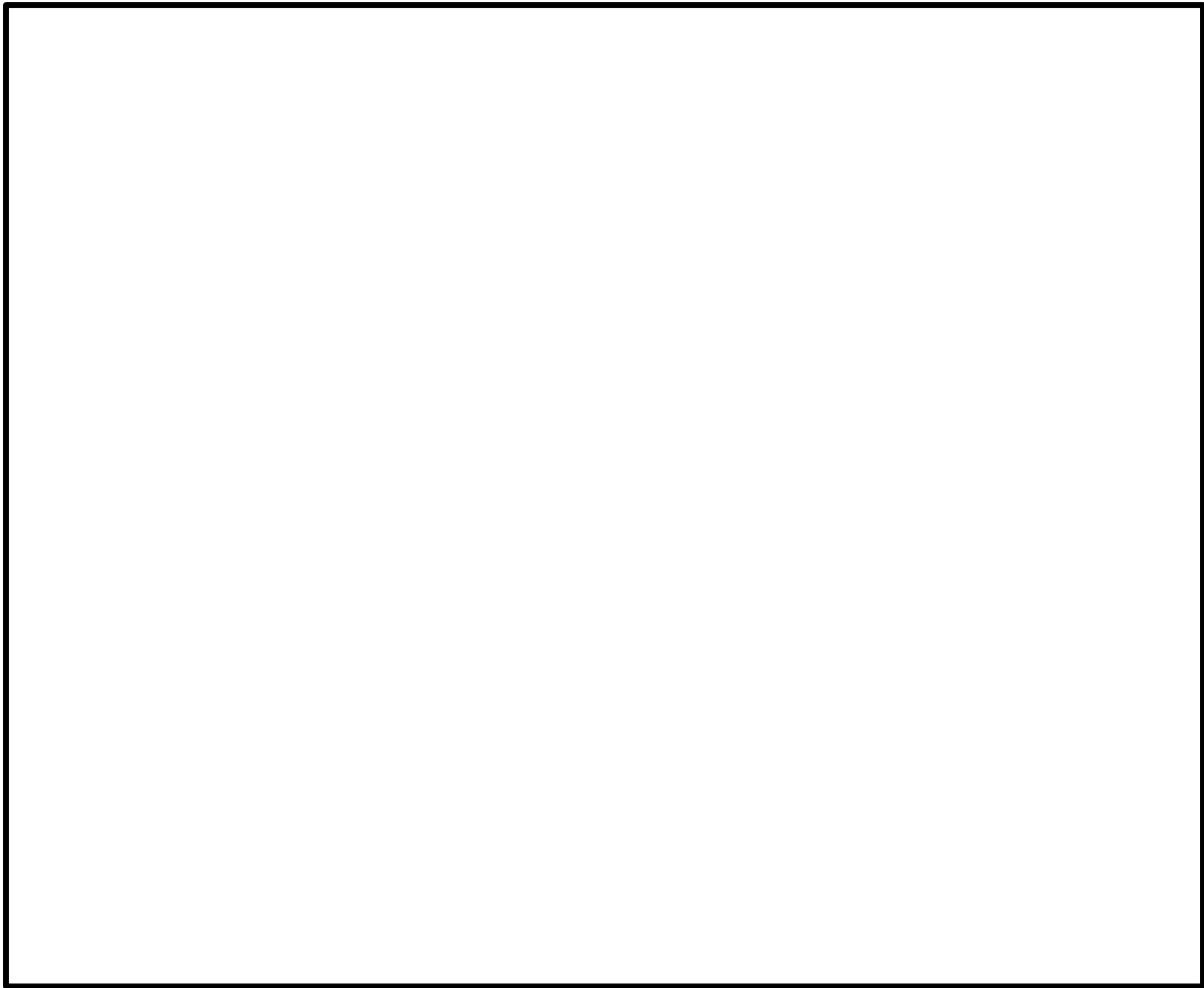


図 46-3-1 配置図 (主蒸気逃がし安全弁)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・主蒸気逃がし安全弁

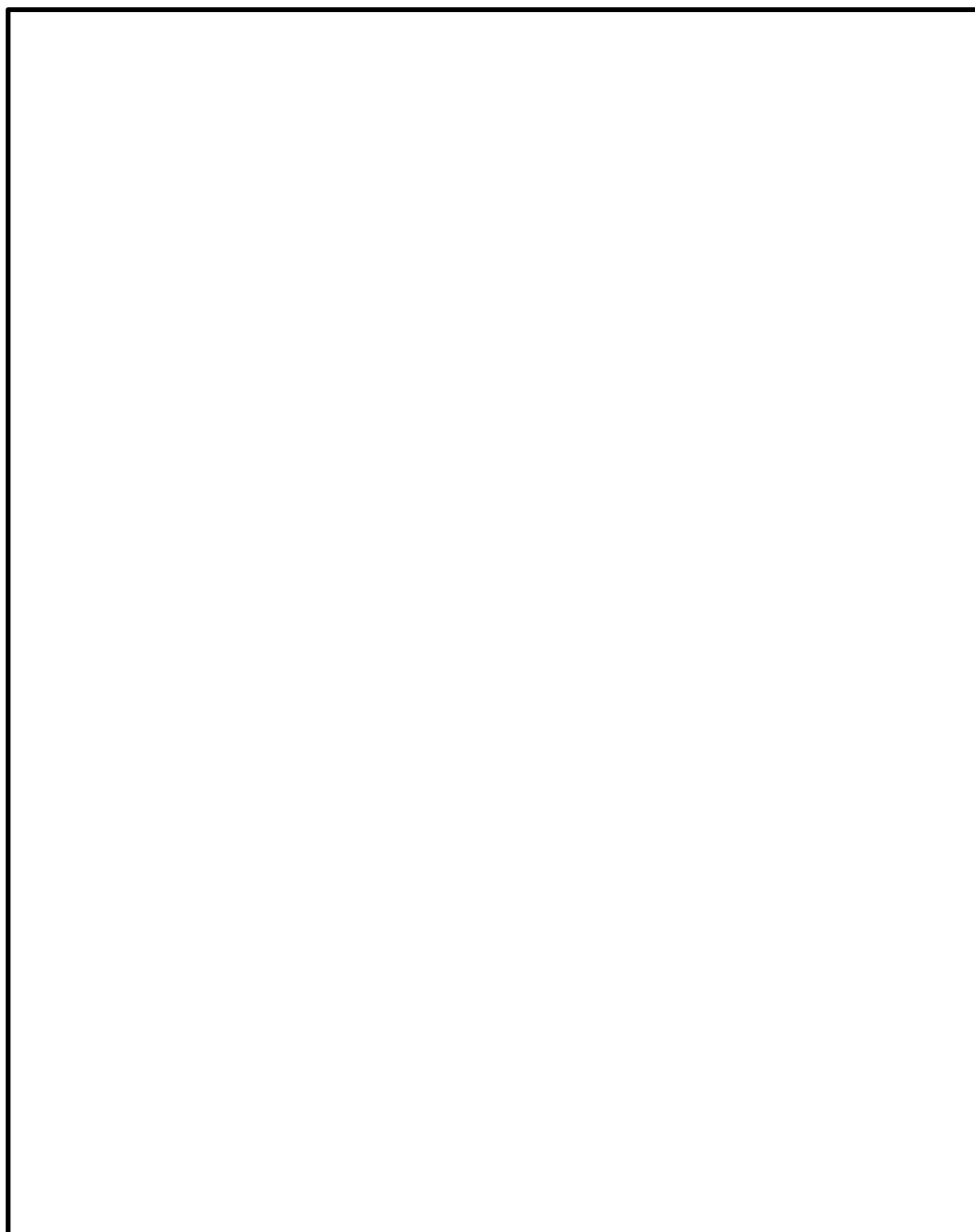


図 46-3-2 配置図（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



・主蒸気逃がし安全弁

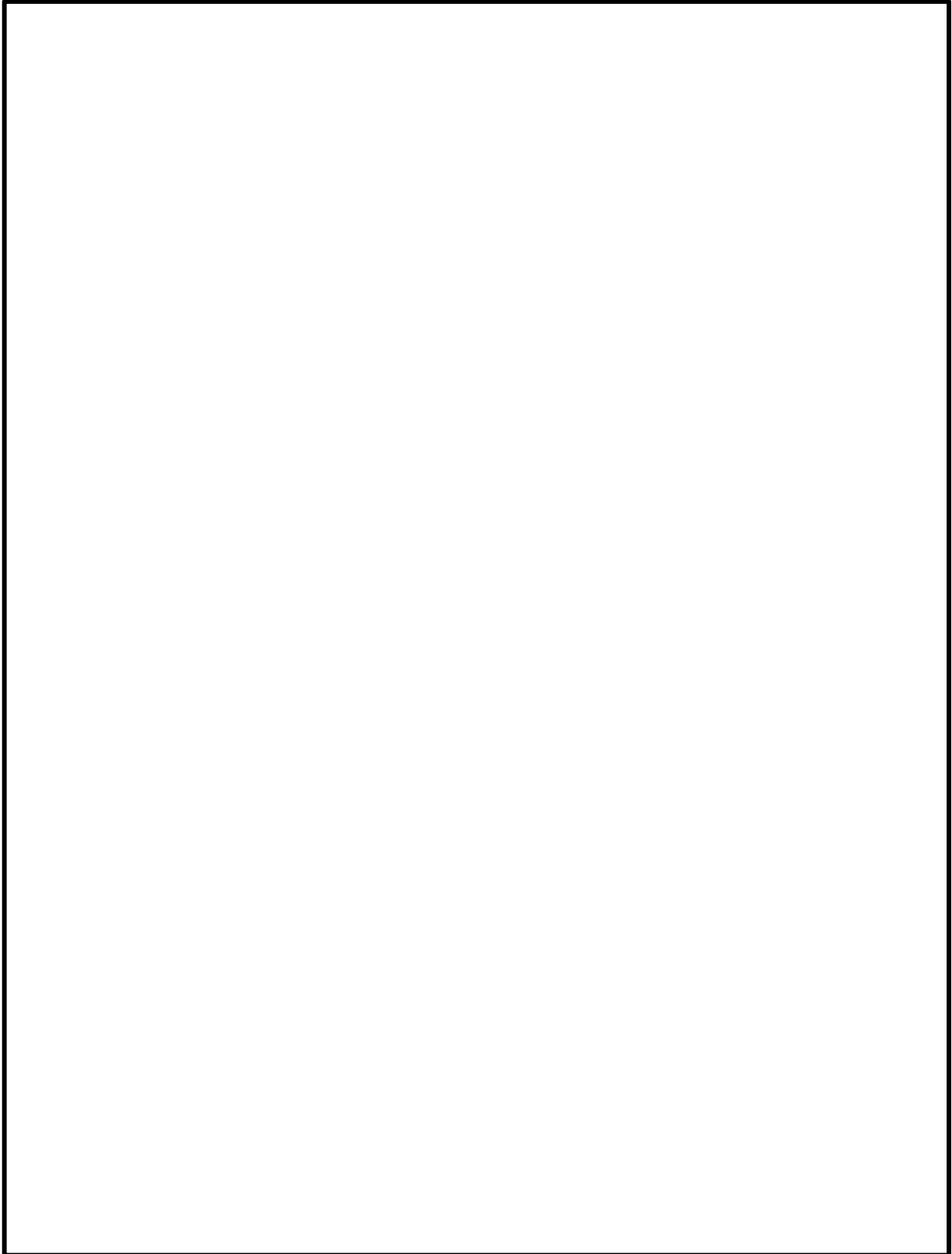


図 46-3-3 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（計器）

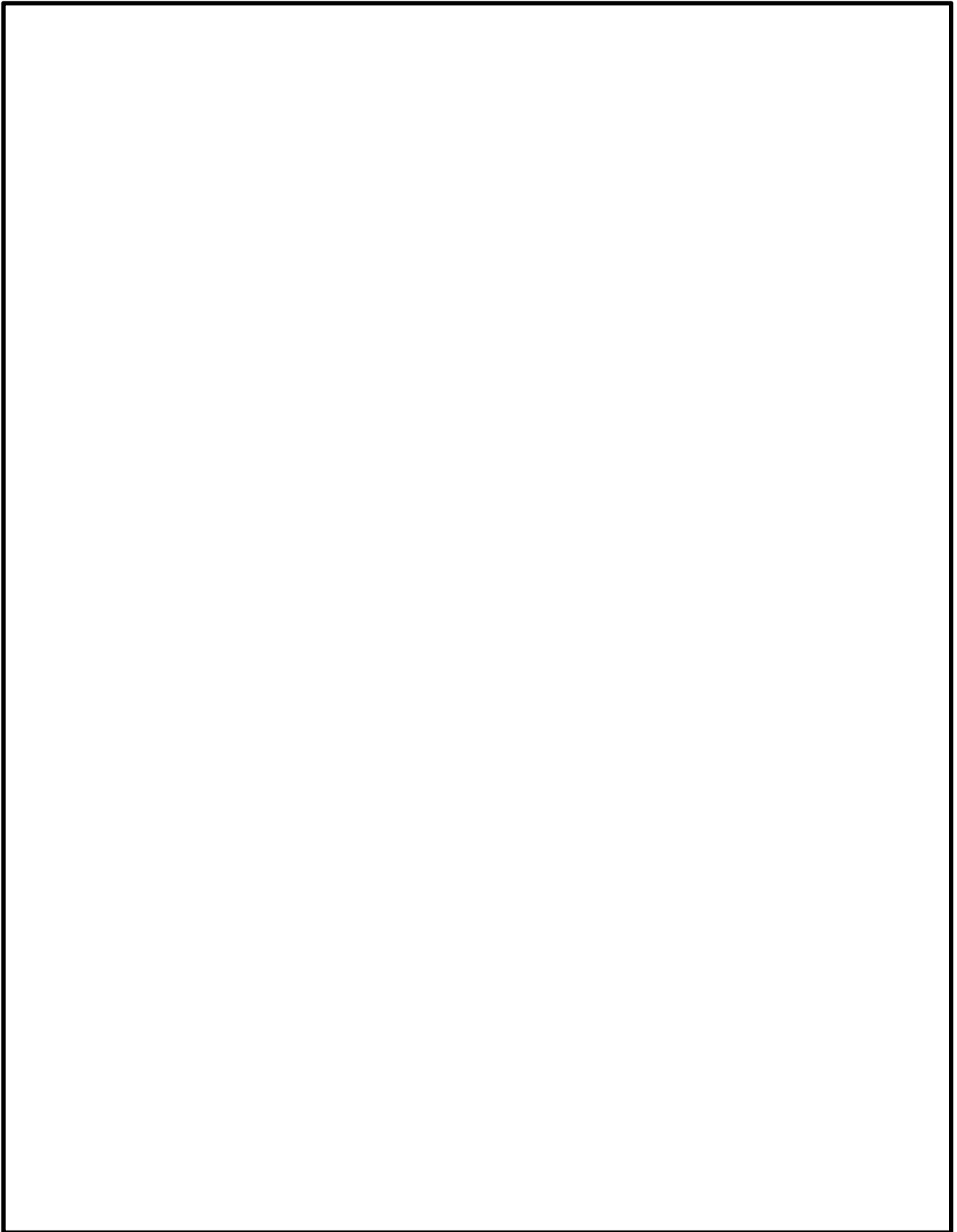


図 46-3-4 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（計器）

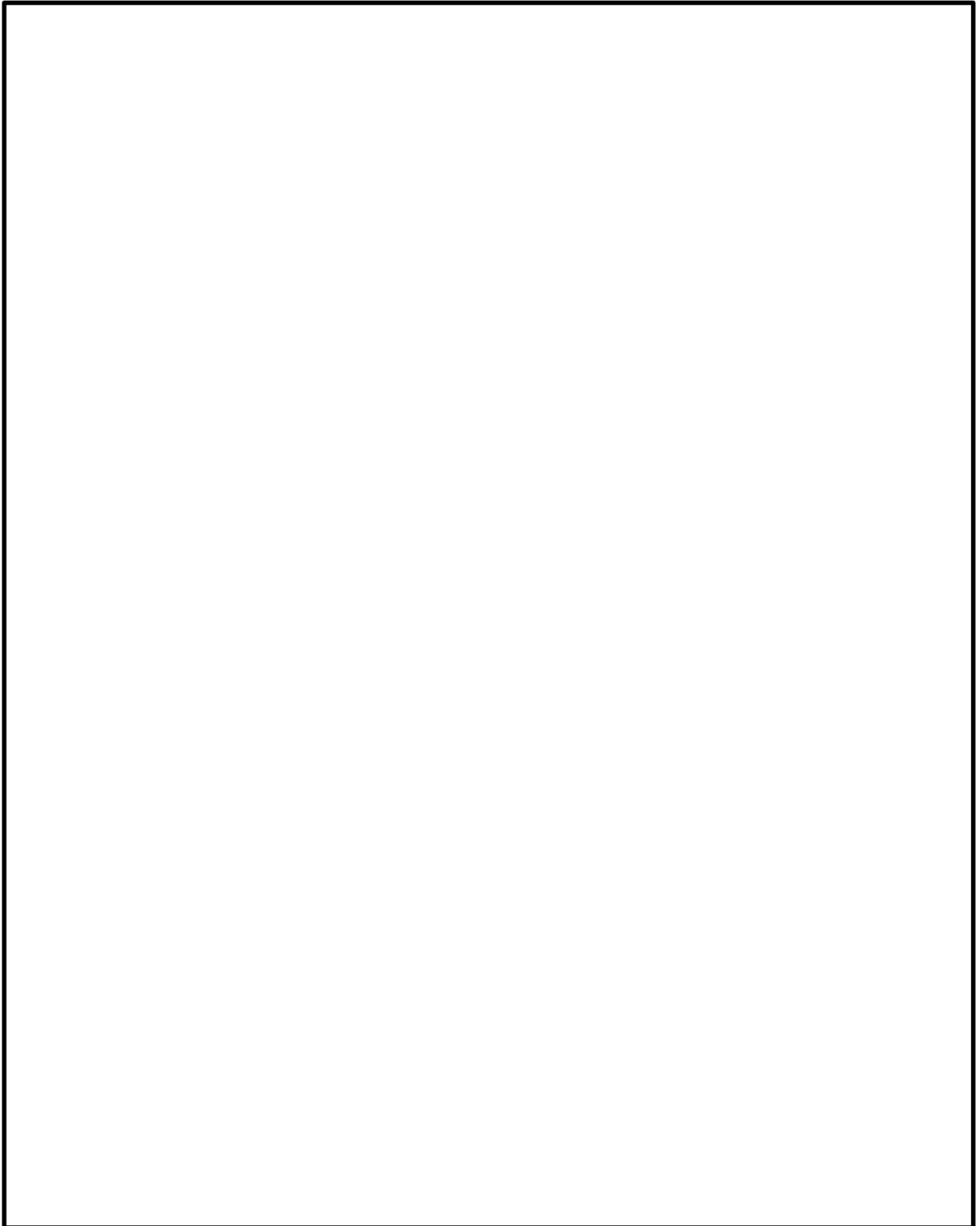


図 46-3-5 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（計器）

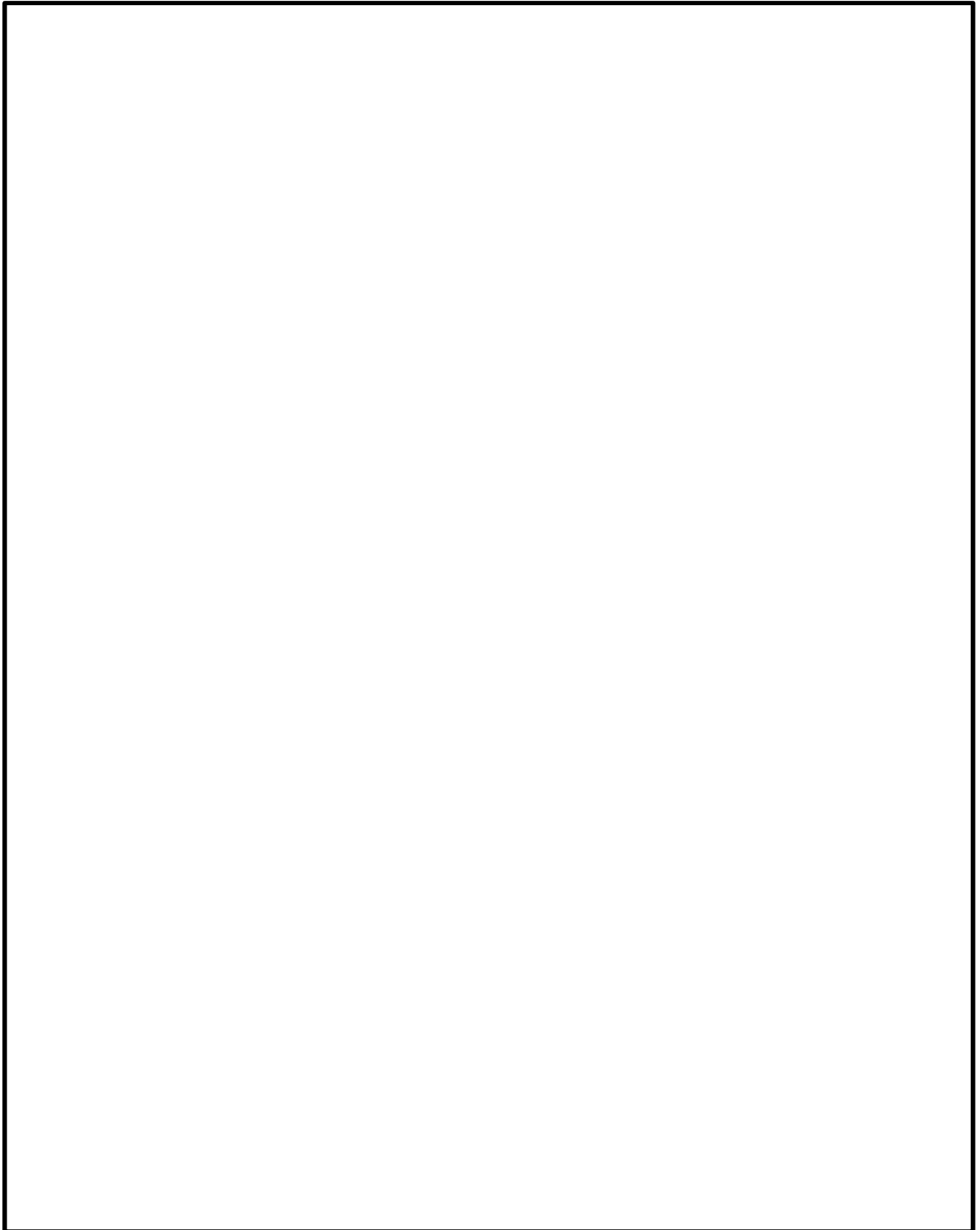


図 46-3-6 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（計器）

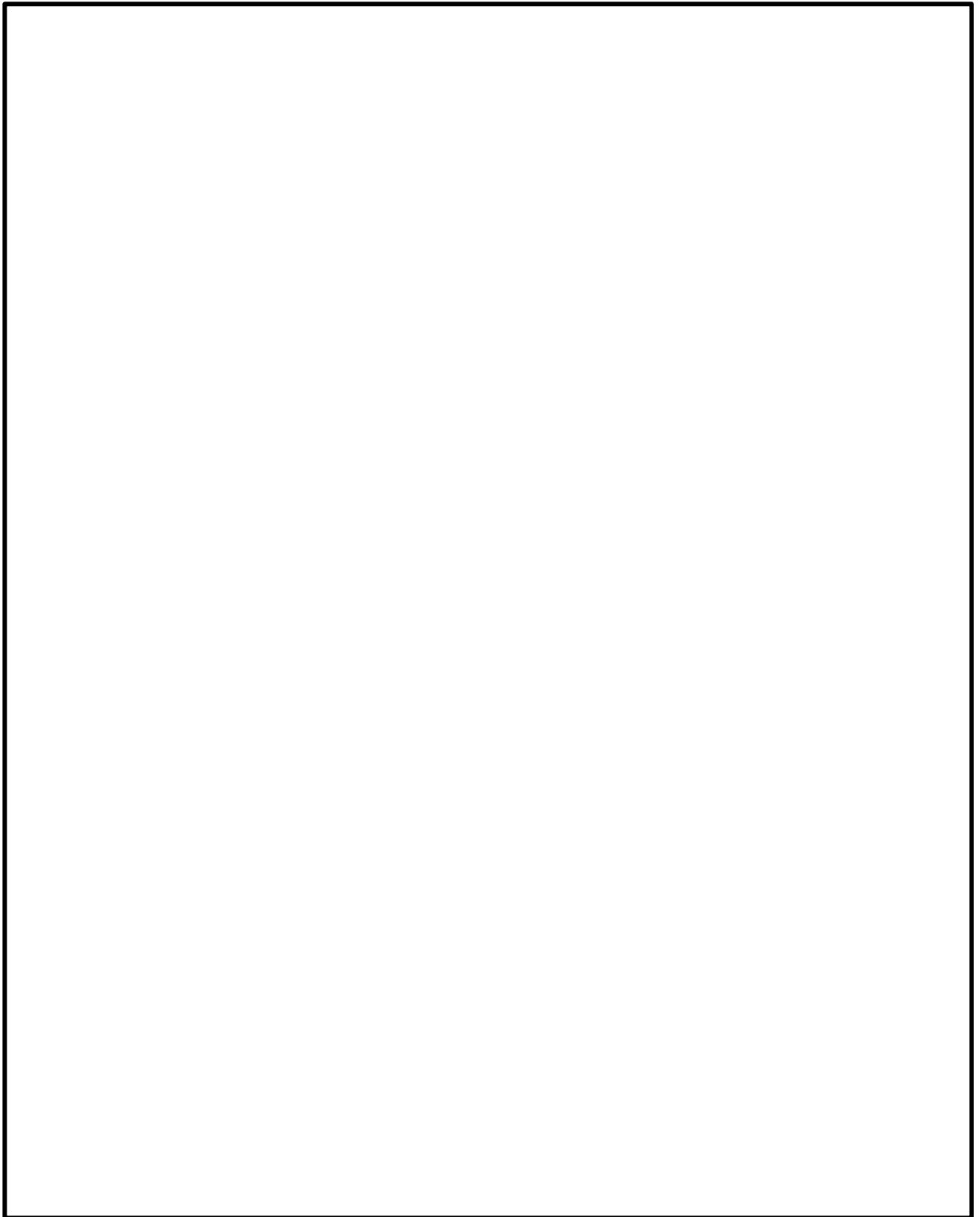


図 46-3-7 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（論理回路）

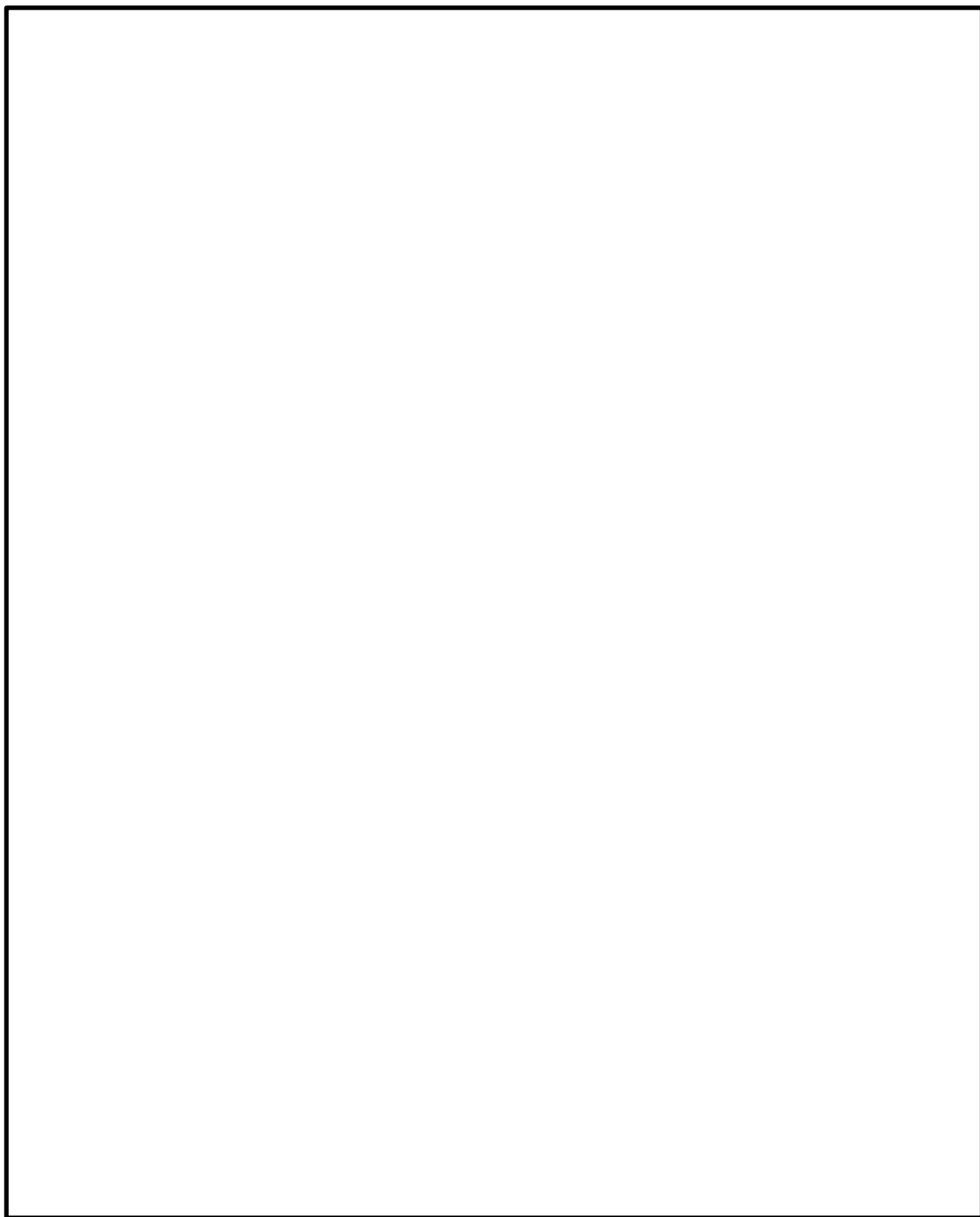


図 46-3-8 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

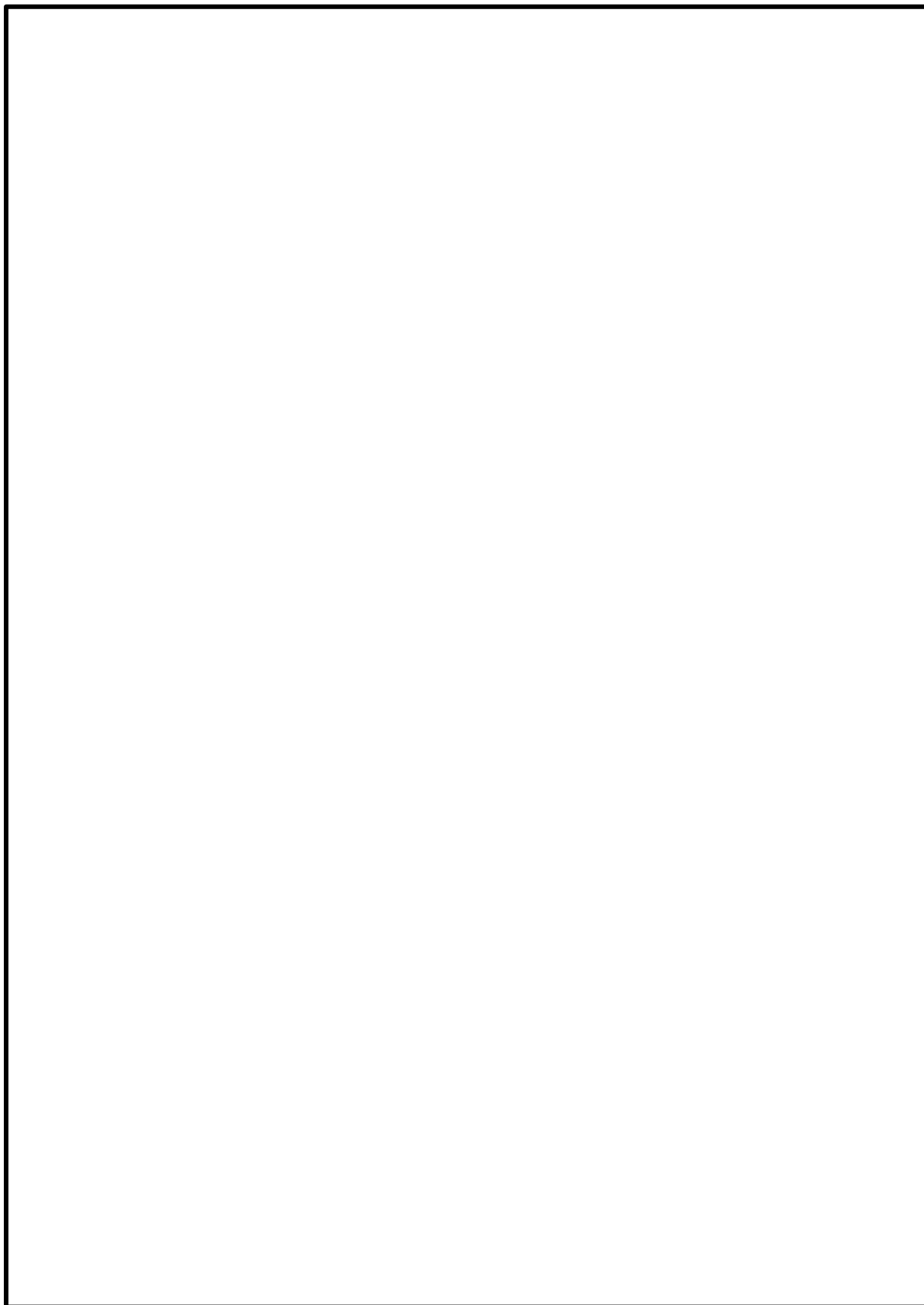


図 46-3-9 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

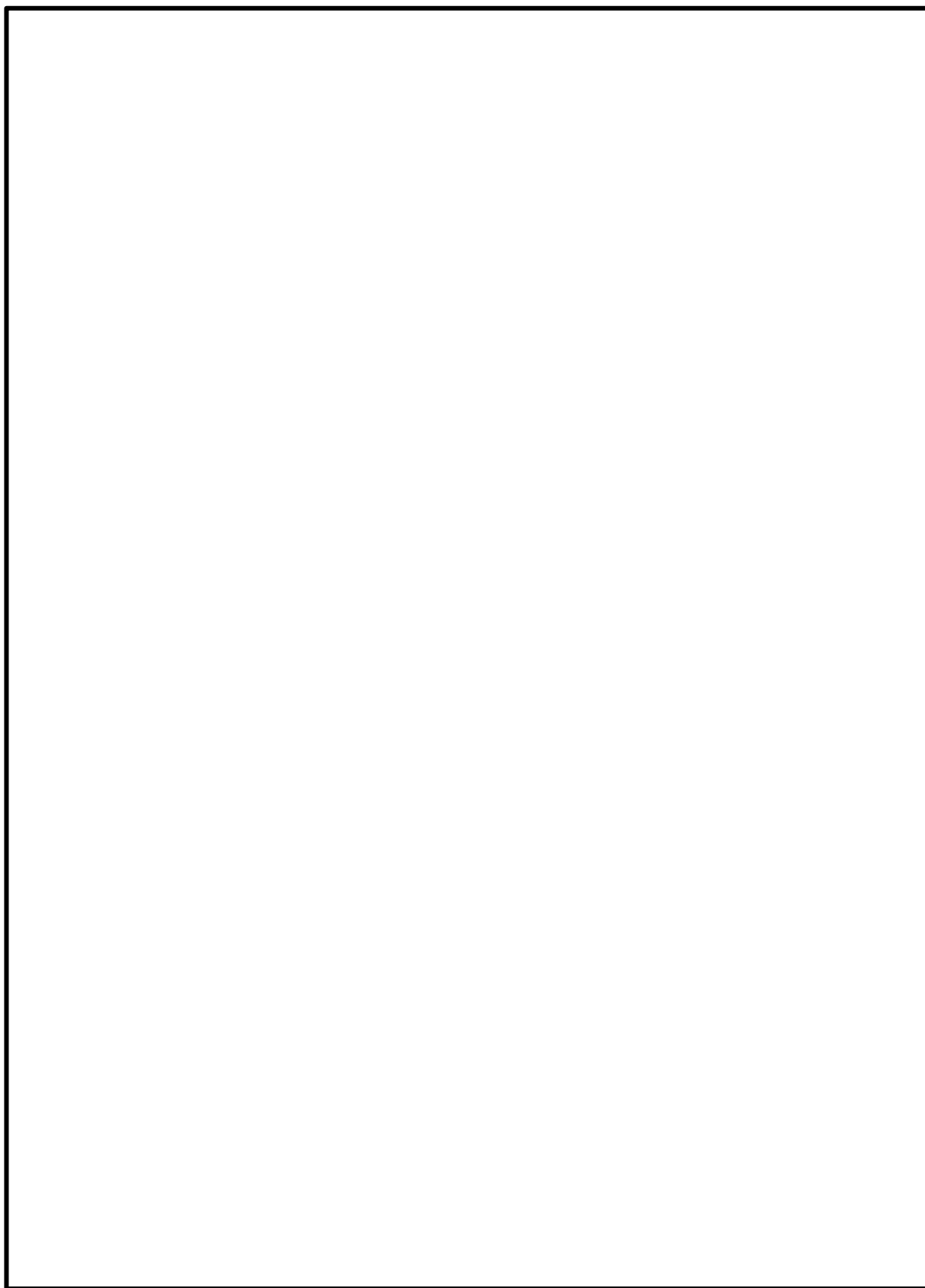


図 46-3-10 配置図（高圧窒素ガスボンベラック）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

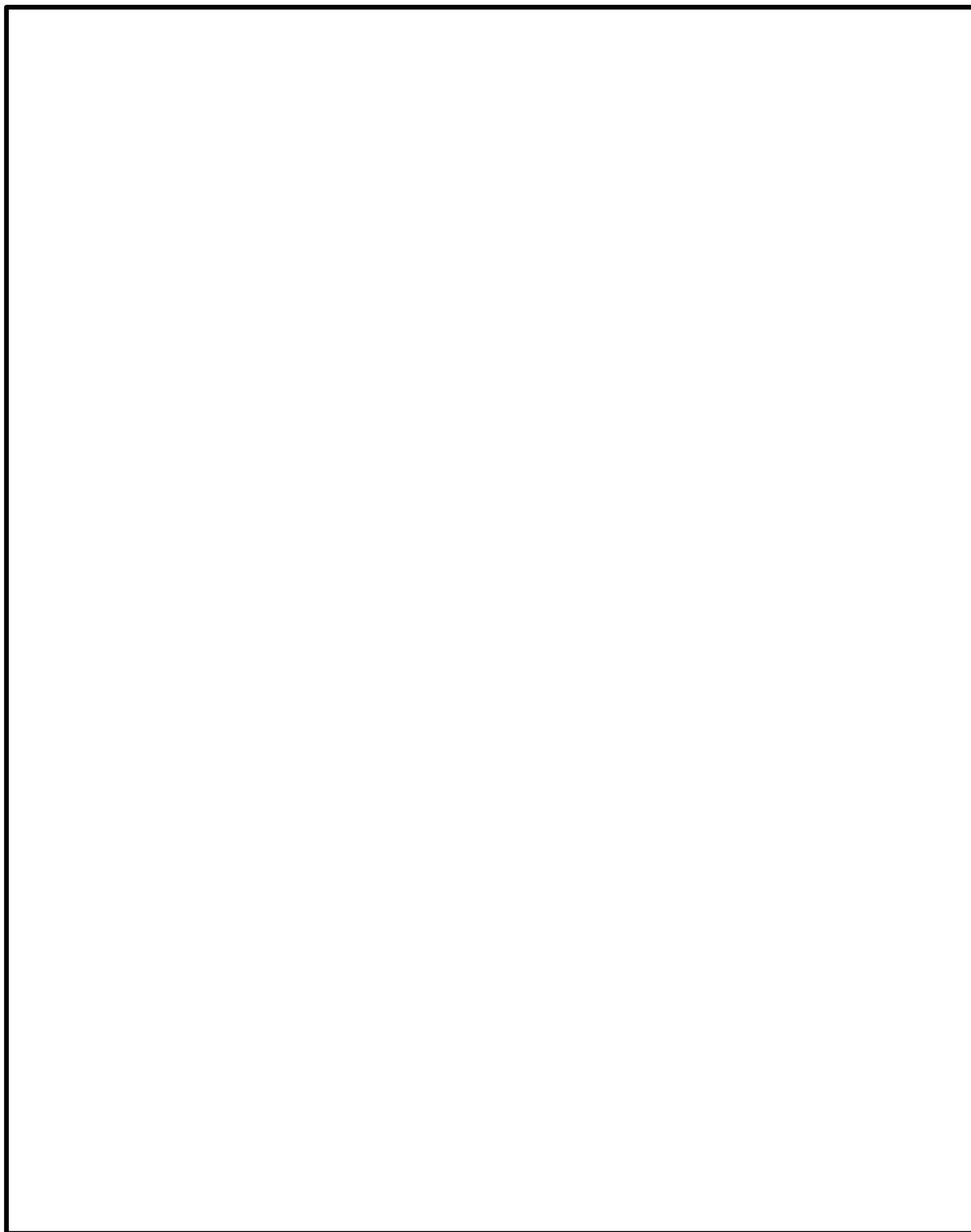


図 46-3-11 配置図（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

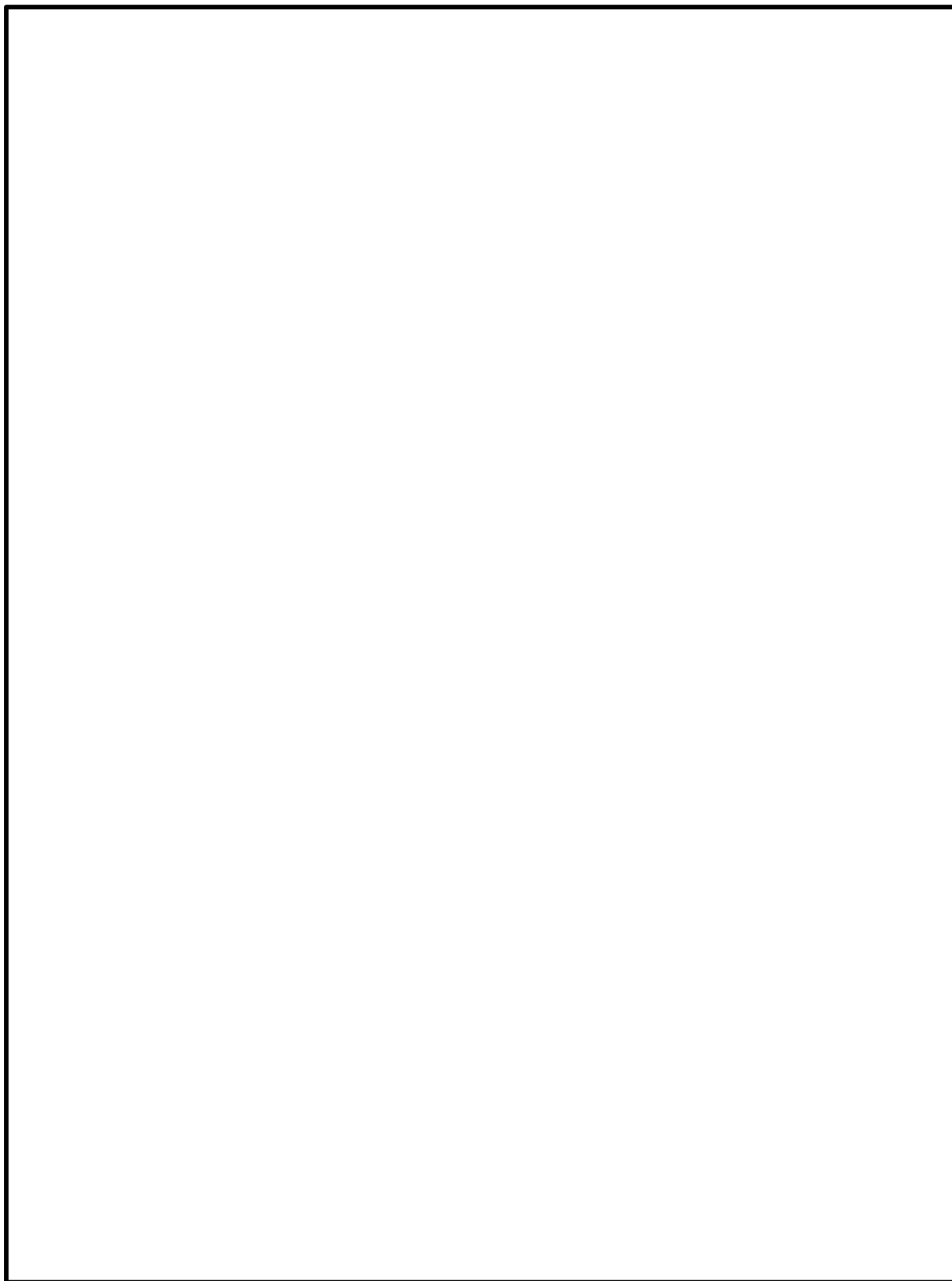


図 46-3-12 配置図（制御建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系

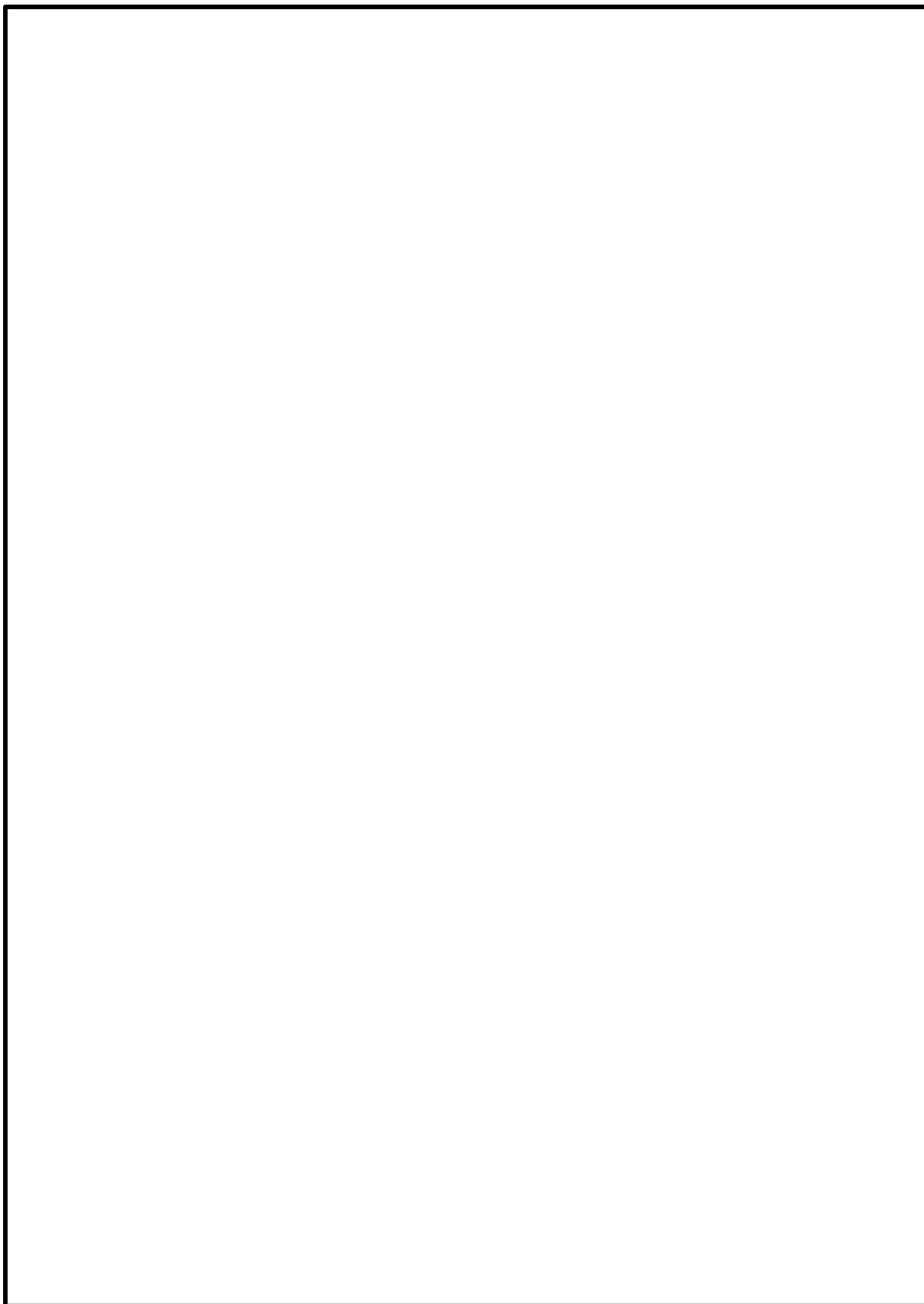


図 46-3-13 配置図 (原子炉建屋 )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系

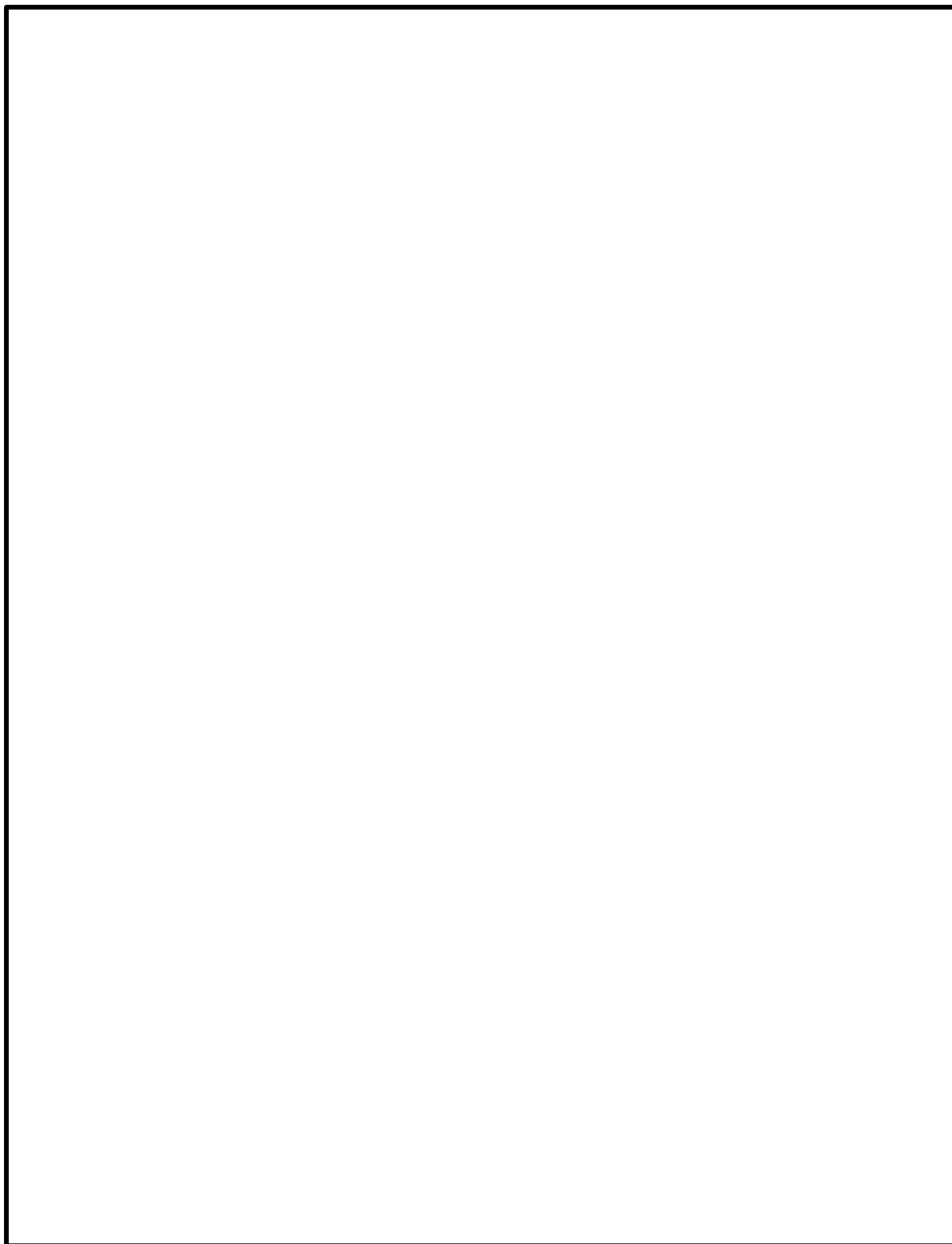


図 46-3-14 配置図（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系

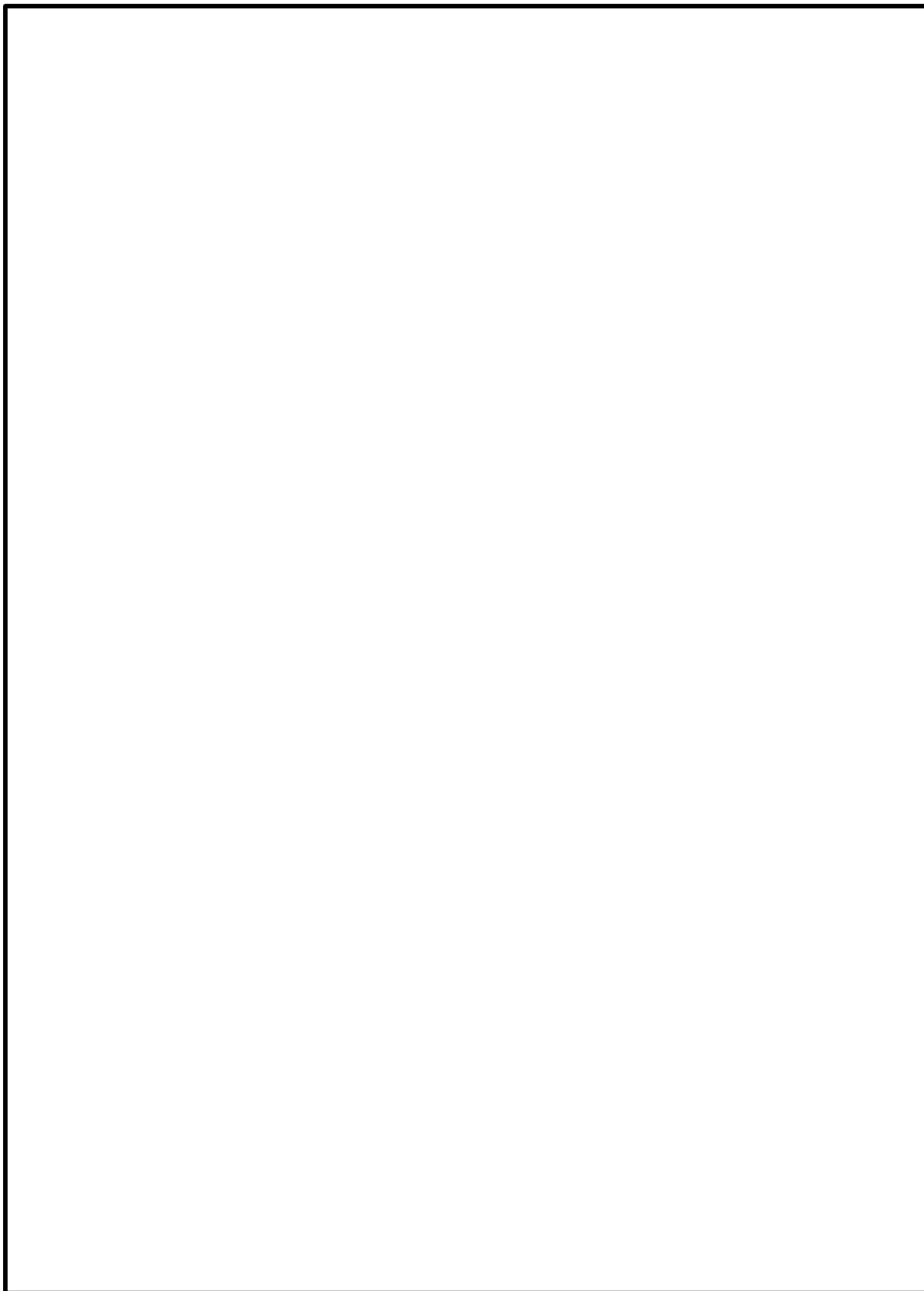


図 46-3-15 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-3-15

・原子炉建屋ブローアウトパネル

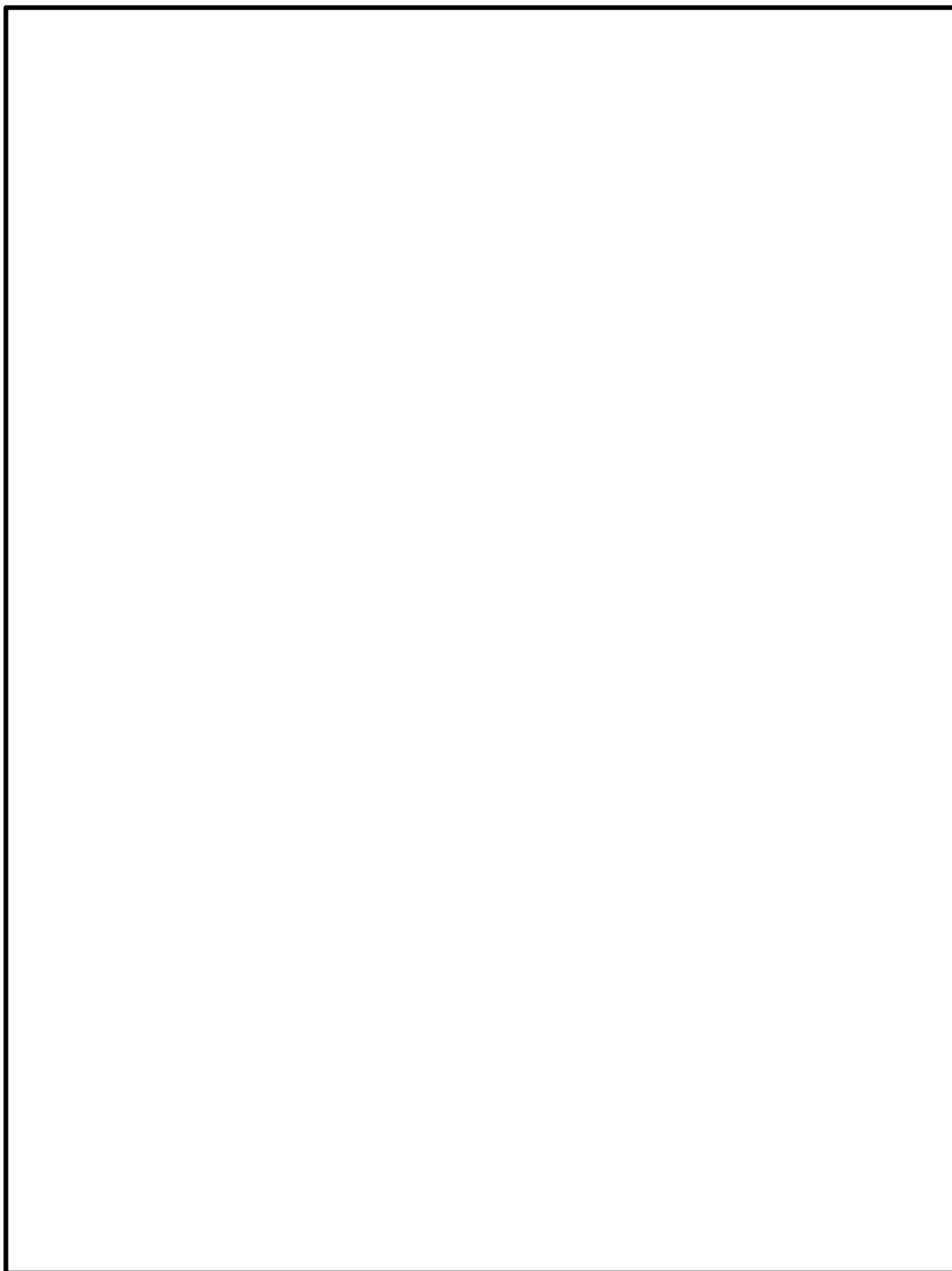
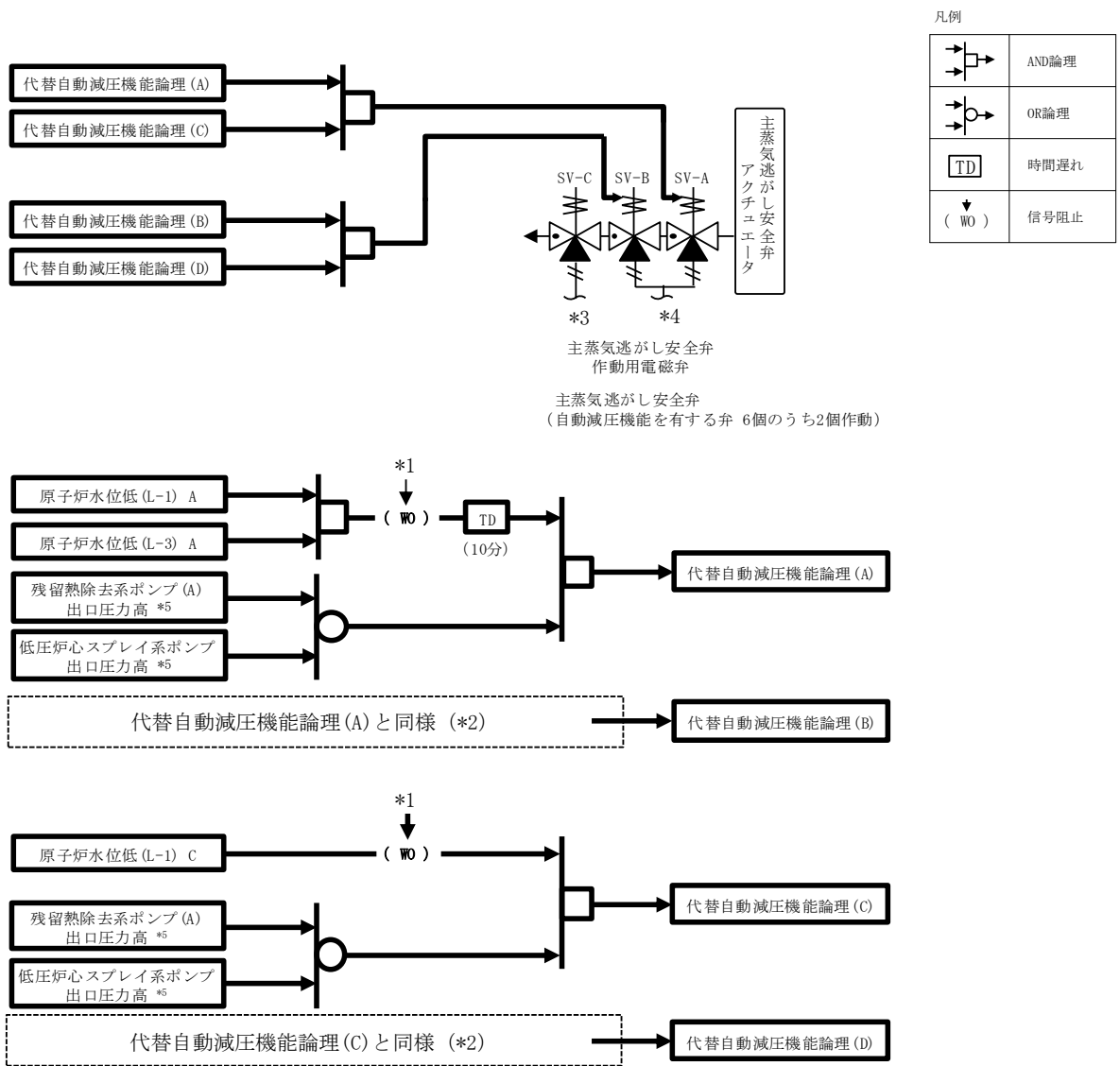


図 46-3-16 配置図  
(原子炉建屋ブローアウトパネルおよび原子炉建屋ブローアウト閉止装置  
(原子炉建屋 ))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-4  
系統図

・ 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）



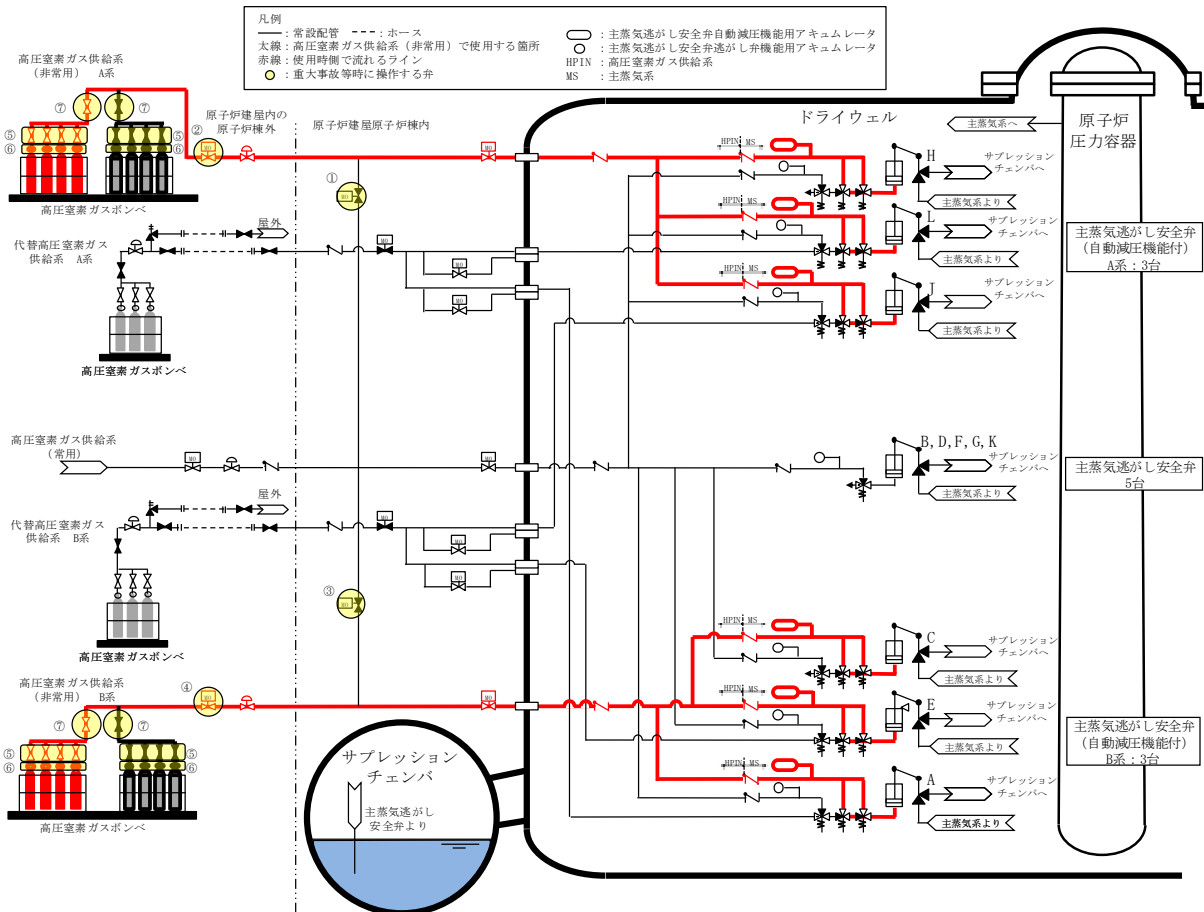
- \*1：自動減圧系(A)作動阻止信号又は代替自動減圧機能論理リセット信号。
- \*2：論理(B)及び論理(D)については、各信号を下記のとおり読み替える。
  - ・原子炉水位低(L-1) A, C → 原子炉水位低(L-1) B, D
  - ・原子炉水位低(L-3) A → 原子炉水位低(L-3) B
  - ・残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(B)出口圧力高
  - ・低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(C)出口圧力高
  - ・自動減圧系(A)作動阻止信号 → 自動減圧系(B)作動阻止信号
- \*3：高圧窒素ガス供給系（常用）より供給。
- \*4：高圧窒素ガス供給系（常用）又は（非常用）より供給。
- \*5：論理(A)及び論理(C)の「残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力高」, 「低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力高」は異なる計測機器からの信号。論理(B)及び論理(D)においても同じ。

図 46-4-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の概略回路構成



・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	高圧窒素ガス供給系（常用）との隔離弁
			手動操作		
②	HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			手動操作		
③	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(B)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	高圧窒素ガス供給系（常用）との隔離弁
			手動操作		
④	HPIN 非常用窒素ガス入口弁(B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			手動操作		
⑤	HPIN 窒素ガスポンベ付属止め弁	全開→全閉 全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	高圧窒素ガスポンベ切替え時に操作
⑥	(ポンベコック)	全開→全閉 全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
⑦	HPIN 窒素ガスポンベラック元弁	全開→全閉 全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	



・代替高压窒素ガス供給系

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	高压窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
②	代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
③	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
④	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
⑤	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	代替 HPIN 第一隔離弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

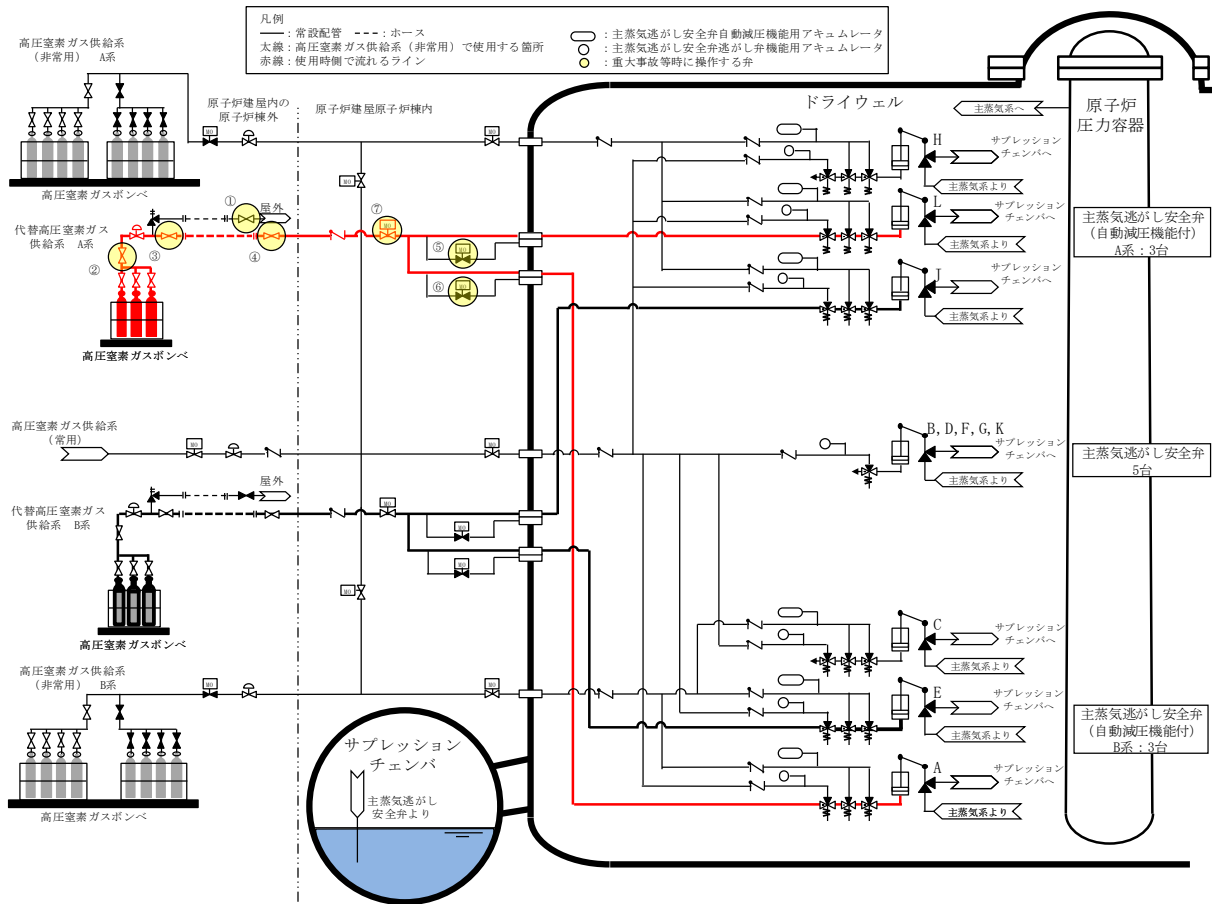
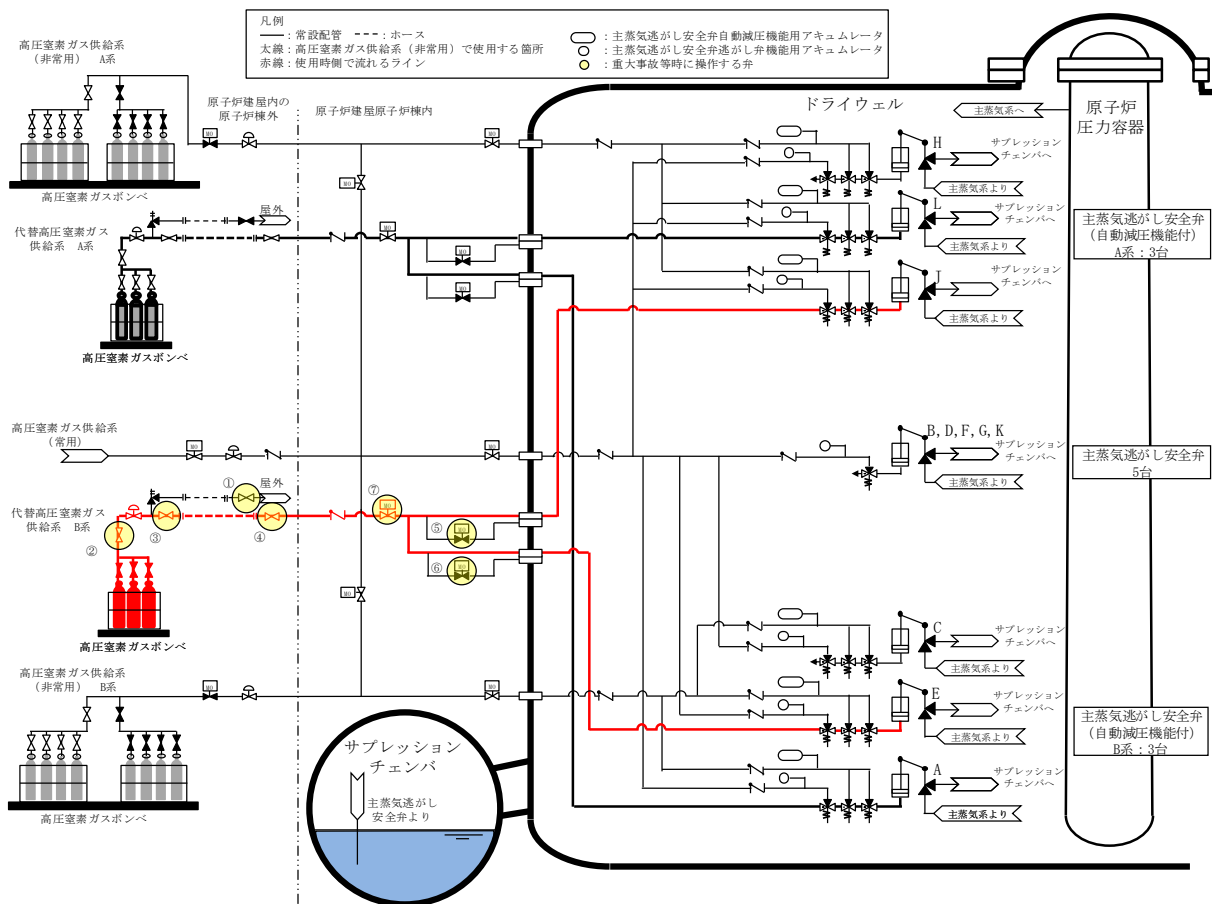


図 46-4-3 代替高压窒素ガス供給系 (A 系) 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	高压窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
②	代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
③	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
④	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
⑤	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-1)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-2)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	代替 HPIN 第一隔離弁 (B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	



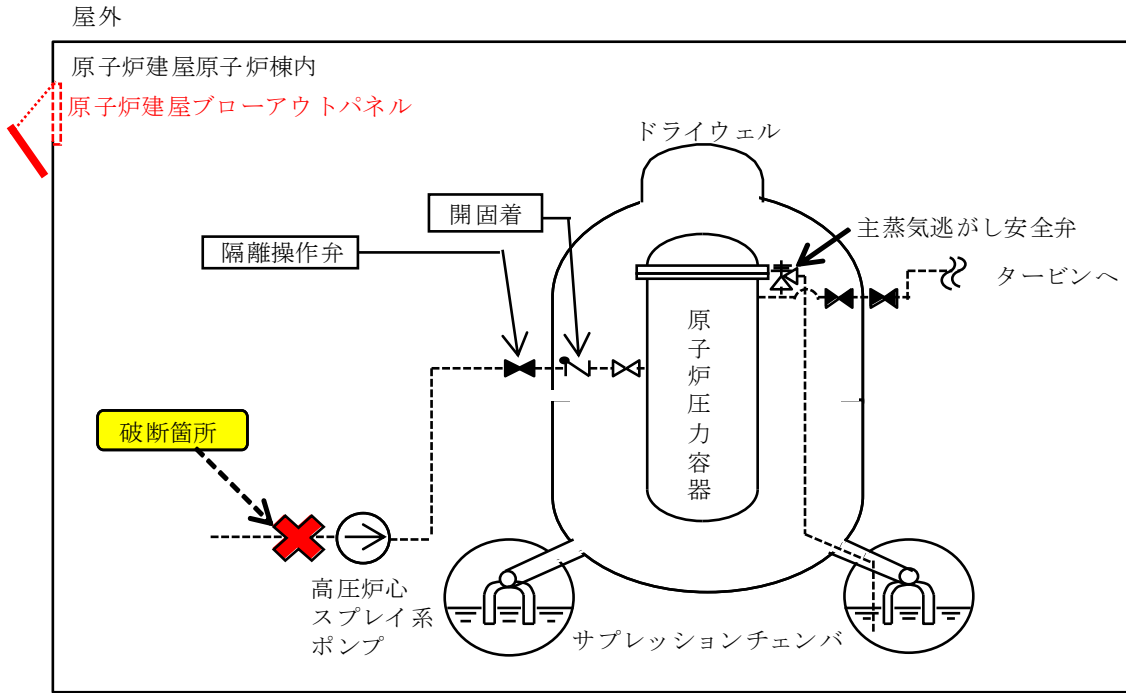


図 46-4-5 原子炉建屋ブローアウトパネルの系統概略図  
(インターフェイスシステム LOCA 発生時)

46-5

試験及び検査

・主蒸気逃がし安全弁

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11 保全サイクル)

機器名(又は装置名)	主要な機器名	点検および試験・検査の項目	点検の重要度	保全方式又は編成	備考	備考 (1) 注は適用する自動検査項目	
原子炉構造機器	ボイラコールド	外観点検	低	10 Y	—	定検停止時	
	炉心コンクリート封じ付ボイラ	外観点検	高	10 Y	炉内構造検査	定検停止時	
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁(A) (C) (E) (H) (J) (L)	機能・性能試験	A, 高	1-C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止時	
		機能・性能試験	A, 高	1-C	自動減圧機能検査	定検停止時	
		分解点検	A, 高	13 M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止時	
		機能・性能試験	A, 高	13 M	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止時	
	主蒸気逃がし安全弁(A) (C) (E) (H) (J) (L) 【中継装置】(コンシダ、電磁弁)	分解点検	A, 高	13 M	—	定検停止時	
		主蒸気逃がし安全弁(B) (D) (F) (G) (K)	機能・性能試験	高	1-C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止時
			分解点検	高	13 M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止時
	機能・性能試験		高	13 M	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止時	
	主蒸気逃がし安全弁(B) (D) (F) (G) (K) 【中継装置】(コンシダ、電磁弁)	分解点検	高	13 M	—	定検停止時	
		主蒸気隔離弁・8台	機能・性能試験	A, 高	1-C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止時
			漏えい試験	A, 高	1-C	主蒸気隔離弁漏えい試験	定検停止時
			特性試験	A, 高	1-C	蒸気隔離弁安全性確認検査(プロセス制御)	定検停止時
			機能・性能試験	A, 高	1-C	原子炉保護系インターロック機能検査(炉内異常検出用3部)	定検停止時
	機能・性能試験		A, 高	1-C	原子炉保護系インターロック機能検査(原子炉保護系・蒸気発生システム系)	定検停止時	
	主蒸気第一隔離弁(A)	分解点検	A	13 M	主蒸気第一隔離弁分解検査	定検停止時	
		点検点検	A	13 M	—	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁(A) 【中継装置】	分解点検	A	13 M	—	定検停止時		
主蒸気第一隔離弁(B)	分解点検	高	13 M	主蒸気第一隔離弁分解検査	定検停止時		
	点検点検	高	13 M	—	定検停止時		
主蒸気第一隔離弁(B) 【中継装置】	分解点検	高	13 M	—	定検停止時		
主蒸気第一隔離弁(C)	分解点検	高	13 M	主蒸気第一隔離弁分解検査	定検停止時		
	点検点検	高	13 M	—	定検停止時		
主蒸気第一隔離弁(C) 【中継装置】	分解点検	高	13 M	—	定検停止時		

東北電力株式会社  
女川原子力発電所第2号機  
第11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 : 02-009

東北電力株式会社  
女川原子力発電所第2号機  
第11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 : O2-026



東北電力株式会社  
女川原子力発電所第2号機  
第11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 : O2-010

東北電力株式会社  
女川原子力発電所第2号機  
第11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 : O2-008

・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

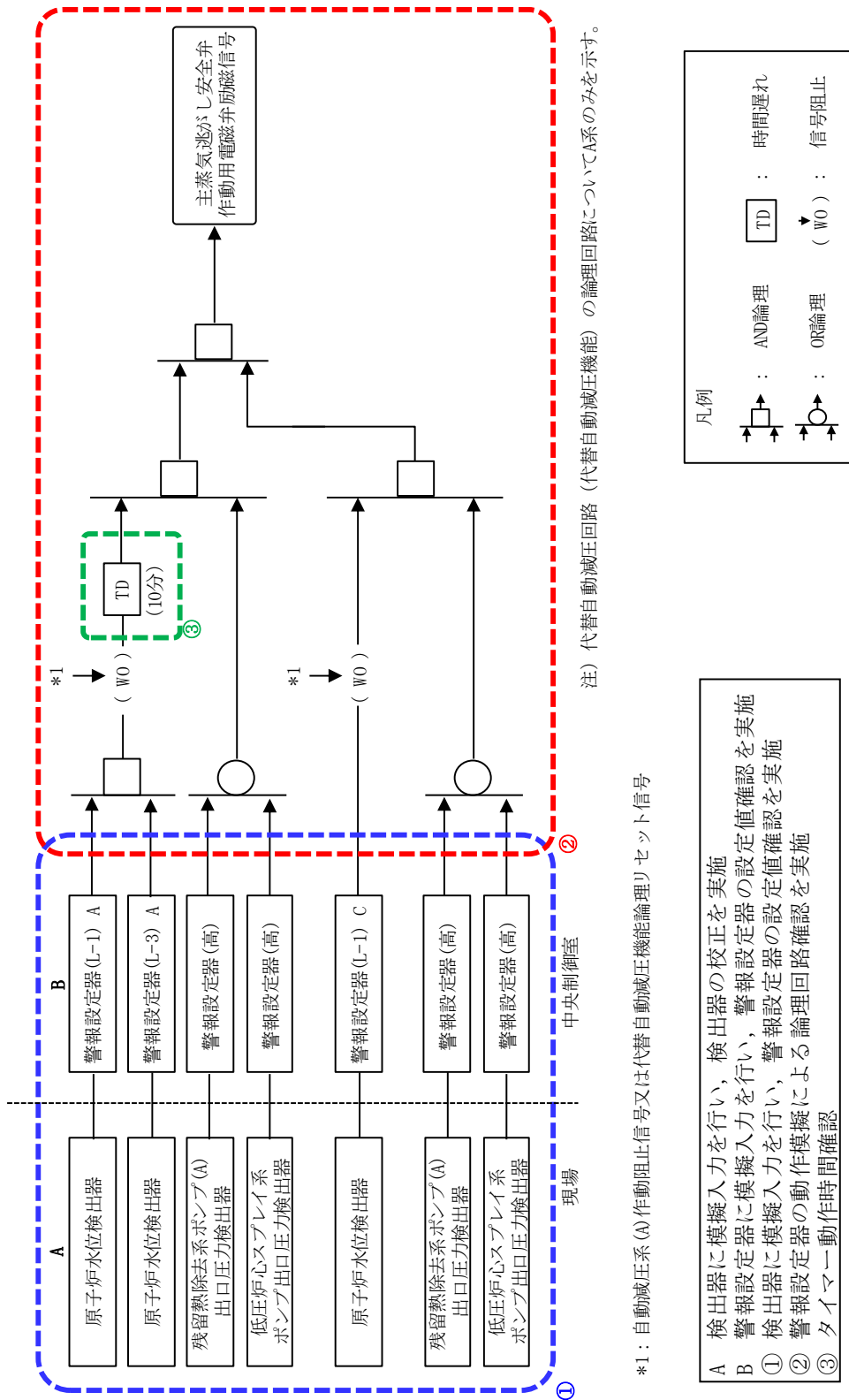


図 46-5-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の試験及び検査

## 代替自動減圧回路（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、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）については、主蒸気逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤作動により発電用原子炉に外乱を与える可能性があるため、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 46-5-1 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。	停止中（定期検査時）に、実システムを用いた試験又は検査を実施する。
8- 一	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。 ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りではない。 また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあたっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作により発電用原子炉に外乱を与える可能性があることから、発電用原子炉の停止中（定期検査時）に試験又は検査を実施する。
8- 二	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、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。	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があることから、発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施しない。また、発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施しないため、原子炉保護系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8- 三	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。	停止中（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。	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、誤操作等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があるため、発電用原子炉の運転中に試験及び検査を実施しない。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、多重化されており、試験及び検査にあたっては、各チャンネルが独立に試験可能である。

・ 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の試験間隔の検討

代替自動減圧回路（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が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合に期待される設備である。代替自動減圧回路（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、かつ代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の故障により減圧機能が作動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 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に関する健全性について 参考資料」を参照

以上のことから、代替自動減圧回路（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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

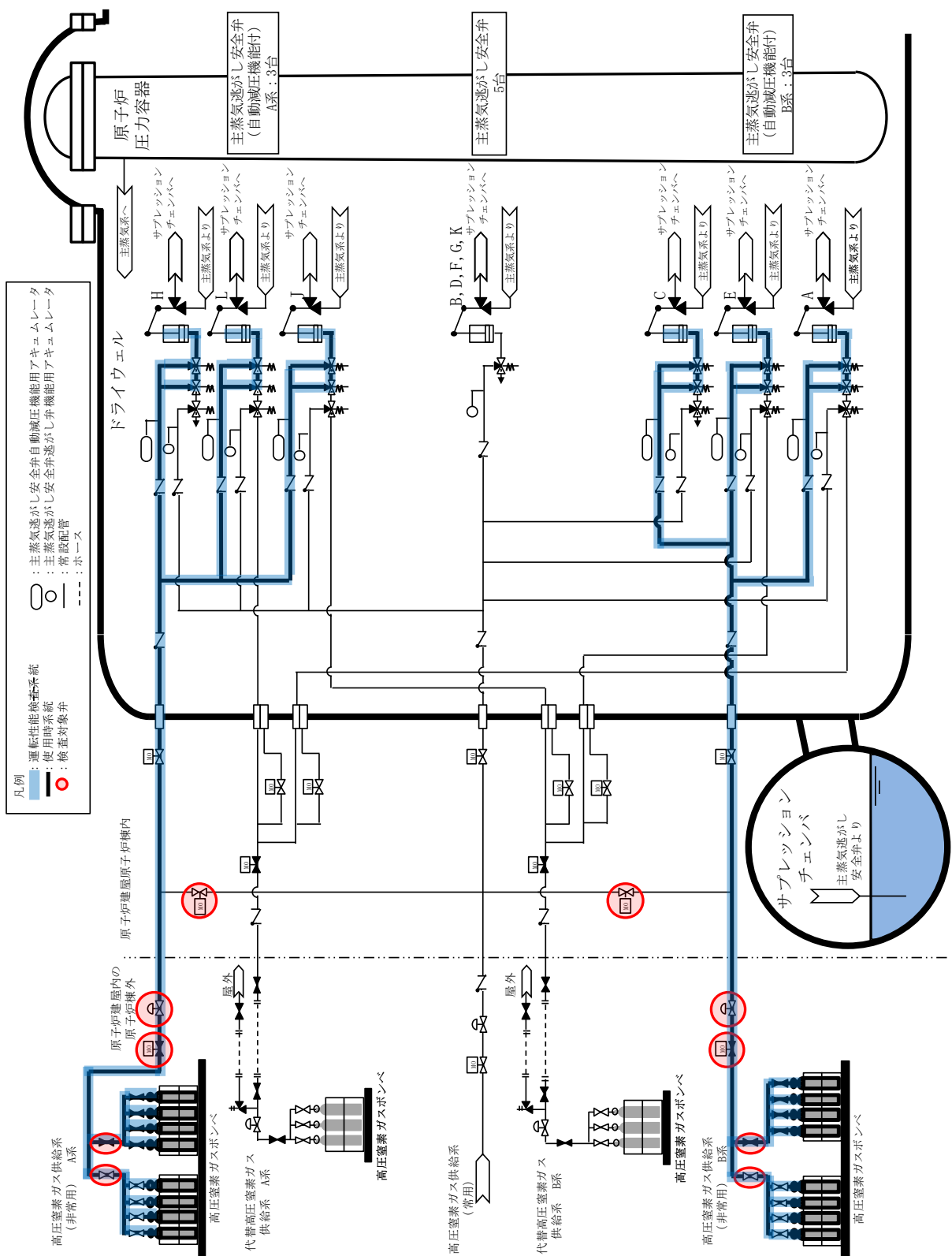


図 46-5-2 運転性能検査系統図（高圧窒素ガス供給系（非常用））

・代替高压窒素ガス供給系

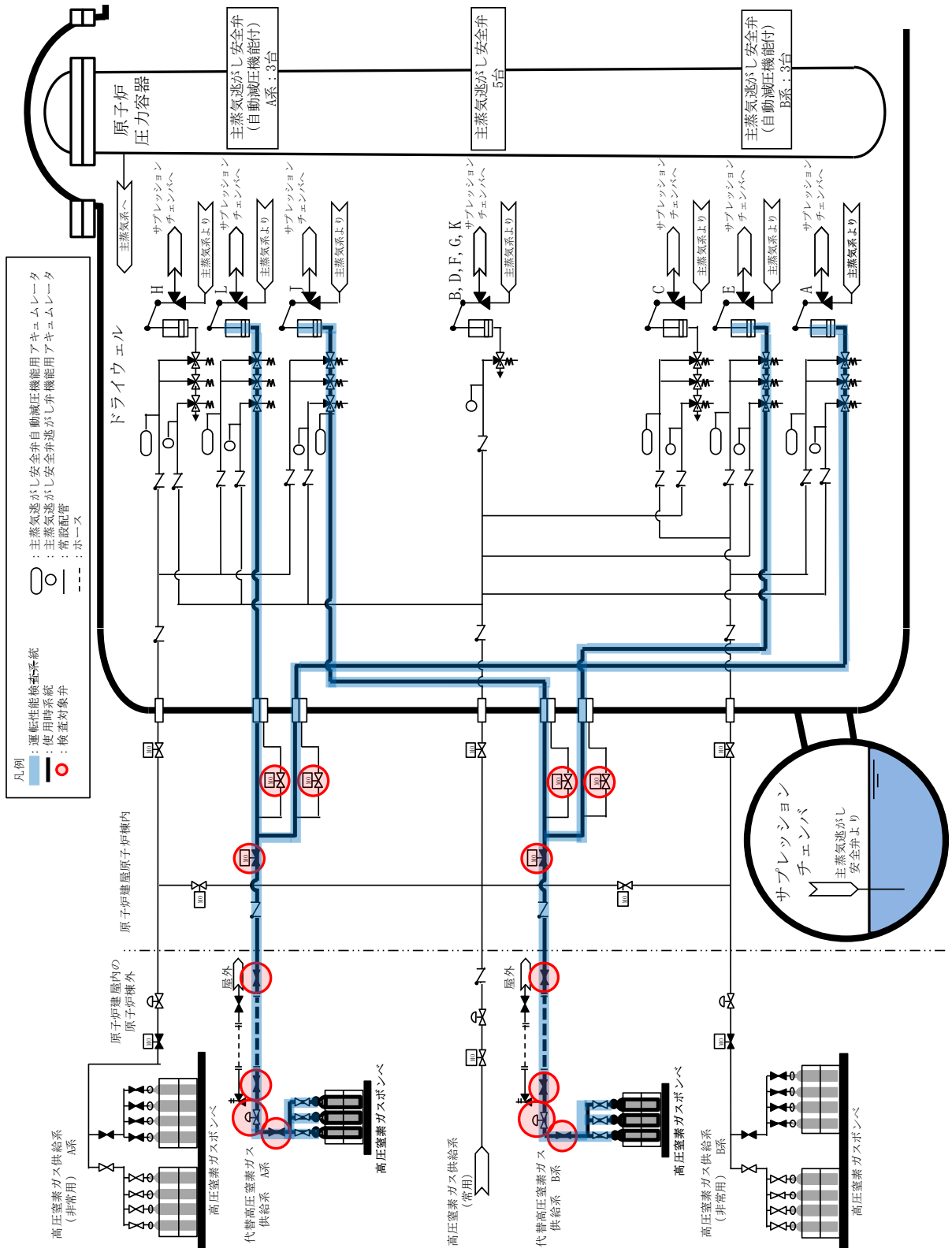


図 46-5-3 運転性能検査系統図 (代替高压窒素ガス供給系)

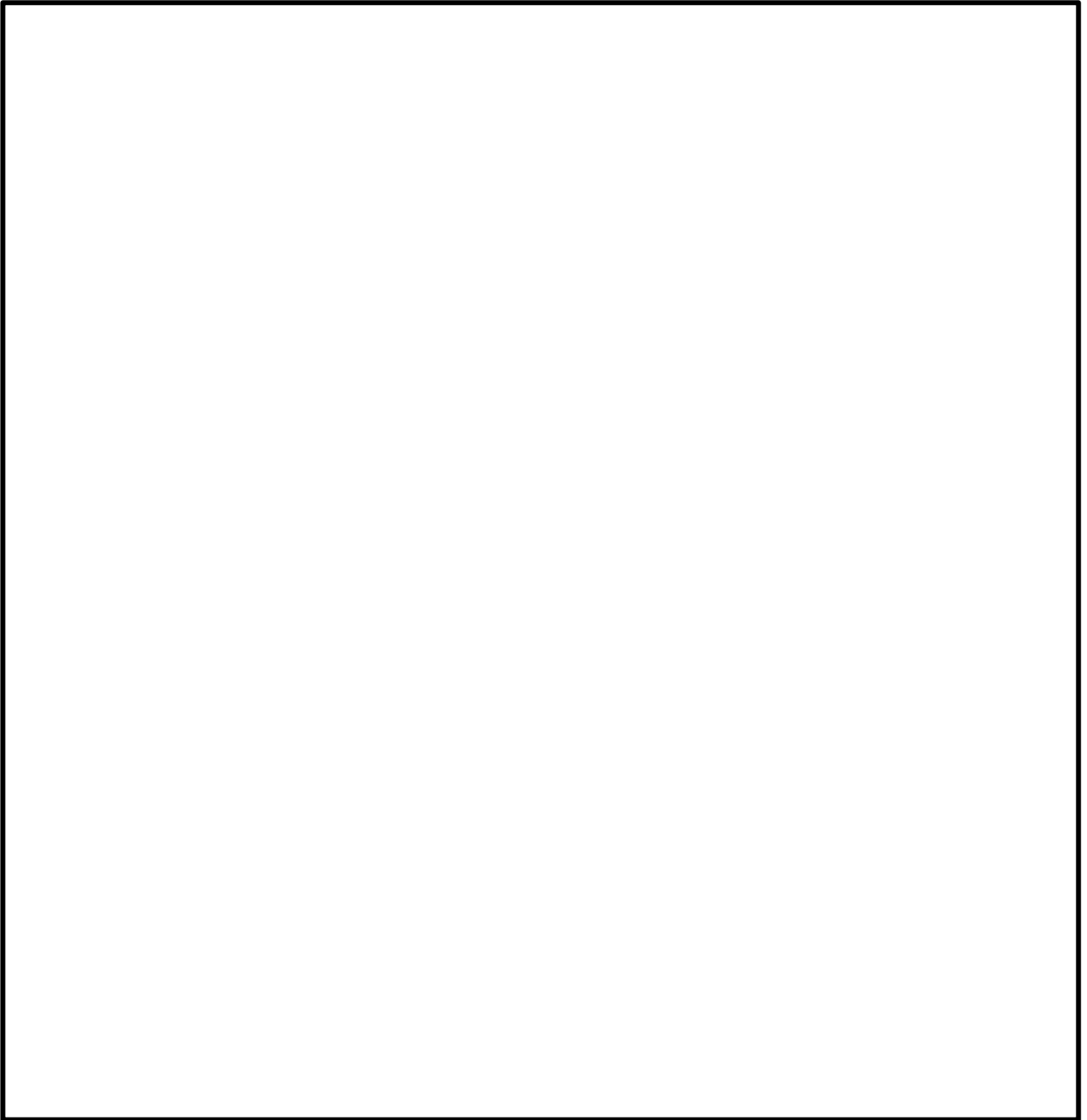


図 46-5-4 原子炉建屋ブローアウトパネルの試験及び検査

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



46-6

容量設定根拠

・主蒸気逃がし安全弁

名 称		主蒸気逃がし安全弁												
吹出量	(t/h) /個	【設定根拠】記載 表 46-6-1 参照												
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため、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。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、平衡型のバネ式（アクチュエータ付）安全弁で、次の機能を有する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし弁機能           <p>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作動させて強制的に開放する。</p> </li> </ul> <p>主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出量を表 46-6-1 に示す。</p> <p>表 46-6-1 主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>個数 (個)</th> <th>吹出量 ((t/h)/個)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">逃がし弁機能</td> <td>2</td> <td>356</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>360</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>363</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>367</td> </tr> </tbody> </table> <p>主蒸気逃がし安全弁は、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 46-6-1 のとおりである。本容量は、主蒸気逃がし安全弁を必要とする事故シーケンスグループにて、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。</p> <p>以上のことから、重大事故等対処設備として使用する主蒸気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。</p>			機能	個数 (個)	吹出量 ((t/h)/個)	逃がし弁機能	2	356	3	360	3	363	3	367
機能	個数 (個)	吹出量 ((t/h)/個)												
逃がし弁機能	2	356												
	3	360												
	3	363												
	3	367												

・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

名 称		主蒸気逃がし安全弁 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】**

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、主蒸気逃がし安全弁が逃がし弁機能により、原子炉冷却材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

主蒸気逃がし安全弁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な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量を  $V_a$  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  $P_c$  (=シリンダ内必要最低圧力), 主蒸気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。

$$V_a = V_{a1} + V_{a2}$$

$$P_{a0} \cdot V_{a1}^k = P_{a1} \cdot V_a^k \quad \therefore V_{a1} = \left( P_{a1} / P_{a0} \right)^{1/k} \cdot V_a$$

$$P_{a0} \cdot V_{a2}^k = P_c \cdot V_c^k \quad \therefore V_{a2} = \left( P_c / P_{a0} \right)^{1/k} \cdot V_c$$

上記の式を整理すると下記式となり、この式を用いて主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量を算出する。

$$V_a = \frac{\left( \frac{P_c}{P_{a0}} \right)^{\frac{1}{k}}}{1 - \left( \frac{P_{a1}}{P_{a0}} \right)^{\frac{1}{k}}} \cdot V_c$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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。

$$P_{a1} = \frac{P_C}{0.528} \quad (0.528 : \text{臨界圧力比} = \left(\frac{2}{K+1}\right)^{\frac{K}{K-1}})$$

$V_a$  : アキュムレータ容量 ( $\ell$ )

$V_C$  : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 ( $\ell$ ) :

$K$  : 断熱指数 : 1.4

$P_C$  : 逃がし安全弁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])  
:

$P_{a1}$  : 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、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{}{\text{$$

上記から、主蒸気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   $\ell$ /個以上とし、公称値は、要求値を上回るものとして 15 $\ell$ /個とする。

## 2. 最高使用圧力

主蒸気逃がし安全弁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

主蒸気逃がし安全弁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℃ とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

名 称		主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用アキュムレータ
容量	ℓ /個	<input 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】

主蒸気逃がし安全弁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エル圧力高の両方の信号により、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）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。11 個の主蒸気逃がし安全弁のうち 6 個に自動減圧機能を持たせるため、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータも 6 個設置する。

1. 容量

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、LOCA 時 1 回あるいは通常時 5 回の主蒸気逃がし安全弁作動ができる容量とする。また、主蒸気逃がし安全弁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。

$m + 1$  回作動後のアキュムレータ圧力  $P_{ai+1}$  は、 $i$  回作動後のアキュムレータ圧力と以下の関係にある。

$$P_{ai+1} = \left( \frac{V_a}{V_a + V_c} \right)^K \times P_a$$

よってアキュムレータ容量  $V_a$  は、シリンダ容量  $V_c$  と以下の式で関係付けられる。

$$V_a = \frac{\left( \frac{P_c}{P_{ao}} \right)^{\frac{1}{m \cdot K}}}{1 - \left( \frac{P_c}{P_{ao}} \right)^{\frac{1}{m \cdot K}}} \times V_c$$

$V_a$  : 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 : 1.4

$P_c$  : 逃がし安全弁開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa [abs])

(LOCA 時) :

(通常時) :

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

$P_{a0}$ : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs])

:

$P_{ai}$ : 作動後のアキュムレータ圧力 (m回作動)

上記の式及び値により主蒸気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。

(LOCA 時)

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{ }^{\frac{1}{1.14}}}{1 - \left(\frac{\text{ }^{\frac{1}{1.14}}}{\text{ }^{\frac{1}{1.14}}}\right)}\right) \times \text{ } = \text{ } \ell$$

(通常時)

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{ }^{\frac{1}{5.14}}}{1 - \left(\frac{\text{ }^{\frac{1}{5.14}}}{\text{ }^{\frac{1}{5.14}}}\right)}\right) \times \text{ } = \text{ } \ell$$

上記から、主蒸気逃がし安全弁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 200 ℓ/個とする。

## 2. 最高使用圧力の設定根拠

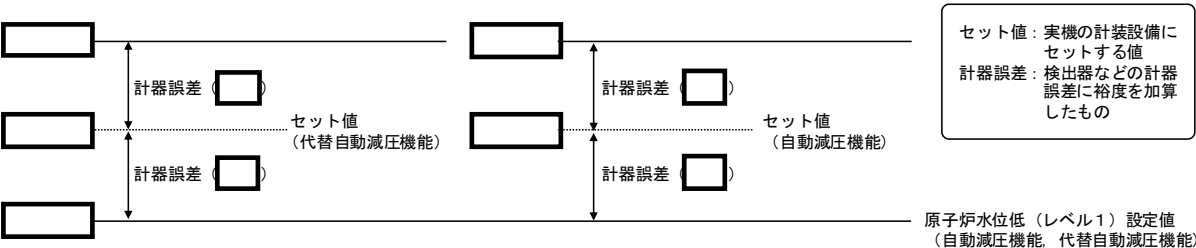
主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

## 3. 最高使用温度の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

名 称	原 子 炉 水 位 低
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、炉心の著しい損傷及び格納容器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（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の状態の主蒸気逃がし安全弁を作動させる。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 947cm 以上（レベル1）
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウエル圧力高が発生せず、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、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定する。</p> <p>注記*：原子炉圧力容器零レベルはセパレータスカート下端より 1,278 cm 下</p> <p>&lt;補足&gt;</p> <p>(1) 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、有効燃料棒頂部より高い設定とする。</p> <p>(2) 主蒸気逃がし安全弁の作動は原子炉冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系（低圧注入モード）又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることを考慮し、残留熱除去系（低圧注入モード）又は低圧炉心スプレイ系が自動起動する原子炉水位低（レベル1）の設定とする。</p> <p>&lt;参考&gt;</p>  <p>図 46-6-1 原子炉水位（レベル1）設定値の概要図</p>	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・ 高圧窒素ガスポンベ

名 称		高圧窒素ガスポンベ
容量	ℓ/本	約 47
最高使用圧力	MPa[gage]	約 15 <sup>注</sup>
機器仕様に関する注記		注：最高充填圧力を示す。
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>高圧窒素ガスポンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）による高圧窒素ガスポンベからの窒素ガス供給は、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(427 kPa[gage])以下の場合に限定され、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力を超え最高使用圧力の 2 倍(854 kPa[gage])以下の場合には、代替高圧窒素ガス供給系による高圧窒素ガスポンベからの窒素ガス供給により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う設計とする。</p> <p>1. 高圧窒素ガスポンベ</p> <p>高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）で 8 本、代替高圧窒素ガス供給系で 3 本使用するため、必要となる本数は 11 本であり、負荷に直接接続する可搬型設備であることから、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考慮し合計で 22 本を確保し、分散して配備する。</p> <p>1.1 高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスポンベ容量</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスポンベは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）6 弁（A 系 3 弁、B 系 3 弁）を開弁させた後、7 日間開保持させるために必要な窒素ガス量をもとに、1 系列当たりの必要容量 3 本を上回る 4 本（2 系列分として必要容量 6 本に対し計 8 本）を接続し使用する。</p> <p>1 系列当たりの高圧窒素ガスポンベの必要容量は、以下のとおり。</p> <p>1.1.1 窒素ガス消費量</p> <p>(1) 高圧窒素ガス供給系(非常用)1 系列 3 弁を開動作するための消費量</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能付）1 回作動時の窒素ガス消費量は、1 弁を</p>		



1 回作動させた場合に元の圧力に復帰させるために必要な窒素ガス量から求められる。

$$\begin{aligned}
 Q_1 &= \frac{(P_1[\text{MPa}(abs)] - P_2[\text{MPa}(abs)]) \times (V_1[\ell] + V_2[\ell])}{0.101325[\text{MPa}(abs)]} \\
 &= \frac{(\square - \square) \times (200[\ell] + \square[\ell])}{0.101325[\text{MPa}(abs)]} \\
 &= \square[\ell(\text{normal})]
 \end{aligned}$$

よって、3 弁開動作するためには  $\square[\ell(\text{normal})] \times 3 \text{ 弁} \div \square[\ell(\text{normal})]$  必要となる。

$Q_1$  : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）1 弁 1 回作動に必要な窒素ガス消費量（ $[\ell(\text{normal})]$ ）

$P_1$  : 自動減圧機能用アキュムレータ初期圧力（ $\square[\text{MPa}(abs)]$ ）  
（運転時最低供給圧力 $[\square\text{MPa}(gage)] + 0.101325 [\text{MPa}(abs)]$ ）

$P_2$  : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）作動後の自動減圧機能用アキュムレータ圧力（ $\square[\text{MPa}(abs)]$ ）\*1

$V_1$  : 自動減圧機能用アキュムレータ容量（200 $[\ell]$ ）

$V_2$  : 空気シリンダ容量（ $\square[\ell]$ ）

\*1 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動による窒素ガスの圧力及び体積変化は短時間で起こるため断熱変化と考え窒素ガスの断熱指数 1.4 より  $P_2$  は下記のとおり求められる。

$$\begin{aligned}
 P_1 \times V_1^{1.4} &= P_2 \times (V_1 + V_2)^{1.4} \\
 P_2 &= P_1 \times \left( \frac{V_1}{V_1 + V_2} \right)^{1.4} \\
 &= (\square + 0.101325) \times \left( \frac{200}{200 + \square} \right)^{1.4} \\
 &= \square[\text{MPa}(abs)]
 \end{aligned}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 片系3弁7日間開保持による系統漏えい量

$$\begin{aligned} Q_2 &= \lambda [\ell(\text{normal})/\text{min}/\text{個}] \times N[\text{個}] \times D[\text{day}] \times 24[\text{h}/\text{day}] \times 60[\text{min}/\text{h}] \\ &= \boxed{\phantom{000}} [\ell(\text{normal})/\text{min}/\text{個}] \times 3[\text{個}] \times 7[\text{day}] \times 24[\text{h}/\text{day}] \times 60[\text{min}/\text{h}] \\ &= \boxed{\phantom{000}} [\ell(\text{normal})] \end{aligned}$$

$Q_2$  : 系統漏えい量 $[\ell(\text{normal})]$

$\lambda$  : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）1個あたりの系統漏えい量  
（ $\boxed{\phantom{000}}[\ell(\text{normal})/\text{min}/\text{個}]$ ）

$N$  : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の片系設置個数（3[個]）

$D$  : 開保持期間（7日間[day]）

以上より、主蒸気逃がし安全弁3弁を全て7日間、開保持できるガス量は  
高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列

3弁を開動作するための消費量 :  $\boxed{\phantom{000}} [\ell(\text{normal})]$

高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列

3弁を7日間開保持するための消費量 :  $\boxed{\phantom{000}} [\ell(\text{normal})]$

---

合計 :  $\boxed{\phantom{000}} [\ell(\text{normal})]$

なお、7日間の減圧機能維持に必要な主蒸気逃がし安全弁の個数は2個であるが、保守的に3個開保持を考慮している。

1.1.2 高圧窒素ガスポンベによる供給量

$$\begin{aligned} Q_b &= \frac{(P_1[\text{MPa}(\text{gage})] - P_2[\text{MPa}(\text{gage})])}{P_L[\text{MPa}(\text{abs})]} \times \frac{273.15}{(273.15 + T[^\circ\text{C}])} \times V_b[\ell/\text{本}] \times M[\text{本}] \\ &= \frac{\boxed{\phantom{000}}[\text{MPa}(\text{gage})] - \boxed{\phantom{000}}[\text{MPa}(\text{gage})]}{0.101325[\text{MPa}(\text{abs})]} \times \frac{273.15}{(273.15 + \boxed{\phantom{000}}[^\circ\text{C}])} \times 46.7 [\ell/\text{本}] \times M[\text{本}] \\ &= \boxed{\phantom{000}} [\ell(\text{normal})] \times M \end{aligned}$$

$Q_b$  : 高圧窒素ガスポンベの供給量 $[\ell(\text{normal})]$

$P_1$  : ポンベ初期充填圧力  $\boxed{\phantom{000}}[\text{MPa}(\text{gage})]$

$P_2$  : ポンベ交換圧力  $\boxed{\phantom{000}}[\text{MPa}(\text{gage})]$

$P_L$  : 大気圧（0.101[MPa(abs)]）

$V_b$  : ポンベ容量（46.7[ $\ell/\text{本}$ ]）

$M$  : 必要ポンベ本数[本]

$T$  : 窒素ガス温度  $\boxed{\phantom{000}}[^\circ\text{C}]$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 ( $Q_b$ ) が必要であり、

$$\frac{\square [\ell(\text{normal})] \times M}{M > \square} > \square [\ell(\text{normal})]$$

よって、必要ポンペ本数は3本となる。

高压窒素ガス供給系（非常用）の高压窒素ガスポンペは、必要量を確保（16本）している。

## 1.2 代替高压窒素ガス供給系に使用する高压窒素ガスポンペ容量

代替高压窒素ガス供給系に使用する高压窒素ガスポンペは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を7日間開保持させるために必要な窒素ガス量に加え、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の空気シリンダ及び窒素ガス供給配管内を作動圧力まで昇圧するために必要な窒素ガス量をもとに必要容量3本（2系列分として合計6本）を接続し使用する。

高压窒素ガスポンペの必要容量は、以下に示す式により算出する。

$$\begin{aligned} n &= \frac{(Q_1 \times t + Q_2 + Q_3)}{V} \times \frac{0.101325}{(P_1 - P_2)} \times \frac{(273.15 + T)}{273.15} \\ &= \frac{\square \times 10080 + \square + \square}{46.7} \times \frac{0.101325}{(\square - \square)} \times \frac{(273.15 + \square)}{273.15} \\ &\doteq \square \Rightarrow 3\text{本} \end{aligned}$$

n : 必要ポンペ本数

t : 主蒸気逃がし安全弁開保持時間 (min) (=10080 min (7日間))

$P_1$  : 高压窒素ガスポンペ初期充填圧力 ( $\square$  MPa[gage])

$P_2$  : 主蒸気逃がし安全弁開保持必要圧力 ( $\square$  MPa[gage])

T : 窒素ガス温度 ( $\square$  °C)

V : 高压窒素ガスポンペ1本当たりの容量 (46.7  $\ell$ )

$Q_1$  : 設計漏えい量 ( $\square$   $\ell/\text{min}$ [normal])

$Q_2$  : 供給配管昇圧に必要な窒素ガス消費量 ( $\square$   $\ell(\text{normal})$ )

$Q_3$  : 主蒸気逃がし安全弁全開到達までのエアシリンダからの窒素ガス漏えい量 ( $\square$   $\ell(\text{normal})$ )

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2. 最高使用圧力

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

・代替高压窒素ガス供給系

名 称		代替高压窒素ガス供給系
供給圧力	MPa [gage]	<input type="text"/> 以上
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>代替高压窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(1Pd=427 kPa [gage])を超え、原子炉格納容器の背圧により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な高压窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合、より高压の窒素ガスを供給することにより原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（2Pd=854kPa [gage]）の場合においても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として設置する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開動作条件は次式で表される。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_W + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \quad \dots \dots \dots \textcircled{1}$ <p><math>F_N</math> : 代替高压窒素ガス供給系によるピストン押し上げ力  <math>F_N = P_N \times S_2</math>  <math>P_N</math> : 代替高压窒素ガス供給系圧力  <math>S_2</math> : ピストン受圧面積 (=51070mm<sup>2</sup>)  <math>F_R</math> : 原子炉圧力による弁体の揚力  <math>F_R = P_R \times S_1</math>  <math>P_R</math> : 原子炉圧力 (=0.854 [MPa] *)  <math>S_1</math> : 主蒸気逃がし安全弁弁体受圧面積 (=14103mm<sup>2</sup>)  * 保守的に格納容器圧力と均圧した状態まで減圧することを想定</p> <p><math>n</math> : レバー比 (=6)  <math>F_{S2}</math> : 空気シリンダスプリング荷重 (=2.95 × 10<sup>3</sup> [N])  <math>F_W</math> : 空気シリンダ可動部重力 (=491 [N])  <math>F_P</math> : 原子炉格納容器圧力によるピストン押し下げ力  <math>F_P = P_P \times S_2</math>  <math>P_P</math> : 原子炉格納容器圧力 (=0.854 [MPa] *)  * 最高使用圧力の2倍(2Pd)まで過圧された状態を想定  <math>F_{S1}</math> : 弁本体スプリング荷重 (=1.78 × 10<sup>5</sup> [N])  <math>F_F</math> : ピストンOリング摩擦力 (=1.97 × 10<sup>3</sup> [N])</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

式①に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square$  MPa[gage]のときに主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開動作条件が成立する。

したがって、代替高压窒素ガス供給系の窒素ガス供給圧力が  $\square$  MPa[gage] 以上のとき、格納容器内圧力が最高使用圧力の2倍の圧力であっても主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開動作させることができる。

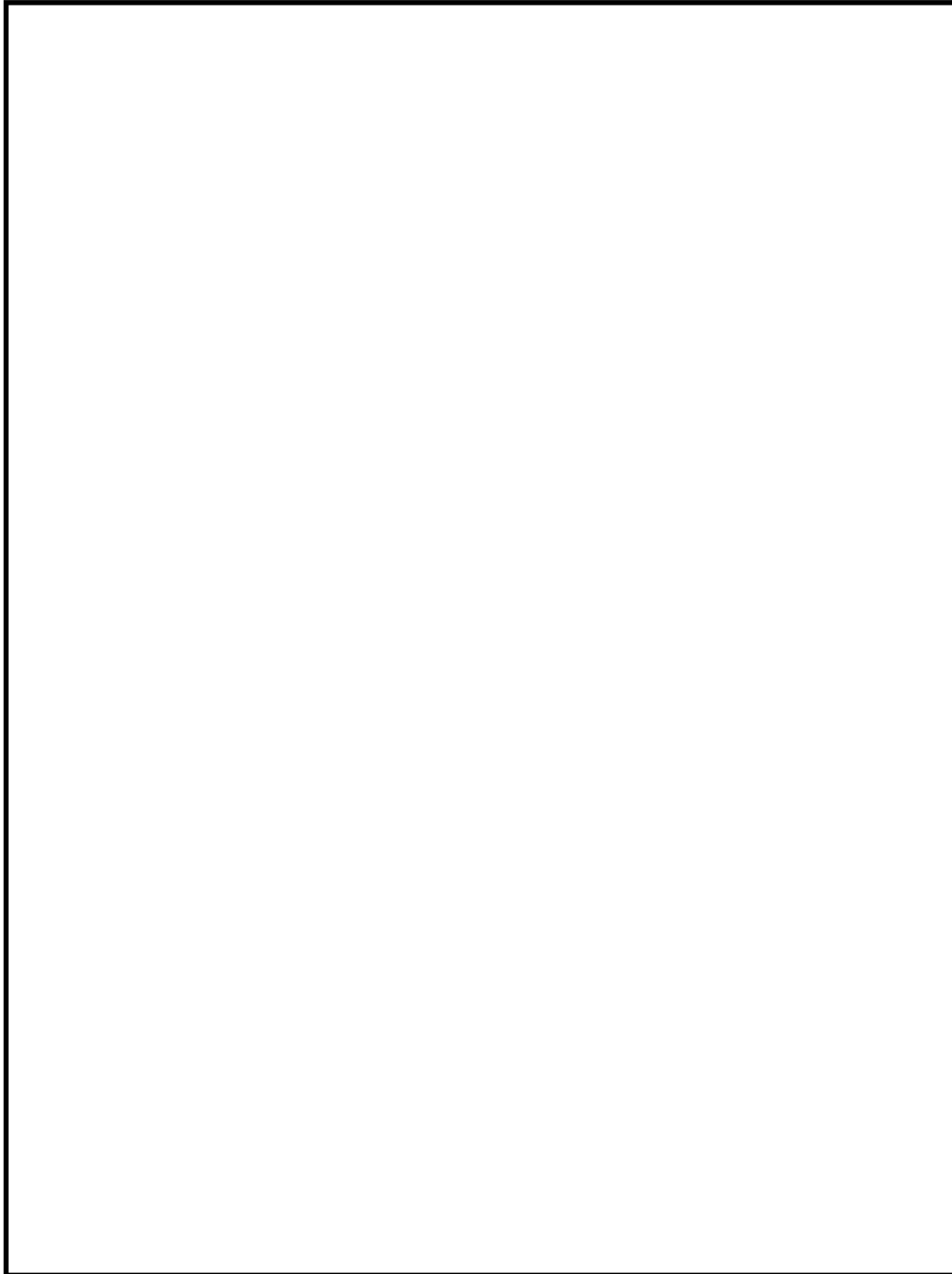


図 46-6-2 主蒸気逃がし安全弁構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

46-7  
接続図

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）、代替高圧窒素ガス供給系

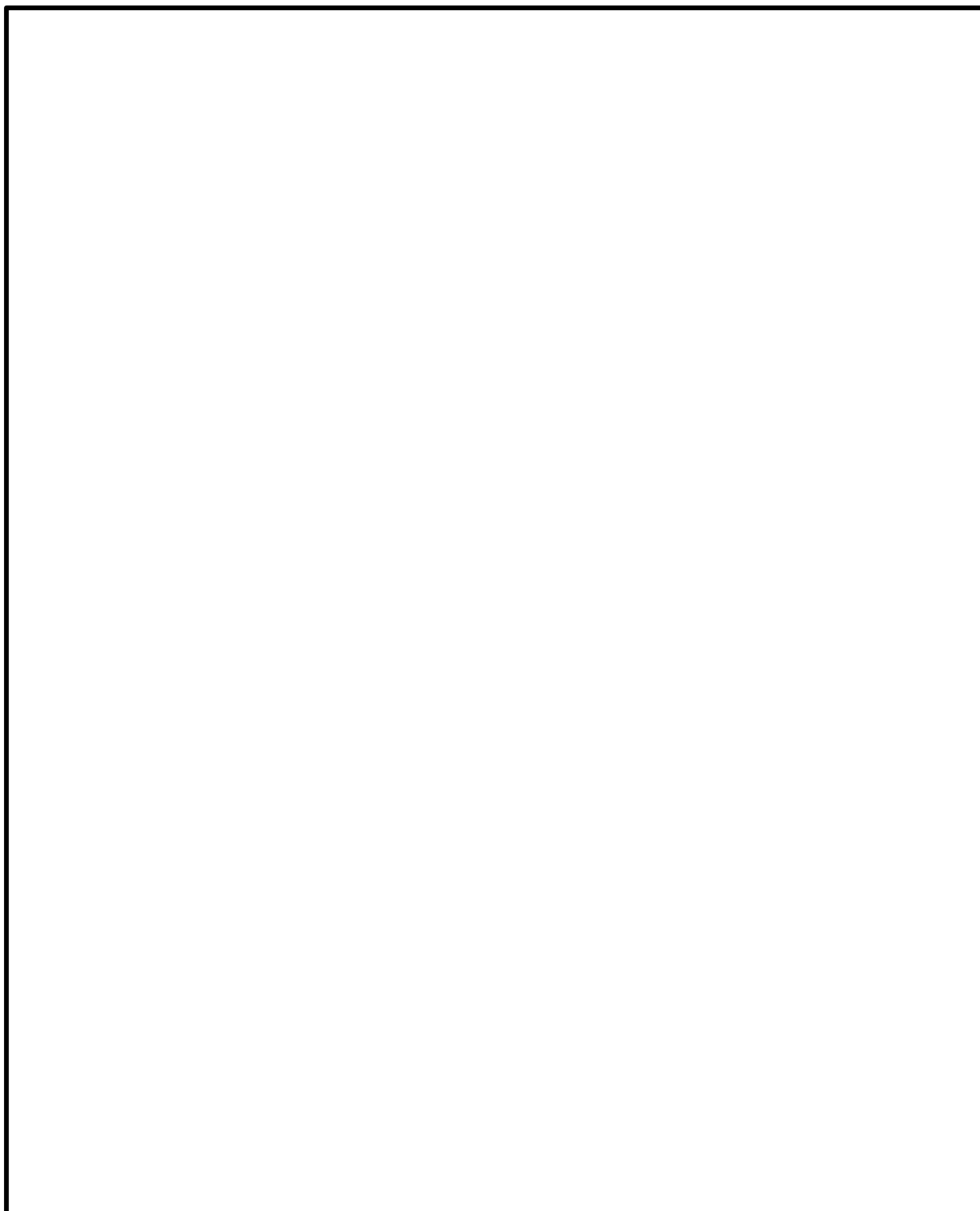


図 46-7-1 接続部詳細図（窒素ガスボンベラック）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



46-8  
保管場所図

・主蒸気逃がし安全弁

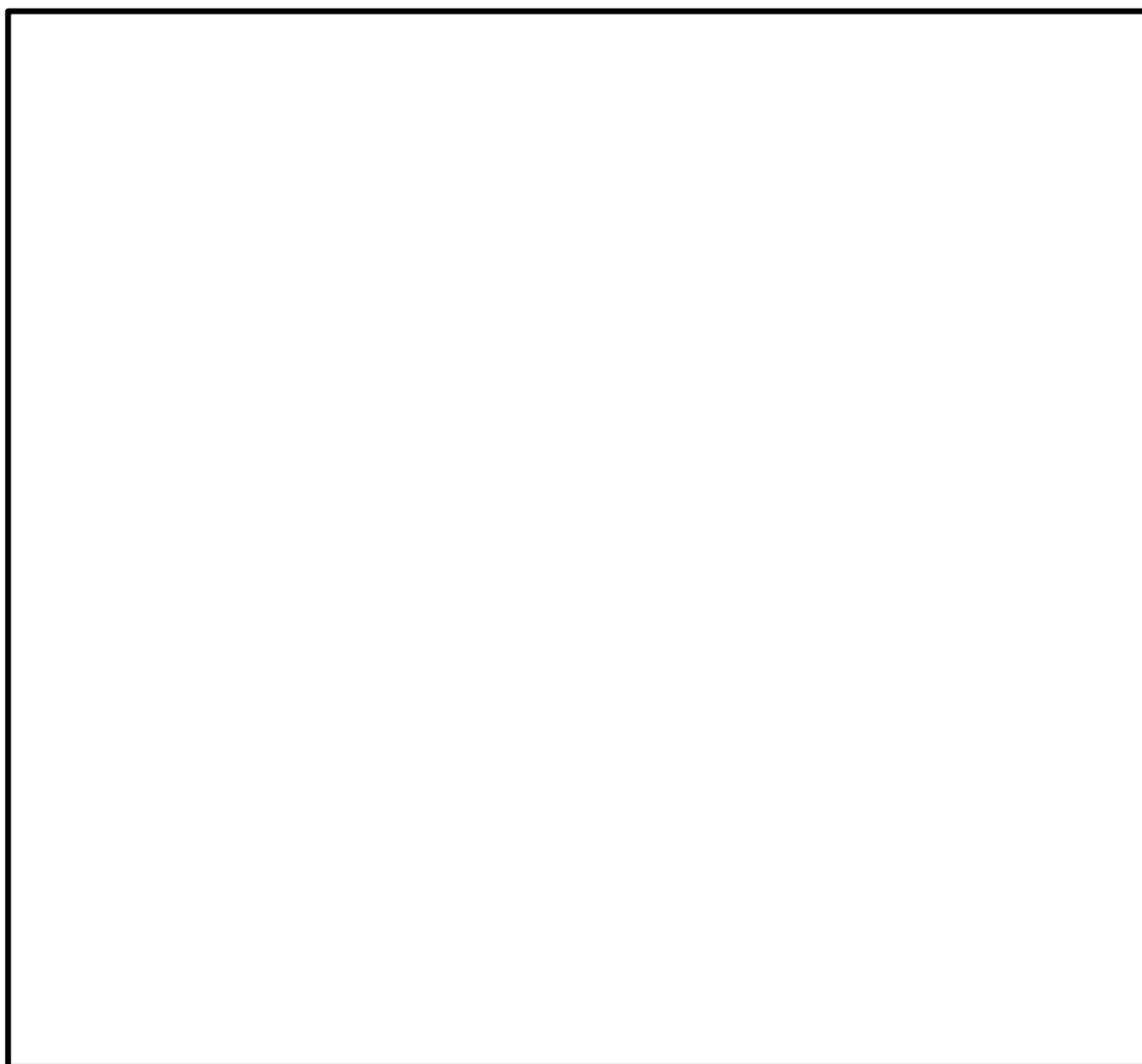


図 46-8-1 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）、代替高圧窒素ガス供給系

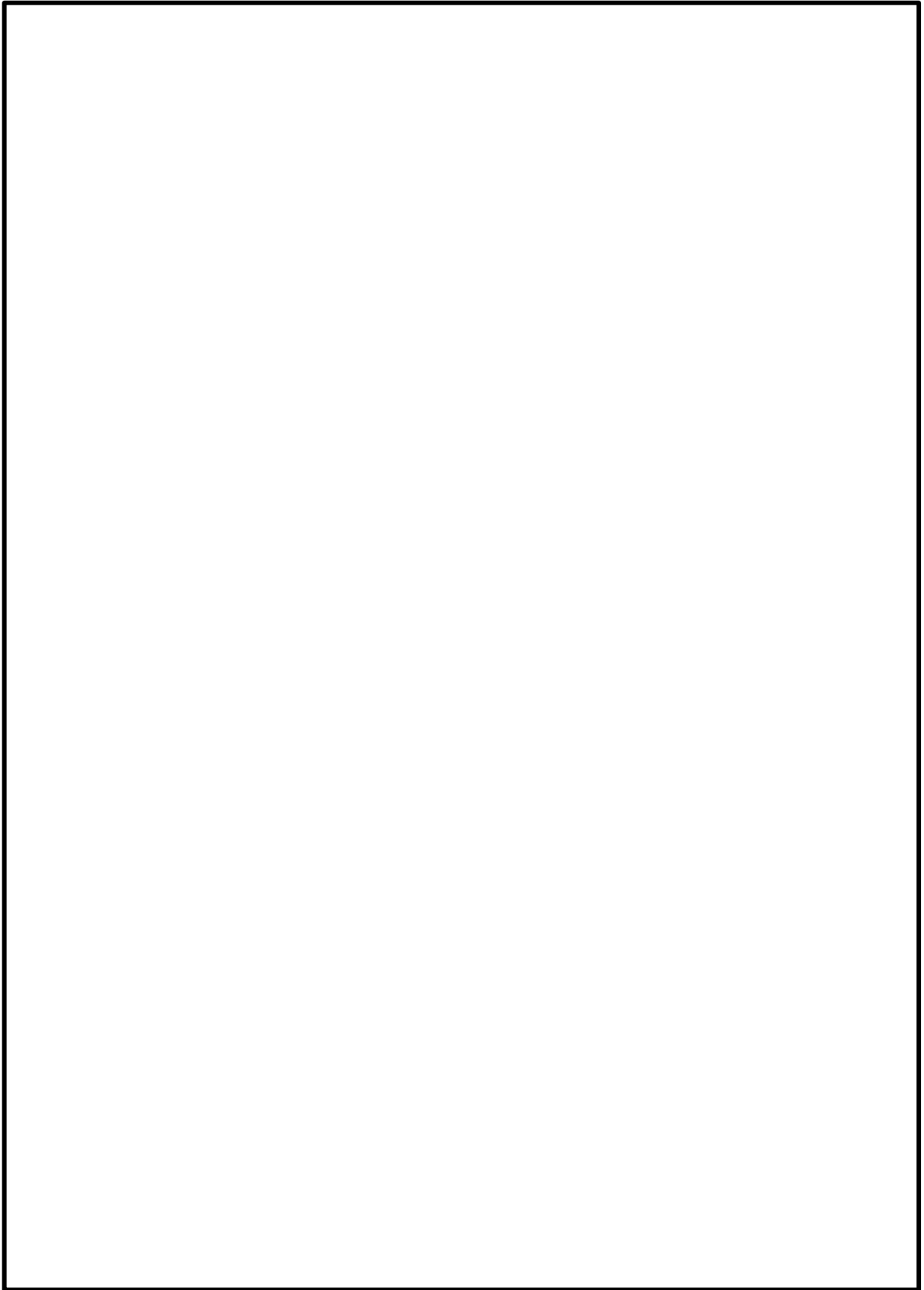


図 46-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-9

アクセスルート図

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

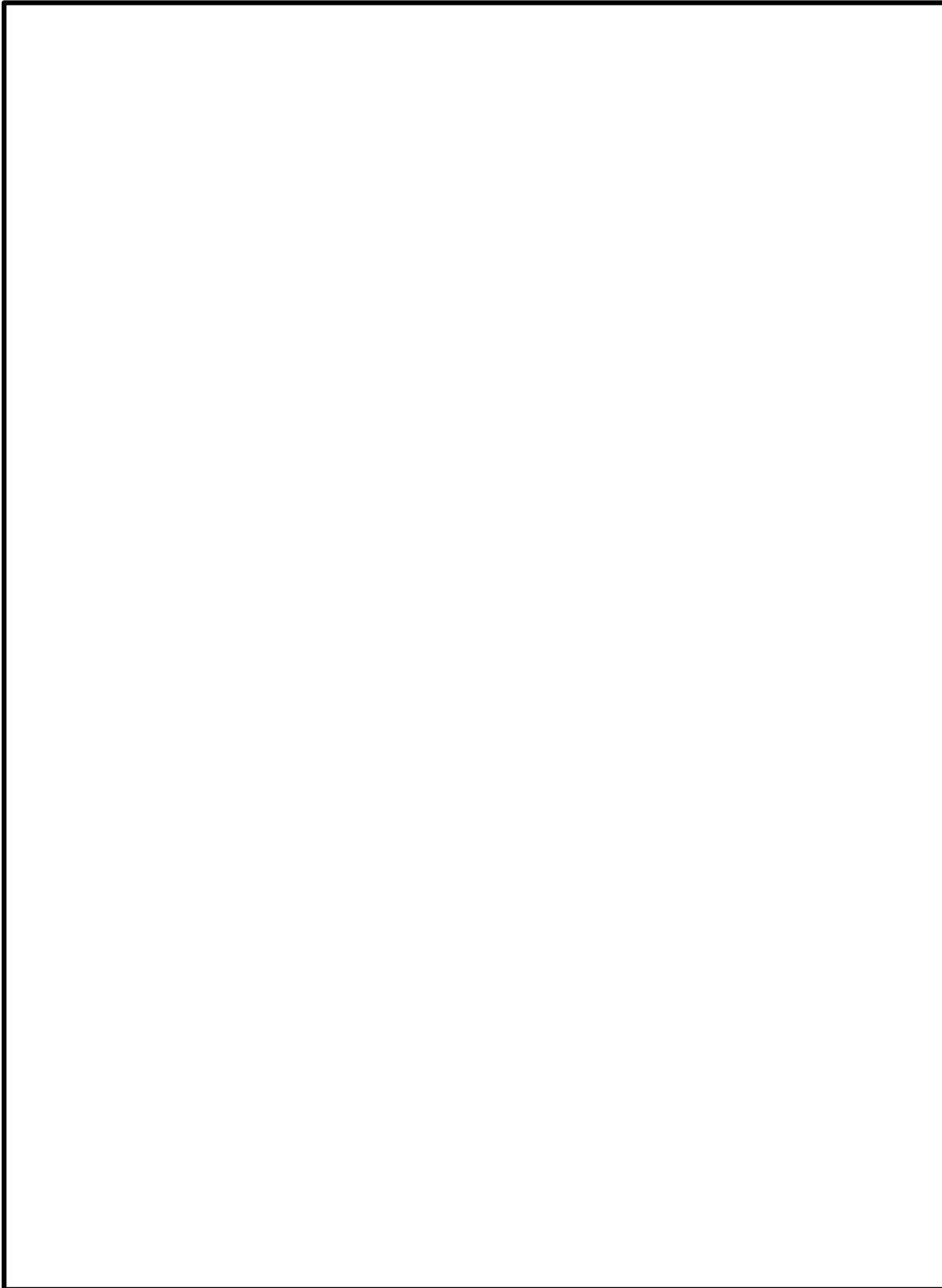


図 46-9-1 屋内アクセスルート (1/4)

女川原子力発電所2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(O2-NP-0026(改7))」(平成30年4月19日提出版)より抜粋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

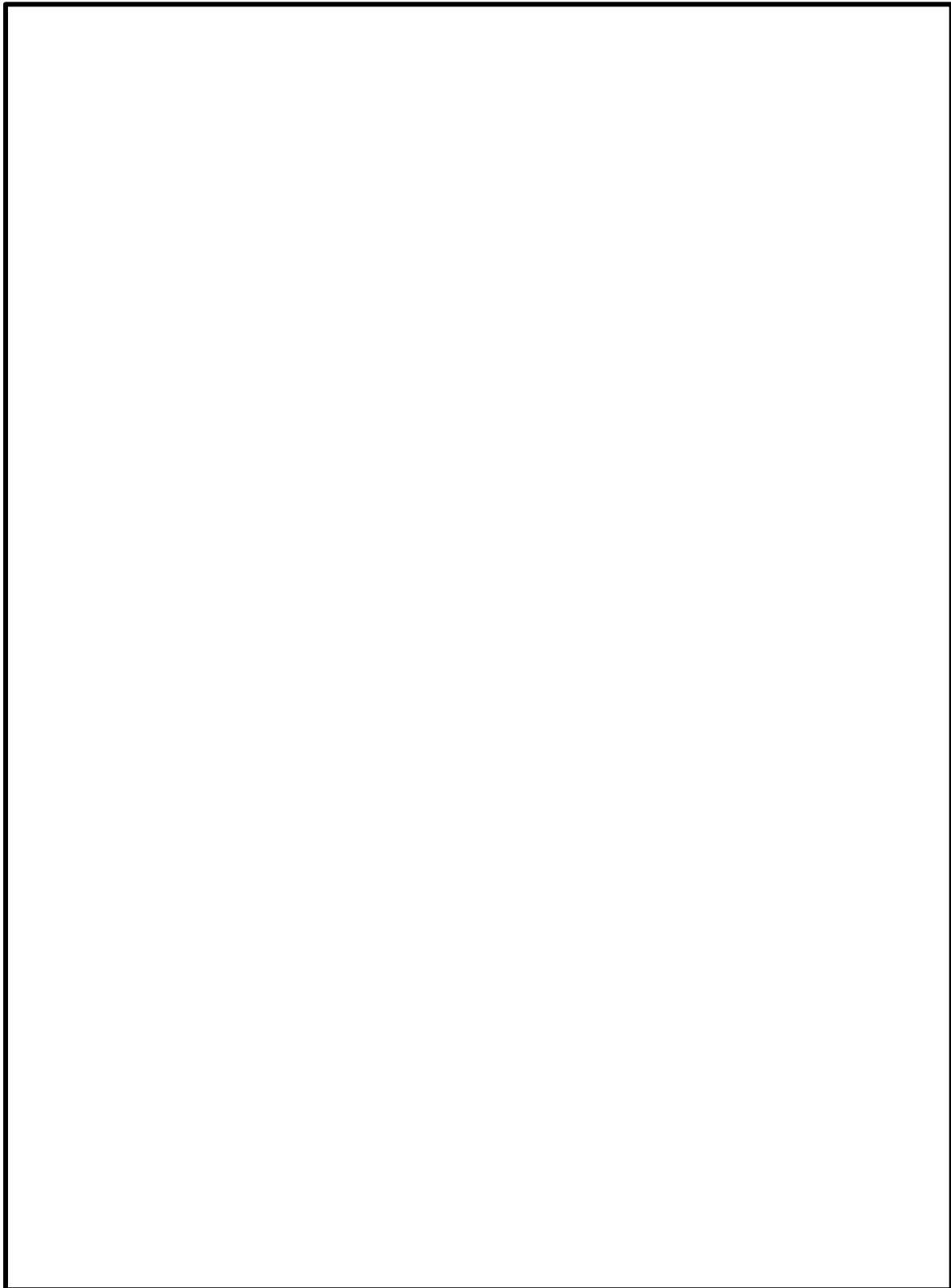


図 46-9-2 屋内アクセスルート（2/4）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

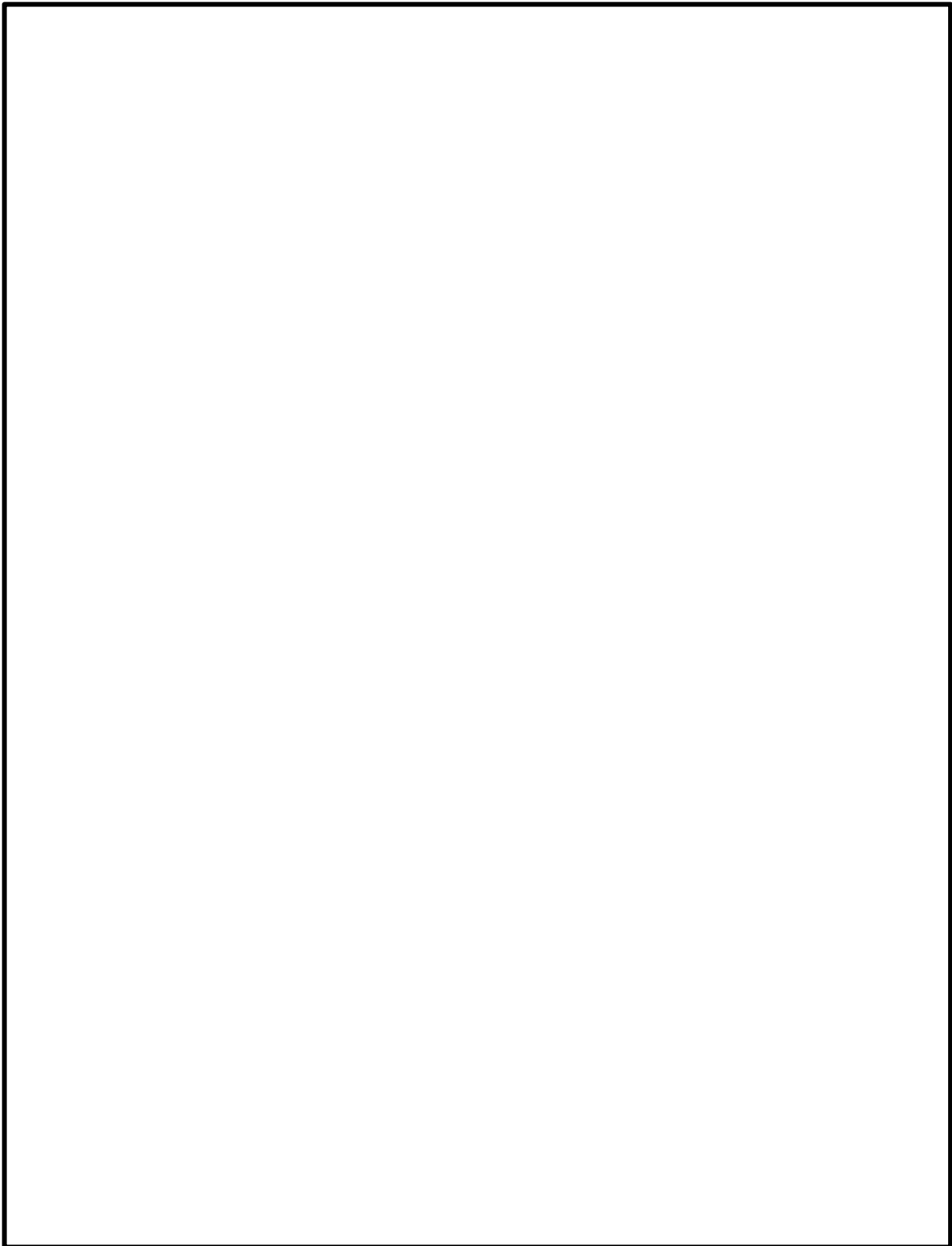


図 46-9-3 屋内アクセスルート (3/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

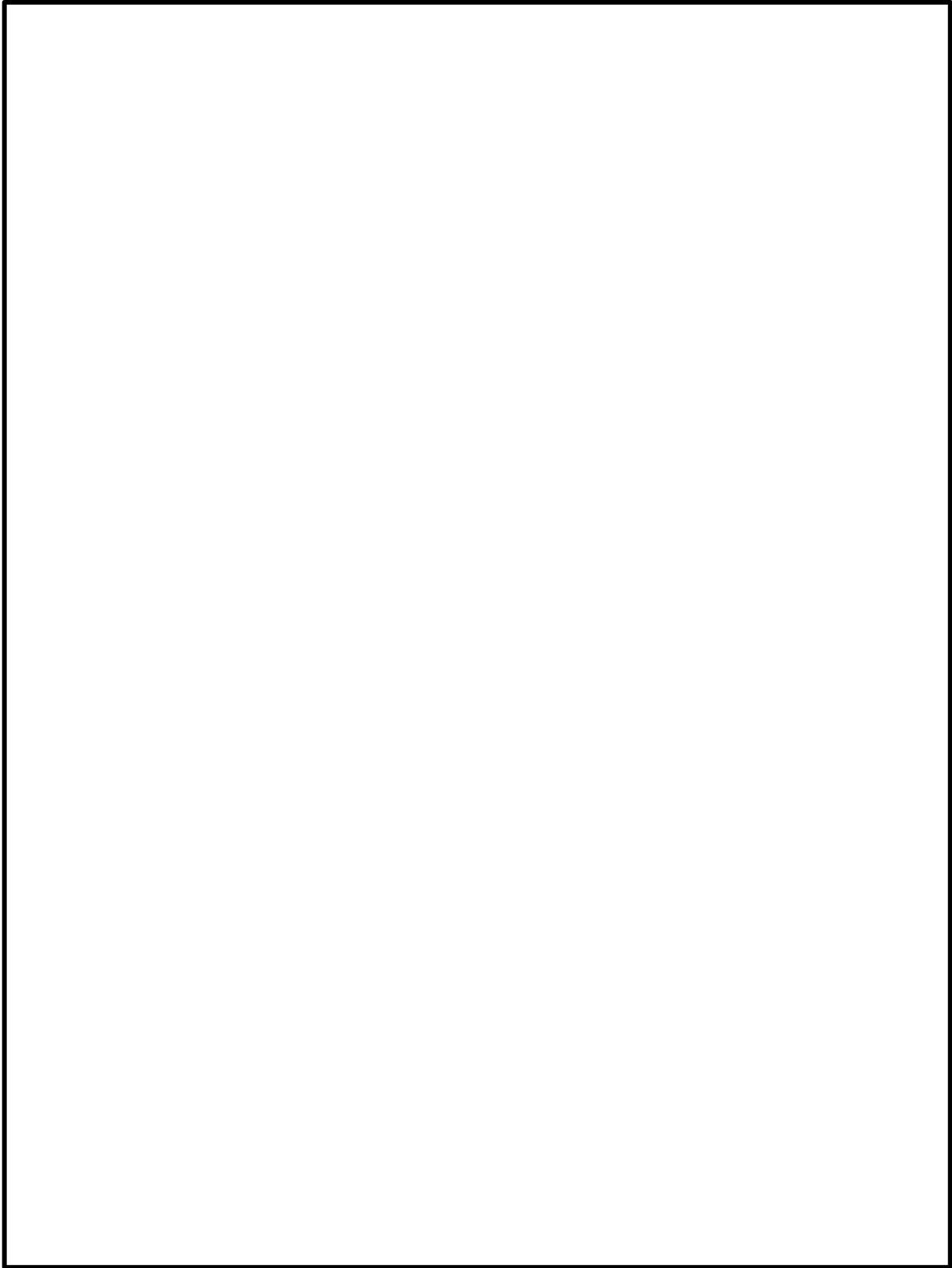


図 46-9-4 屋内アクセスルート（4/4）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



・代替高圧窒素ガス供給系

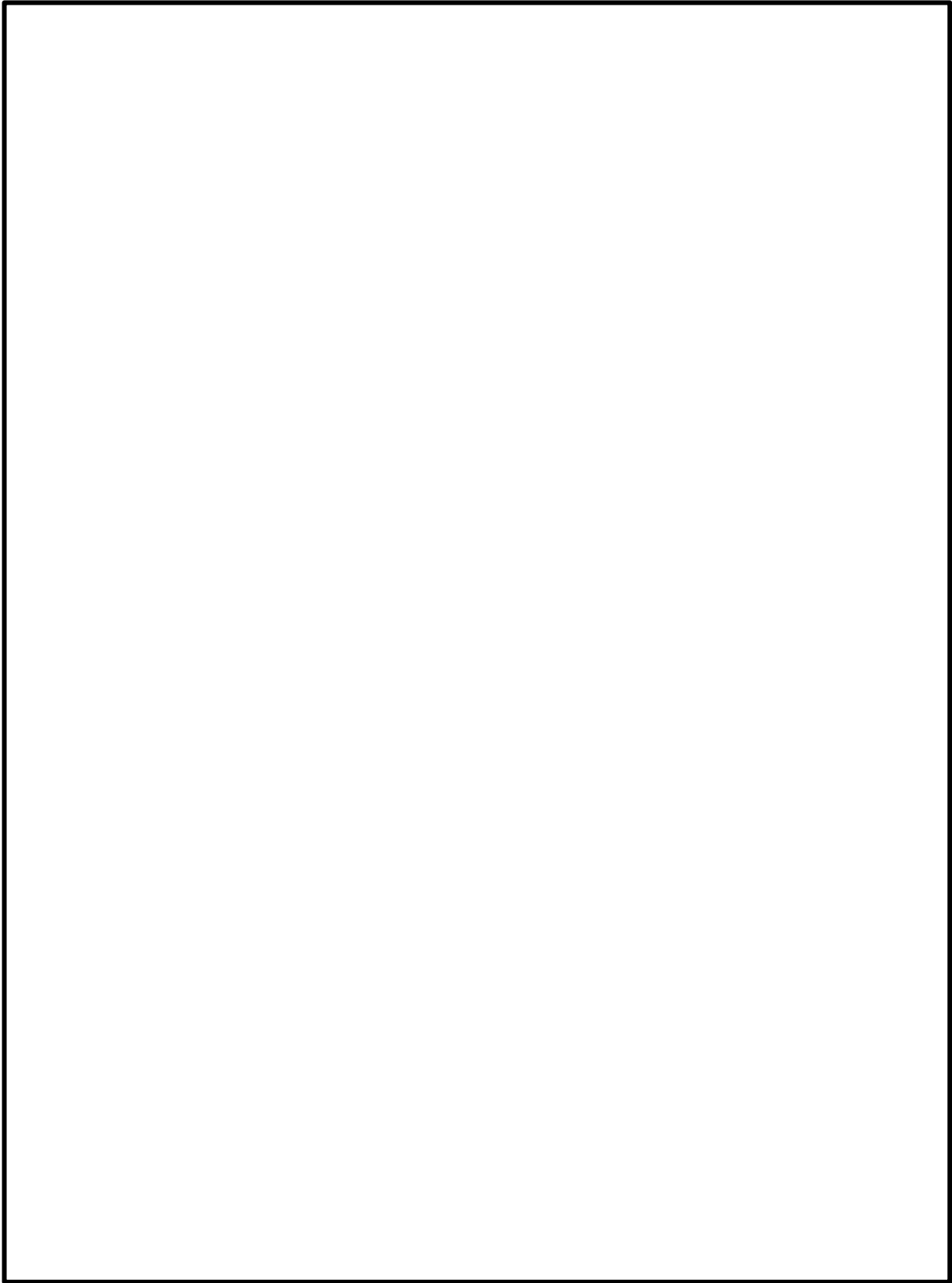


図 46-9-5 屋内アクセスルート (1/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系

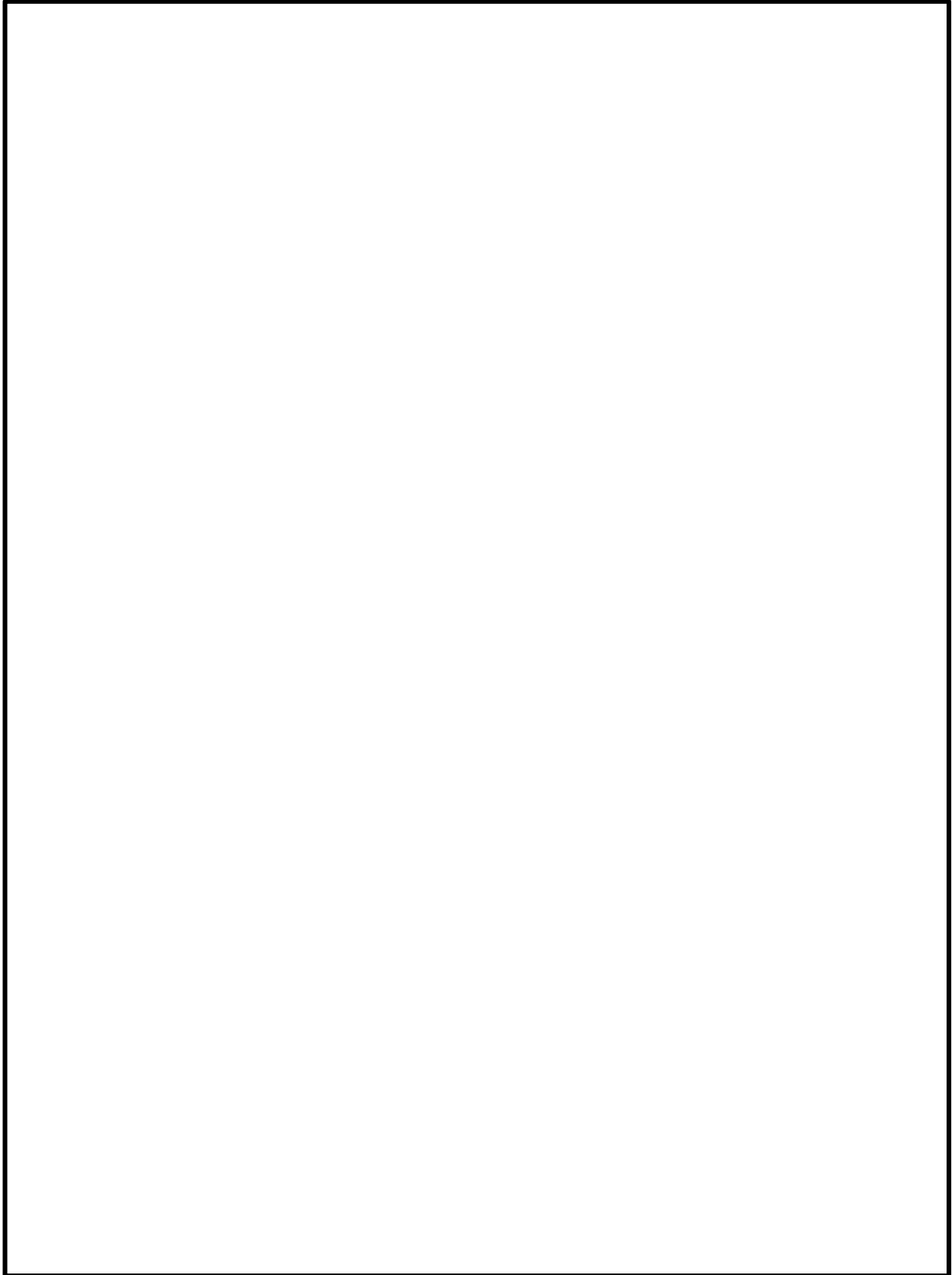


図 46-9-6 屋内アクセスルート (2/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-9-6

・代替高圧窒素ガス供給系

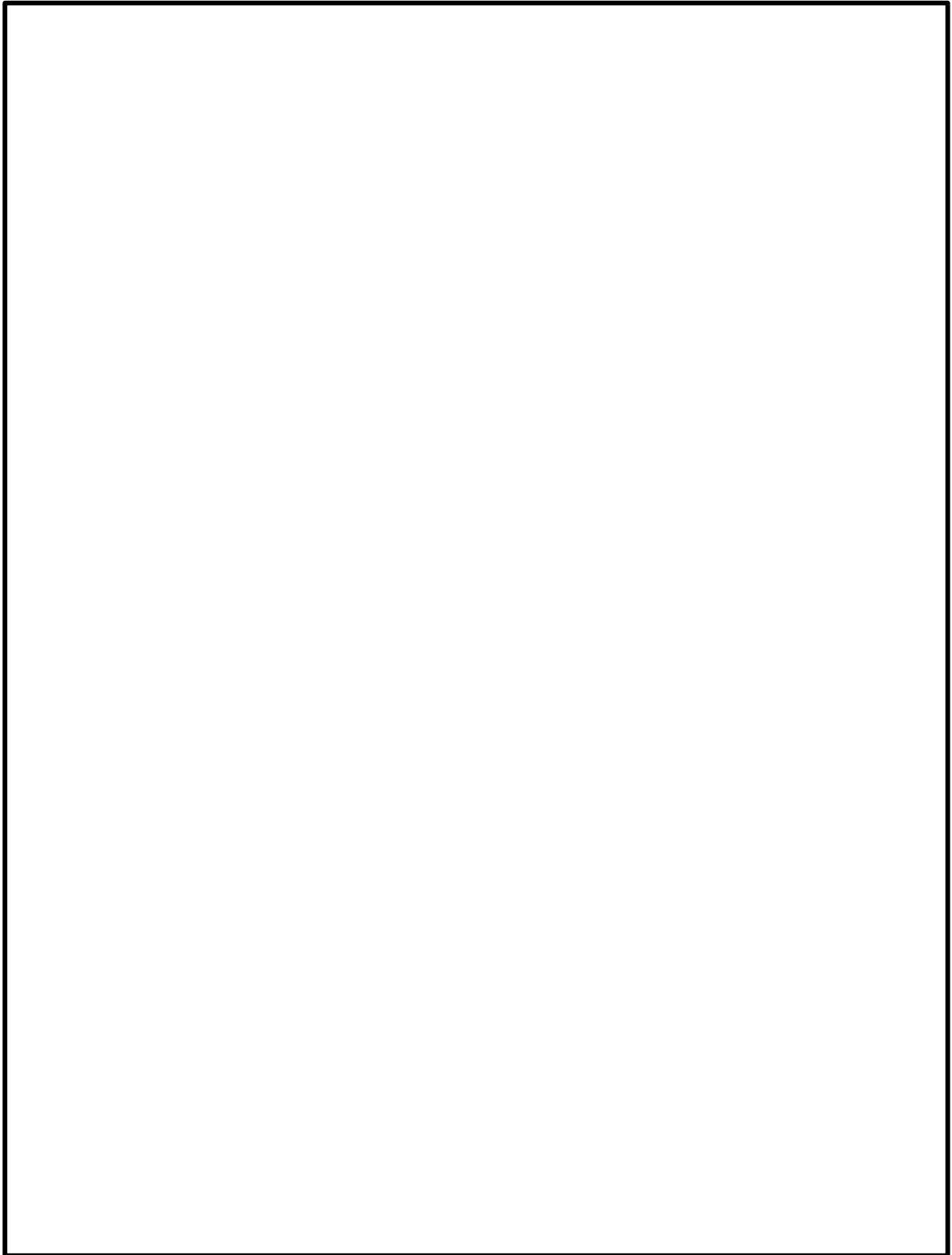


図 46-9-7 屋内アクセスルート (3/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-9-7

46-10

代替高圧窒素ガス供給系について

## 1. 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が有する発電用原子炉の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に必要な設備について説明する。

## 2. 基本方針

想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(1Pd=427 kPa[gage])を超えて上昇することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合においても、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として代替高圧窒素ガス供給系を設置する。

## 3. 代替高圧窒素ガス供給系の設計方針

代替高圧窒素ガス供給系の設計方針を以下に示す。

### (1) 環境条件

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等が発生した場合における環境条件下（温度、圧力、放射線等）において、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

### (2) 操作性

代替高圧窒素ガス供給系の操作に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチ及び設置場所でのハンドルによる手動操作が可能な設計とする。

### (3) 悪影響防止

代替高圧窒素ガス供給系は、通常時の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）動作に必要な主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）用電磁弁の排気ラインに接続し作動用窒素ガスを供給するが、配管及び弁を設置することにより通常時において作動用窒素ガスの排気流路を確保し、悪影響を及ぼさない設計とする。また、重大事故等時は、重大事故等対処設備として系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、通常時に接続先の系統と分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### (4) 耐震性

代替高圧窒素ガス供給系は、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) 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備との多様性

代替高圧窒素ガス供給系は、高圧窒素ガスポンベを使用して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させることで、多重化された主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータによる主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に対して多様性を持った設計とする。また、高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋の原子炉棟外に設置及び保管することで、原子炉格納容器内に設置されている主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに対して位置的分散を図る設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系は、高圧窒素ガス供給系（非常用）に対して独立性を有する設計とする。

#### 4. 基本仕様

代替高圧窒素ガス供給系の基本仕様を以下に示す。

- (1) 系統数 : 2 系統
- (2) 操作対象弁 : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）2 個/系統
- (3) 高圧窒素ガスポンベ
  - a. 本数 : 3 本/系統
  - b. 容量 : 約 47 l/本
  - c. 充填圧力 : 約 15 MPa[gage]
  - d. 使用箇所 : 原子炉建屋
  - e. 保管場所 : 原子炉建屋

#### 5. 作動原理

本系統は、減圧弁等を経由して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（2 個/系統）に窒素ガスを供給し、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍（ $2P_d=854\text{kPa}[\text{gage}]$ ）の状況においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

本系統による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動は、電磁弁操作を必要とせず、排気ポートから直接主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータに窒素ガスを供給することで開操作することができ、高圧窒素ガス供給系（非常用）に対して独立した設計とする。

本系統は、独立した 2 系列で位置的分散を図る設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動原理について図 46-10-1 に示す。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

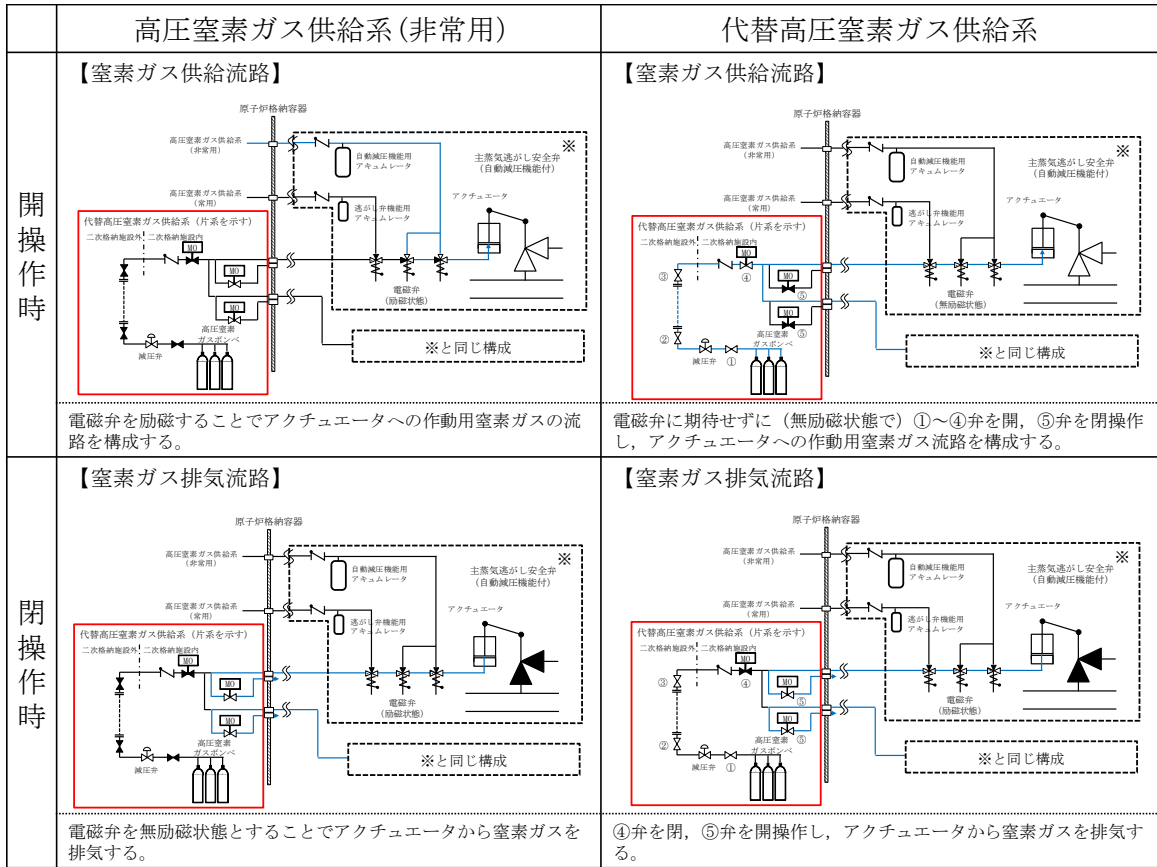


図 46-10-1 高压窒素ガス供給系(非常用)と代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の作動原理

46-11

代替自動減圧回路（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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備について説明する。

## 2. 基本方針

設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の自動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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための常設重大事故等対処設備として、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を設ける。

## 3. 設計方針

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の設計方針を以下に示す。

### (1) 環境条件

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、中央制御室内、原子炉建屋 , , 原子炉建屋 , 原子炉建屋  及び原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に設置す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、中央制御室内及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

### (2) 操作性

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、自動で主蒸気逃がし安全弁（2個）を作動させる論理回路を設ける設計とする。

なお、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路による減圧ができない場合は、中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

### (3) 悪影響防止

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、多重化された自動減圧系と別の制御盤に収納することで自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

検出器（原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の信号）からの入力信号については共有するが、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、自動減圧系へ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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

磁弁制御信号についても共用するが、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、自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)は、他の設備と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。

#### (4) 耐震性

代替自動減圧回路(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ドライウェル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、原子炉水位低及び残留熱除去系ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、自動で作動する論理回路を設け、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)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、共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)は、他の設備とヒューズによる電氣的な分離をすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

### 4. 代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)の不具合による安全保護系への影響防止対策

代替自動減圧回路(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よう以下の措置を講じる設計とする。

代替自動減圧回路(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、代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)の盤で火災が発生した場合、感知器で火災を検知し、運転員が消火器にて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。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)と自動減圧系の論理回路は図 46-11-1 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、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

図 46-11-2 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出口圧力、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力等)からの入力信号については共有するが、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

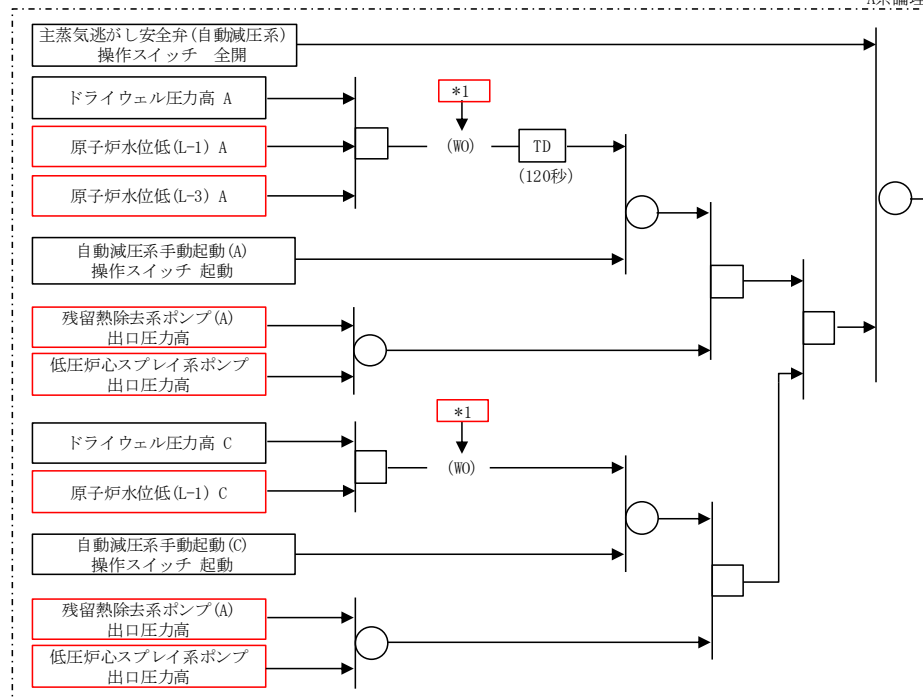
制御信号についても共用するが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、他の設備と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。

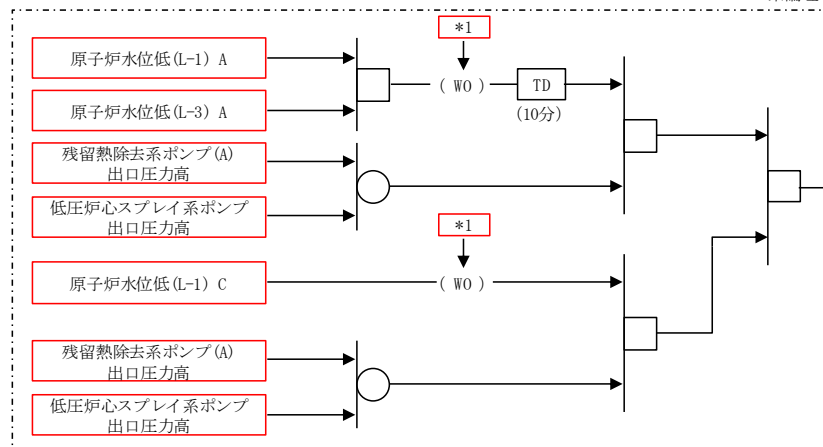
原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動することにより、原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇が生じるため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することが可能な ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を設置する（ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章）」で示す。）。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）からの自動減圧系作動阻止信号は、自動減圧系と代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）で共有しているが、隔離装置（リレー）を用いて電氣的に分離し、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

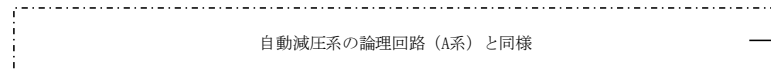
自動減圧系の論理回路 (A系)



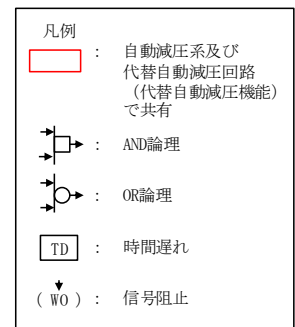
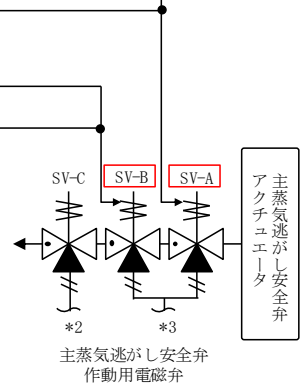
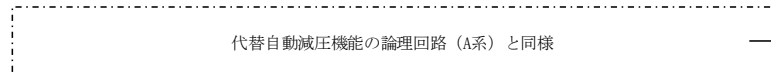
代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の論理回路 (A系)



自動減圧系の論理回路 (B系)



代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の論理回路 (B系)



- \*1: 自動減圧系 (A) 作動阻止信号
- \*2: 高圧窒素ガス供給系 (常用) より供給
- \*3: 高圧窒素ガス供給系 (常用) 又は (非常用) より供給

図 46-11-1 自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の論理回路

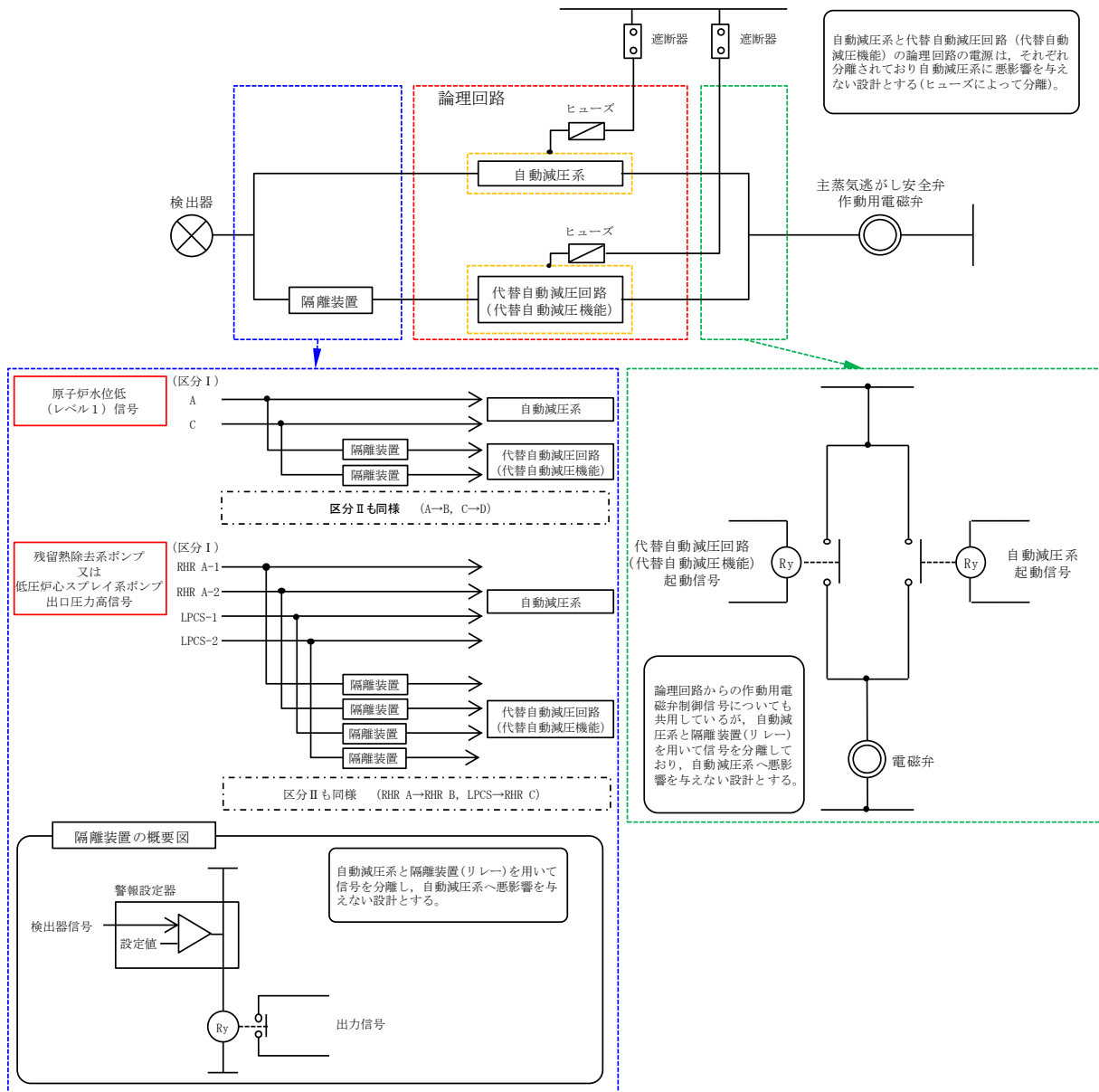


図 46-11-2 信号の分離について

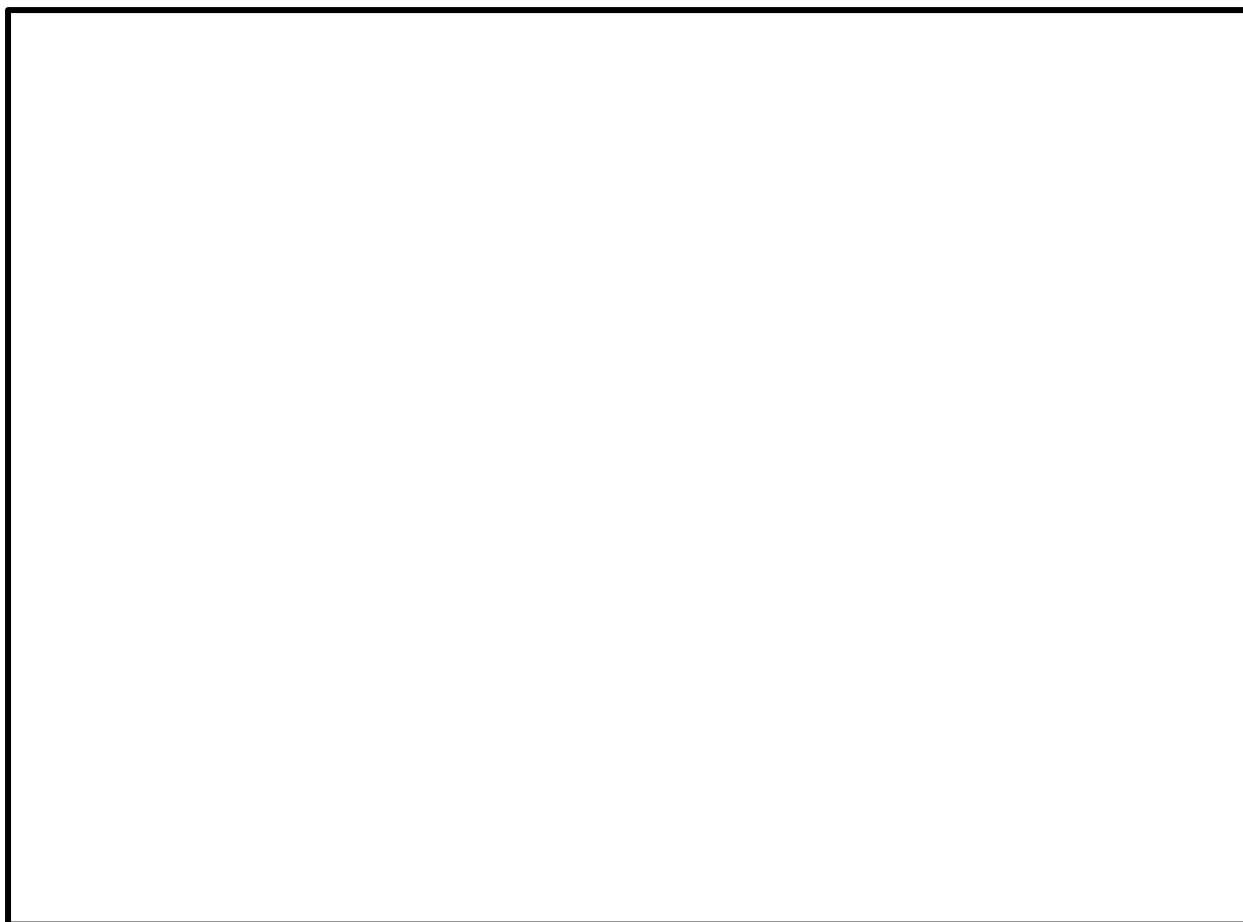


図 46-11-3 代替自動減圧機能及び自動減圧系の制御盤の設置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-12

代替自動減圧回路（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

代替自動減圧回路（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自動減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的に設置するものである。

### (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発電用原子炉の減圧機能喪失を想定する。

### (3) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に要求される機能

代替自動減圧回路（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46条第1項（1）a）に従い、以下の機能を設けている。

#### ・代替自動減圧回路（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) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動論理

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、ドライウェル圧力高が発生しない場合があるため、原子炉水位の低下を検知することにより、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を作動させるものとする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は原子炉水位検出器を多重化し、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の信号のAND論理にて弁の作動信号を発信させる。

### (5) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）不具合による自動減圧系への影響防止対策

代替自動減圧回路（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。

- a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の内部構成を多重化（検出器信号を多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）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、代替自動減圧回路（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報させ故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能な設計とする。

- c. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）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、共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。

(6) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の信頼性評価

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の信頼性評価結果として、発電用原子炉の稼働性に影響を与えるような誤動作発生頻度及び不動作となる発生頻度を表 46-12-1 に示す。表 46-12-1 より、本設備の誤動作により発電用原子炉に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、誤動作発生頻度及び不動作発生頻度の評価の詳細は、参考資料に示す。

表 46-12-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の信頼性評価結果

	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）
誤動作発生頻度	*
不動作発生頻度	

\*1：代替自動減圧回路（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、かつ代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が不動作である事象が発生する頻度

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2. 設備概要

### (1) 機器仕様

#### a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

##### (a) 取付箇所

制御建屋

##### (b) 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（低圧注水モード）又は炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁2個を作動させる。

##### (c) 代替自動減圧回路（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（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ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. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動信号

##### (a) 作動信号に要する信号

残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態における原子炉水位低（レベル1）信号

##### (b) 設定値

原子炉水位低：原子炉圧力容器零レベル\*より947cm以上（レベル1）

\*：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より1278cm  
下

##### (c) 作動信号

代替自動減圧信号

##### (d) 作動信号を発信させない条件

自動減圧系作動阻止信号

### (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。

#### a. 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、ドライウエル圧力高が発生せず、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、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、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」における評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉手動減圧失敗」において、上記の設定値（レベル1）が動作してから10分後に主蒸気逃がし安全弁2

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

個が開くことで，残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系による原子炉注水及び除熱を実施することにより，炉心損傷しないことを確認している。

(3) 設置場所

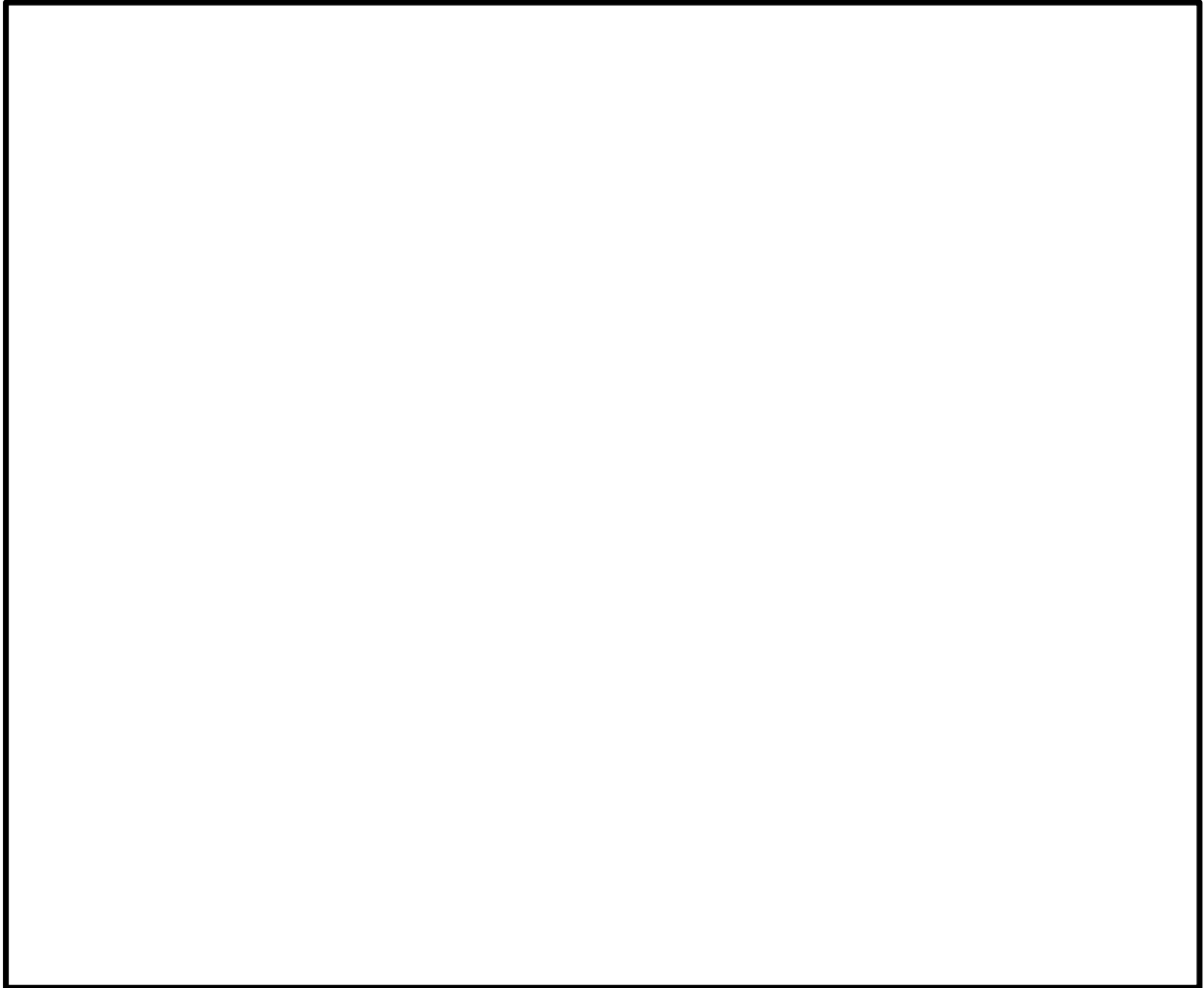


図 46-12-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（盤）の設置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(4) 回路構成

a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）と自動減圧系の回路構成概略及び設計上の考慮

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、自動減圧系の論理回路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。

\*：悪影響を及ぼさない設計に関する説明は「46-11 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）について 4. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の不具合による安全保護系への影響防止対策」を参照

b. 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠

代替自動減圧回路（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、不要な作動を回避する観点から、図 46-12-2 の代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路（論理 A）に示すように作動信号の発信に対して、タイマーを設定している。

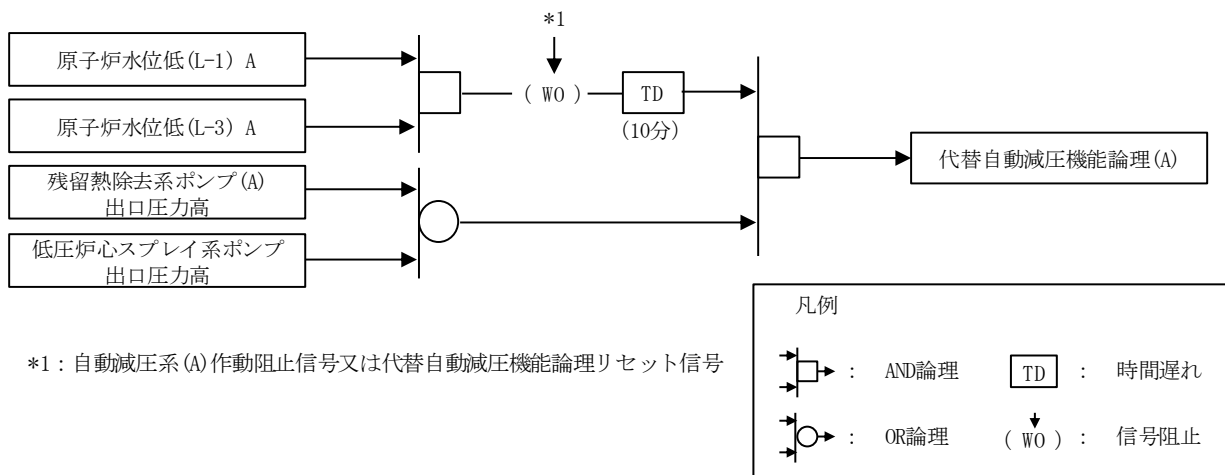


図 46-12-2 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）のタイマーは自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、原子炉水位低（レベル1）を検出後 120 秒で成立する自動減圧系の減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）には、誤作動時に発電用原子炉の運転を阻害しないように、リセットスイッチを設置している。運転員によるリセット操作判断の時間的余裕を考慮し、作動まで 10 分の時間遅れを設ける。これより、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回路（代替自動減圧機能）による減圧で残留熱除去系（低圧注水モ

ード) 又は低圧炉心スプレイ系に十分な炉心冷却が可能である。

表 46-12-2 減圧機能の作動遅れ時間

	起動遅延時間
自動減圧系自動起動信号	120 秒
代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) 自動起動信号	10 分

## 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の信頼性評価

## 1. 誤動作の発生頻度

発電用原子炉の稼働性や安全性に影響を与えるような、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作の発生頻度（誤動作率）を評価するために用いた、各機能のロジックのモデルを図 46-12-3 に示す。また、誤動作発生頻度を評価するために用いたフォールトツリーの概略を図 46-12-4 に示す。これらにより、発電用原子炉の稼働性や安全性に影響を与えるような誤動作の発生頻度を求めた。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、女川原子力発電所 2 号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。以下に評価条件を示す。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982 年度～2002 年度 21 ヶ年 49 基データ）」（平成 21 年 5 月、(中)日本原子力技術協会）を使用した。使用したパラメータを表 46-12-3 に示す。
- ・計装品等の平均修復時間は考慮していない。
- ・共通要因故障(CCF)の発生確率は、MGL(Multiple Greek Letter)法を用いて計算した。パラメータは NUREG/CR-2771 を参照し、検出器及び警報設定器の  $\beta$  ファクタは 0.082,  $\gamma$  ファクタは 0.67 とした。
- ・誤動作については、発電用原子炉の通常運転時に回路が誤動作することで発電用原子炉の運転や他の安全設備に悪影響を与えることを想定し、1 年間で誤動作が生じる頻度（誤動作率）として評価した。

これらの考え方をもとに評価した代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作発生頻度を表 46-12-4 に示す。また、自動減圧系との共通部を除いた場合の誤動作発生頻度を表 46-12-5 に示す。

表 46-12-3 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（誤動作） [h]
水位トランスミッタ	$2.2 \times 10^{-8}$
圧力トランスミッタ	$3.5 \times 10^{-8}$
リレー	$3.0 \times 10^{-9}$
遅延リレー	$4.7 \times 10^{-9}$
警報設定器	$9.5 \times 10^{-9}$
手動スイッチ	$1.1 \times 10^{-9}$

表 46-12-4 誤動作発生頻度評価結果一覧

評価回路	誤動作発生頻度 [h]	誤動作発生頻度 [年]
代替自動減圧機能 A 系		
代替自動減圧機能 B 系		
代替自動減圧機能		

表 46-12-5 誤動作発生頻度評価結果一覧（共通部を含めない場合）

評価回路	誤動作発生頻度 [h]	誤動作発生頻度 [年]
代替自動減圧機能 A 系		
代替自動減圧機能 B 系		
代替自動減圧機能		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

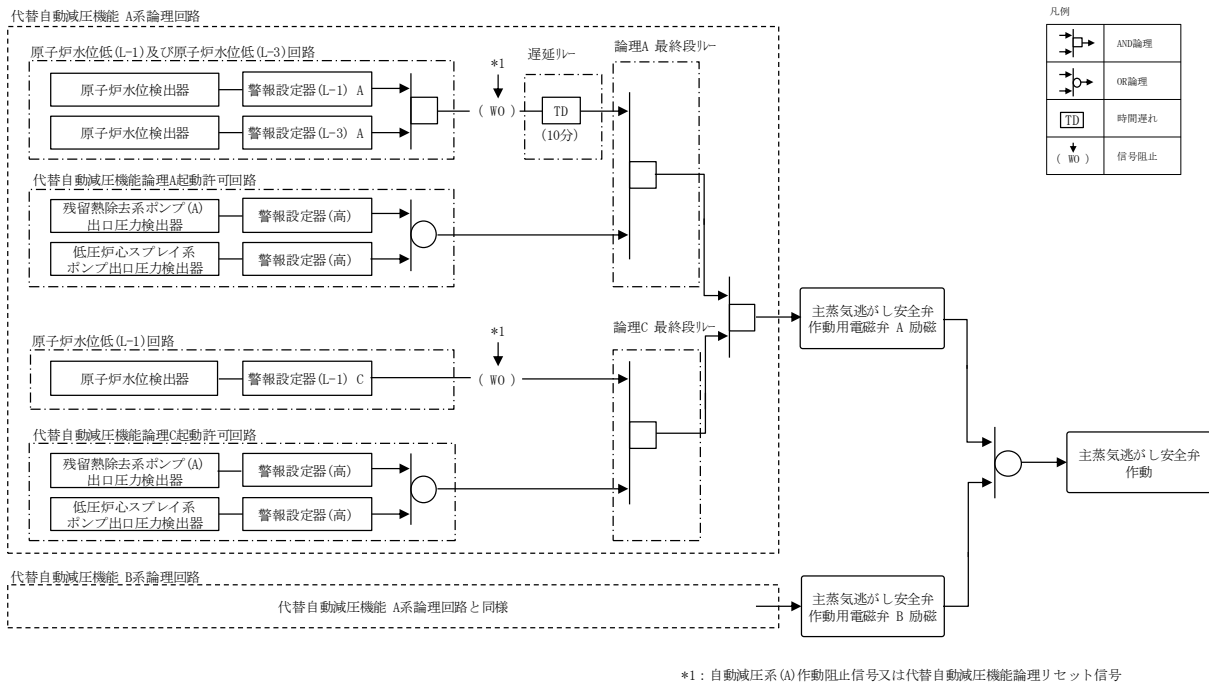


図 46-12-3 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作率評価に適用したロジックのモデル

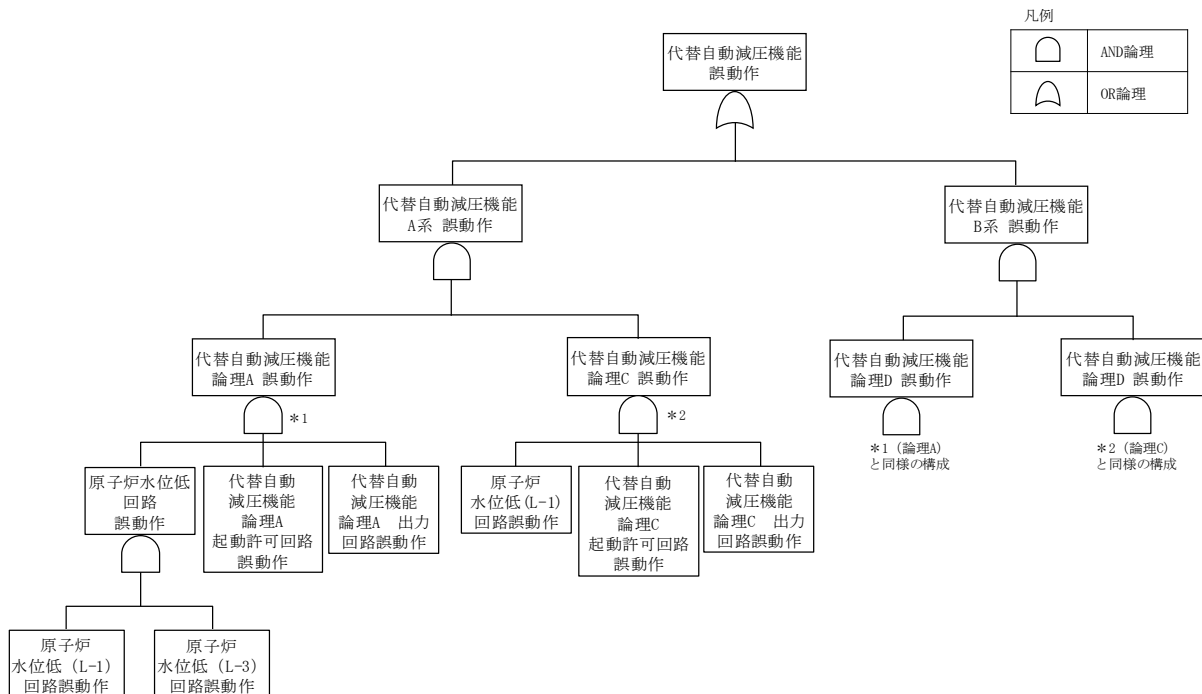


図 46-12-4 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作発生頻度評価に用いたフォールトツリー（概略）



## 2. 不動作の発生頻度

発電用原子炉の稼働性や信頼性に影響を与えるような、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度（不動作確率）を評価するために用いた、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）のロジックのモデルを図 46-12-5 に示す。また、不動作確率を評価するために用いたフォールトツリーの概略図を図 46-12-6 に示す。これらにより、発電用原子炉の稼働性や安全性に影響を与えるような不動作の発生頻度を求めた。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、女川原子力発電所 2 号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。以下に評価条件を示す。

- ・回路の構成部品等，機器の故障率は，「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982 年度～2002 年度 21 ヶ年 49 基データ）」（平成 21 年 5 月，（中）日本原子力技術協会）を使用した。使用したパラメータを表 46-12-6 に示す。
- ・共通要因故障(CCF)の発生確率は，MGL(Multiple Greek Letter)法を用いて計算した。パラメータは以下を用いた。
  - ・検出器及び警報設定器： $\beta$ ファクタ=0.082，  
 $\gamma$ ファクタ=0.67(NUREG/CR-2771)
  - ・非常用 D/G： $\beta$ ファクタ=0.021(NUREG-1150)
  - ・蓄電池： $\beta$ ファクタ=0.008(NUREG-1150)
- ・故障確率 P は  $P=1-1/\lambda T \times (1-\exp(-\lambda T))$  で評価した。（ $\lambda$ ：故障率，T：健全性確認間隔）
- ・常時監視下にあるためヒューズの故障確率 P は保全時間モデル ( $P=\lambda T_r$ （ $\lambda$ ：故障率， $T_r$ ：平均修復時間））で評価し，平均修復時間は WASH-1400 を参照し，6 時間とした。

これらの考え方を元に評価した代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度（不動作確率）を表 46-12-7 に示す。また，自動減圧系との共通部を除いた場合の非信頼度（不動作確率）を表 46-12-8 に示す。

また，代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度（不動作確率）と，内部事象 PRA において代替自動減圧に期待する状況の発生頻度 ( $1.9 \times 10^{-7}$  / 炉年)<sup>1</sup> の積をとることにより，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，自動減圧系による発電用原子炉の減圧機能が喪失し，かつ，代替自動減圧回路（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の発生頻度，つまり代

<sup>1</sup> 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）によって炉心損傷頻度の低下に期待する状況の発生頻度は，重大事故等対処設備に期待しない前提での PRA モデルから評価した。これに該当する事故シーケンスグループは TQUX ( $1.9 \times 10^{-7}$  / 炉年) 及び中小破断 LOCA ( $2.9 \times 10^{-12}$  / 炉年) であることから，これらの CDF の和が当該状況の発生頻度となる。なお，他の重大事故等対処施設（高圧代替注水設備等）を考慮すると当該状況の発生頻度は小さな値となる。

替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の不動作の発生頻度を求めた。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の不動作の発生頻度を表 46-12-7 及び表 46-12-8 に示す。

表 46-12-6 各構成部品の故障率及び健全性確認間隔

構成部品		故障率（不動作） [ /h ]	健全性確認間隔 [ /h ]
水位 トランスミッタ	不動作	$1.4 \times 10^{-8}$	
	高出力	$2.2 \times 10^{-8}$	
圧力 トランスミッタ	不動作	$2.9 \times 10^{-9}$	
	低出力	$3.5 \times 10^{-8}$	
リレー		$1.5 \times 10^{-9}$	
遅延リレー		$4.7 \times 10^{-9}$	
警報設定器		$2.3 \times 10^{-9}$	
ヒューズ <sup>※1</sup>		$5.5 \times 10^{-9}$	
手動スイッチ		$1.9 \times 10^{-9}$	
電源装置 <sup>※2</sup>		$7.4 \times 10^{-7}$	

※1 常時監視下にあることから、故障確率 P は保全時間モデル ( $P = \lambda T_r$  ( $\lambda$  : 故障率,  $T_r$  : 平均修復時間)) で評価した。

※2 母線、遮断器等をモデル化し、直流電源設備の非信頼度を評価した。

表 46-12-7 非信頼度の評価結果一覧

評価回路	非信頼度	
	不動作確率 [-]	不動作発生頻度 [ /年 ] <sup>※1</sup>
代替自動減圧 A 系		
代替自動減圧 B 系		
代替自動減圧機能		

※1 内部事象 PRA において代替自動減圧機能に期待する状況の発生頻度 ( $1.9 \times 10^{-7}$  / 炉年) を乗じることにより、不動作の発生頻度を求めた。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 46-12-8 非信頼度の評価結果一覧（共通部を含めない場合）

評価回路	非信頼度	
	不動作確率 [-]	不動作発生頻度 [/年] ※1
代替自動減圧 A 系		
代替自動減圧 B 系		
代替自動減圧機能		

※1 内部事象 PRA において代替自動減圧機能に期待する状況の発生頻度 ( $1.9 \times 10^{-7}$ /炉年) を乗じることにより, 不動作の発生頻度を求めた。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

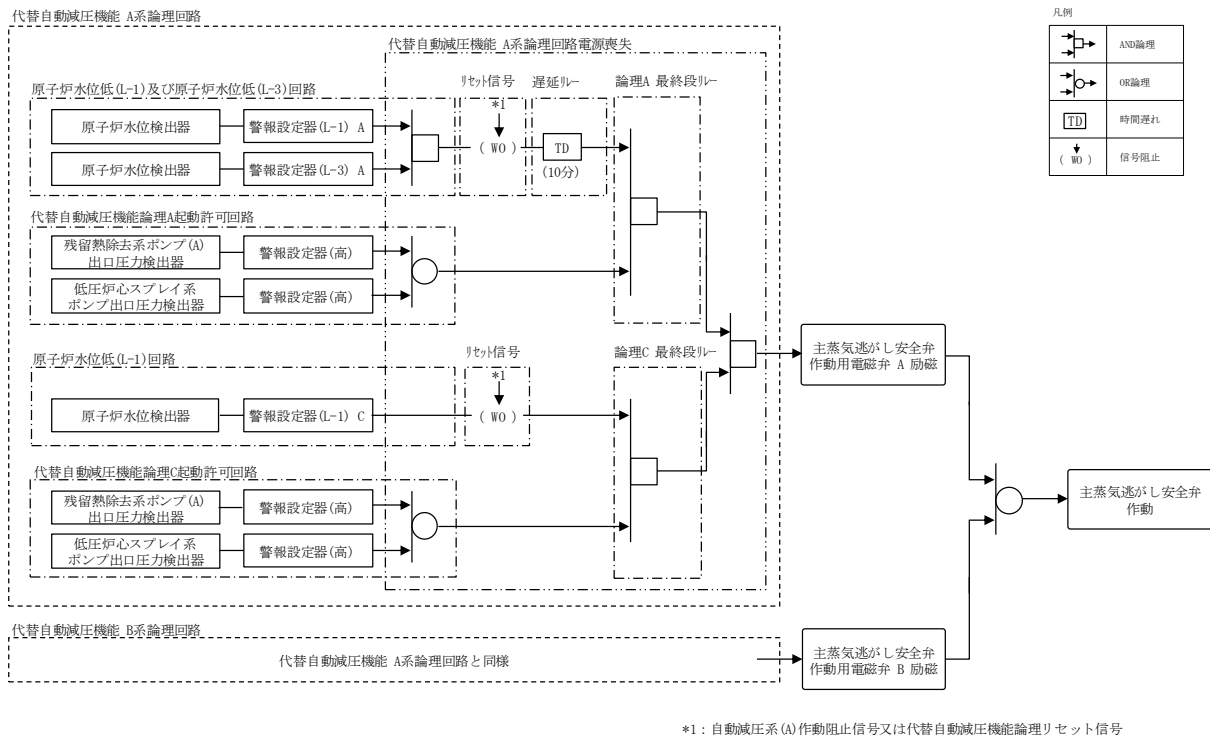


図 46-12-5 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度評価に適用したロジックのモデル

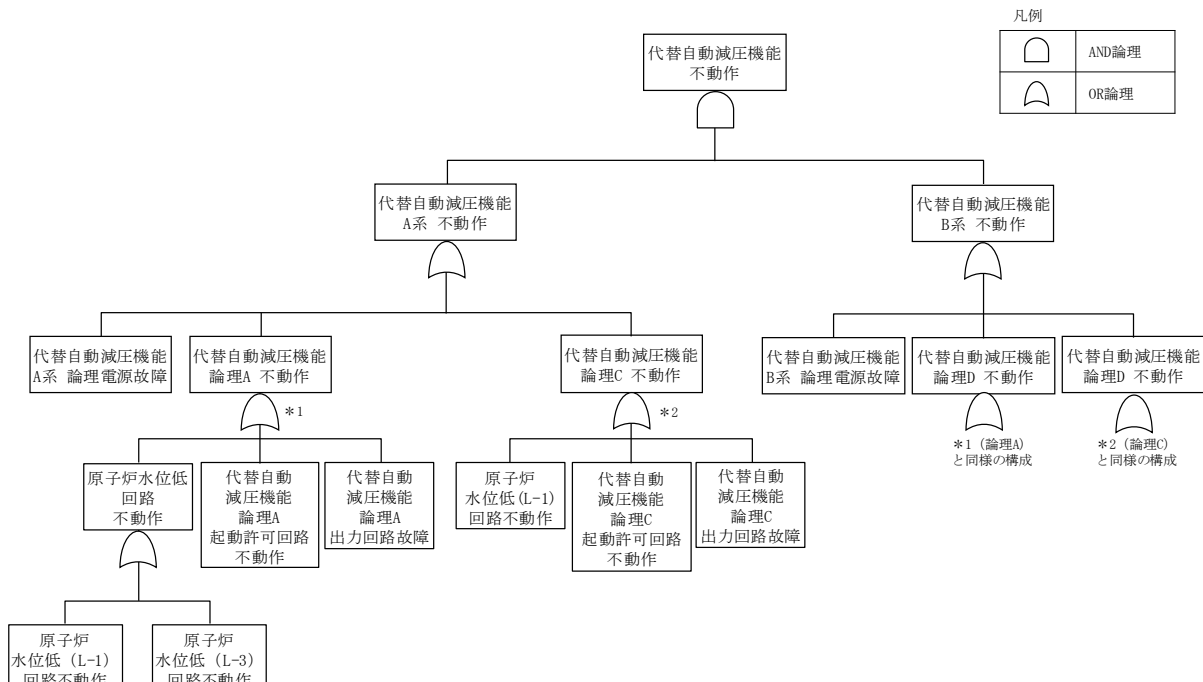


図 46-12-6 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度評価に用いたフォールトツリー（概略）

46-13

主蒸気逃がし安全弁の遮熱板について

## 1. 概要

原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器内の気相温度は飽和蒸気温度を大きく超える。高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止するためには、主蒸気逃がし安全弁を開保持し、原子炉圧力容器内の圧力を 2MPa 以下の低圧に維持する必要がある。

DCH 防止のため、主蒸気逃がし安全弁による減圧が必要な期間において確実に機能を発揮するために必要な対策について説明する。

## 2. 基本方針

主蒸気逃がし安全弁は、本体部とアクチュエータ及び電磁弁等で構成し「7. 本体の温度上昇による影響」に示すとおり、本体部では温度上昇は問題にならないが、アクチュエータ及び電磁弁の温度が上昇すると、アクチュエータの空気シリンダピストン及び電磁弁のシール部が熱によって損傷し、主蒸気逃がし安全弁の機能維持に影響を及ぼすおそれがある。

このため、高温蒸気が流れる弁箱表面からの輻射熱の入熱を抑制する遮熱板を設置し、補助作動装置の温度上昇を抑制することにより主蒸気逃がし安全弁による減圧が必要な期間（約 3.8 時間）において確実に機能を発揮する設計とする。

主蒸気逃がし安全弁の構造を図 46-13-1 に示す。



図 46-13-1 主蒸気逃がし安全弁構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 遮熱板の設計方針

炉心損傷後，DCH 防止のために原子炉压力容器の減圧を継続している環境下で想定される遮熱板を考慮した主蒸気逃がし安全弁の温度を評価し，機能維持を確認している下記の条件と比較することで主蒸気逃がし安全弁の健全性を評価する。

- ・ 171°Cにおいて 3 時間継続のあと 160°Cにおいて 3 時間継続

### 4. 評価方法

MAAP 解析によって得られた DCH 対応シナリオでの原子炉压力容器内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度を包絡する評価温度条件において，汎用有限要素法解析コード（ABAQUS）により，入熱一定とし主蒸気逃がし安全弁の温度を解析により評価する。

### 5. 評価条件

#### (1) 温度条件

図 46-13-2 に原子炉压力容器内気相平均温度，図 46-13-3 にドライウェル内気相平均温度の MAAP 解析結果を示す。MAAP の解析結果を踏まえ，表 46-13-1 に示すとおり事象発生から原子炉压力容器破損までの期間内で原子炉压力容器内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度のそれぞれについて，保守的に最も厳しい温度（最大値）を評価条件として設定した。

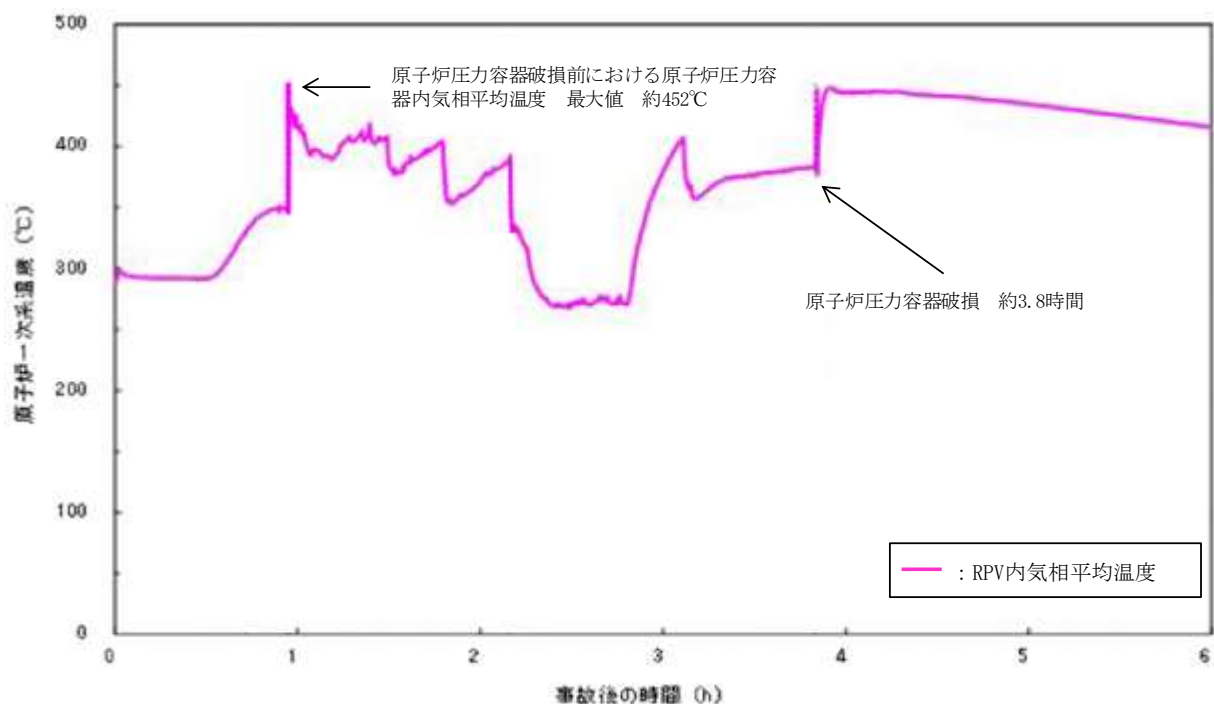


図 46-13-2 原子炉压力容器内気相平均温度推移

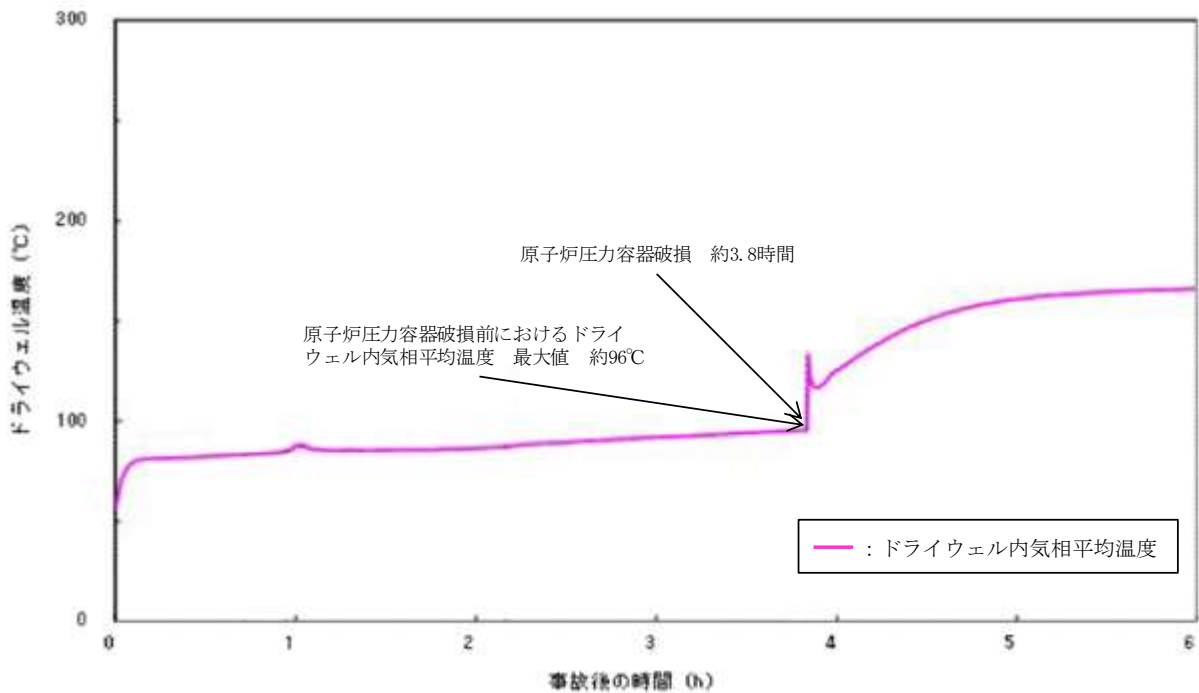


図 46-13-3 ドライウェル内気相平均温度推移

表 46-13-1 三次元熱流動解析での評価温度条件

評価温度	温度条件【入熱一定】	備考
原子炉圧力容器内 気相平均温度	470℃	MAAP による原子炉圧力容器内気相平均温度の最大値約 452℃を包絡する温度として 470℃を設定
ドライウェル内 気相平均温度	100℃	MAAP によるドライウェル内気相平均温度の最大値約 96℃を包絡する温度として 100℃を設定

(2) 評価モデル

DCH 防止のため、機能維持が必要となる自動減圧機能付の主蒸気逃がし安全弁を評価対象弁とした。境界条件は、弁箱内面を 470℃、外面（雰囲気）を 100℃とし、入熱は、弁箱からの熱伝導に加え電磁弁及び空気シリンダ下部に弁箱表面と等温になる仮想平行平面を設け、仮想平行平面から輻射を受けるモデルとしている。

解析モデル及び境界条件を図 46-13-4、解析メッシュを図 46-13-5 に示す。



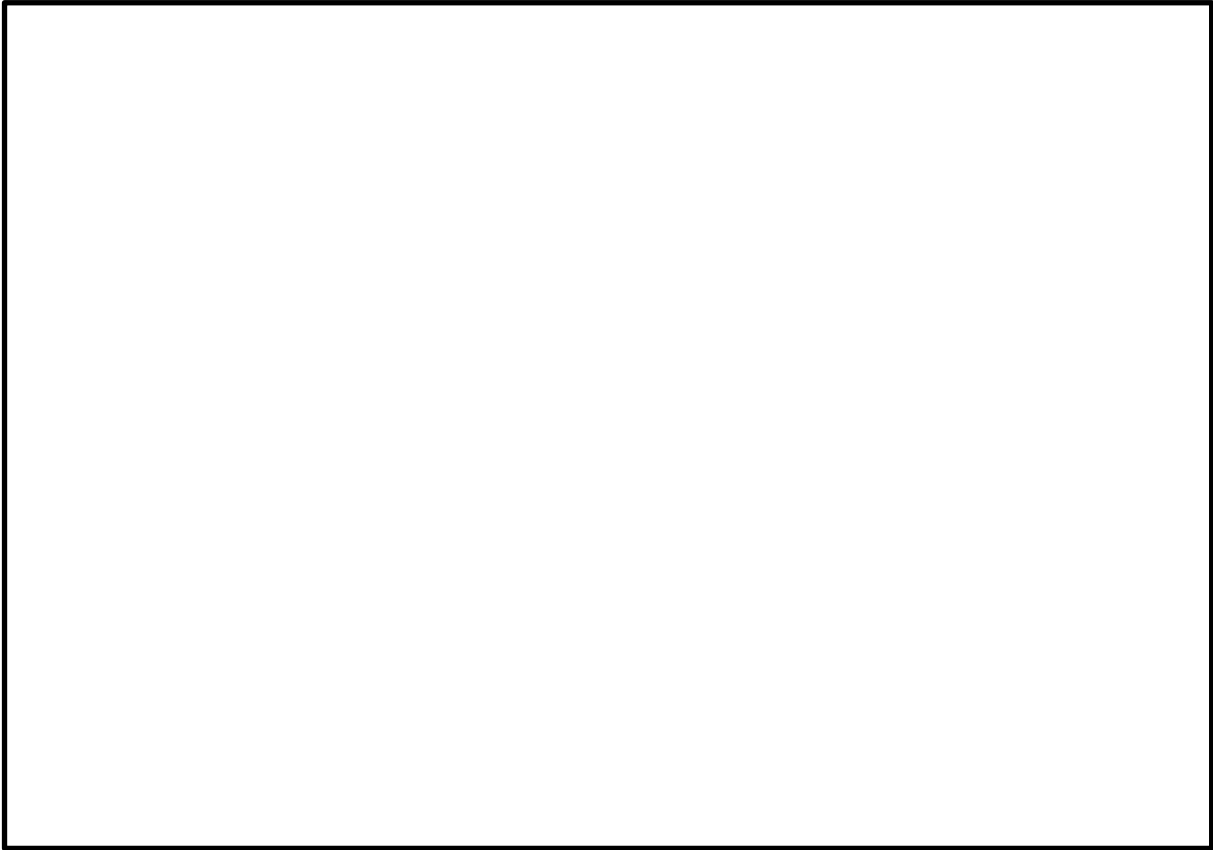


図 46-13-4 解析モデル及び境界条件

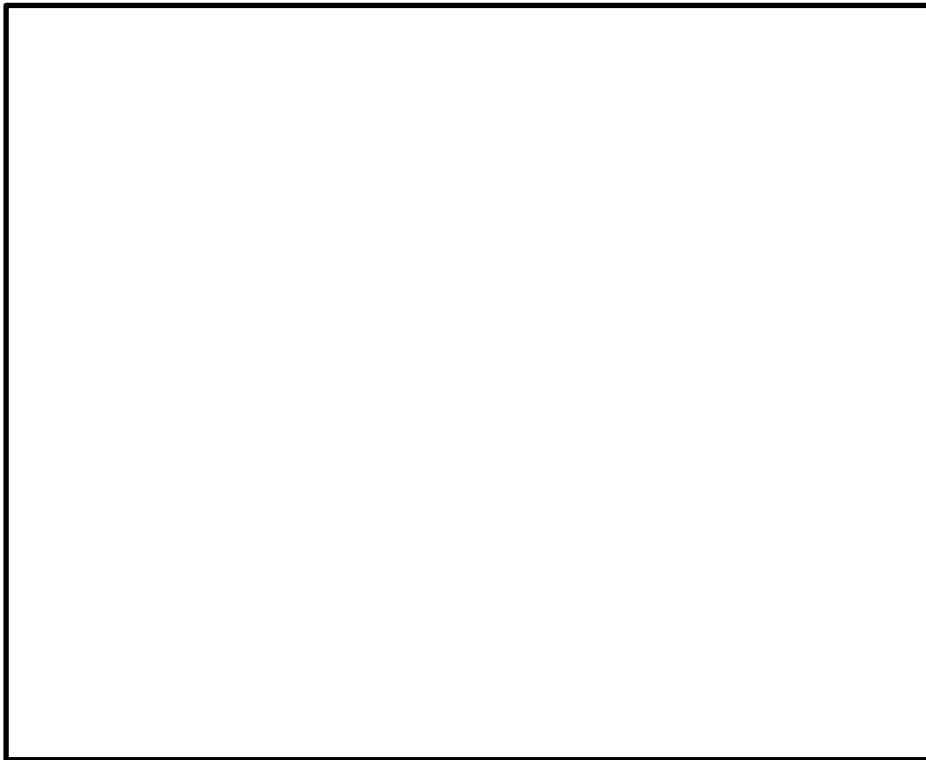


図 46-13-5 解析メッシュ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 6. 評価結果

解析評価の結果、電磁弁及び空気シリンダピストンのシール部の温度は、主蒸気逃がし安全弁の機能維持が必要となる約 3.8 時間時点で約 147°C であり、その後も約 5.5 時間まで主蒸気逃がし安全弁の機能維持が確認されている条件を下回った。評価結果を図 46-13-6 及び図 46-13-7 に示す。

評価結果は、MAAP による環境条件を包絡する厳しい温度を設定して実施した解析であり、実際に主蒸気逃がし安全弁が経験する温度はさらに低い値になるものと考えられる。

以上より、炉心損傷後、DCH 防止のために原子炉圧力容器の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、主蒸気逃がし安全弁の機能は維持できる。

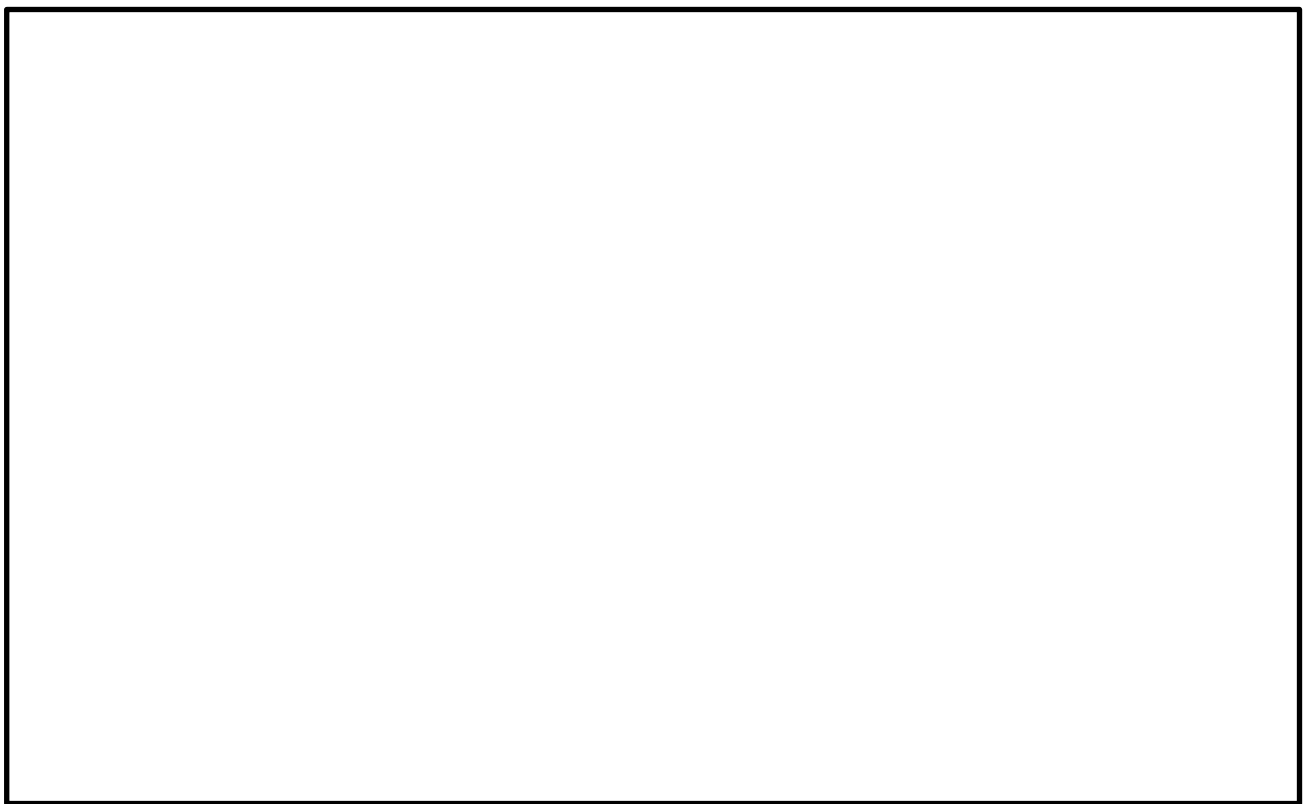


図 46-13-6 温度解析結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

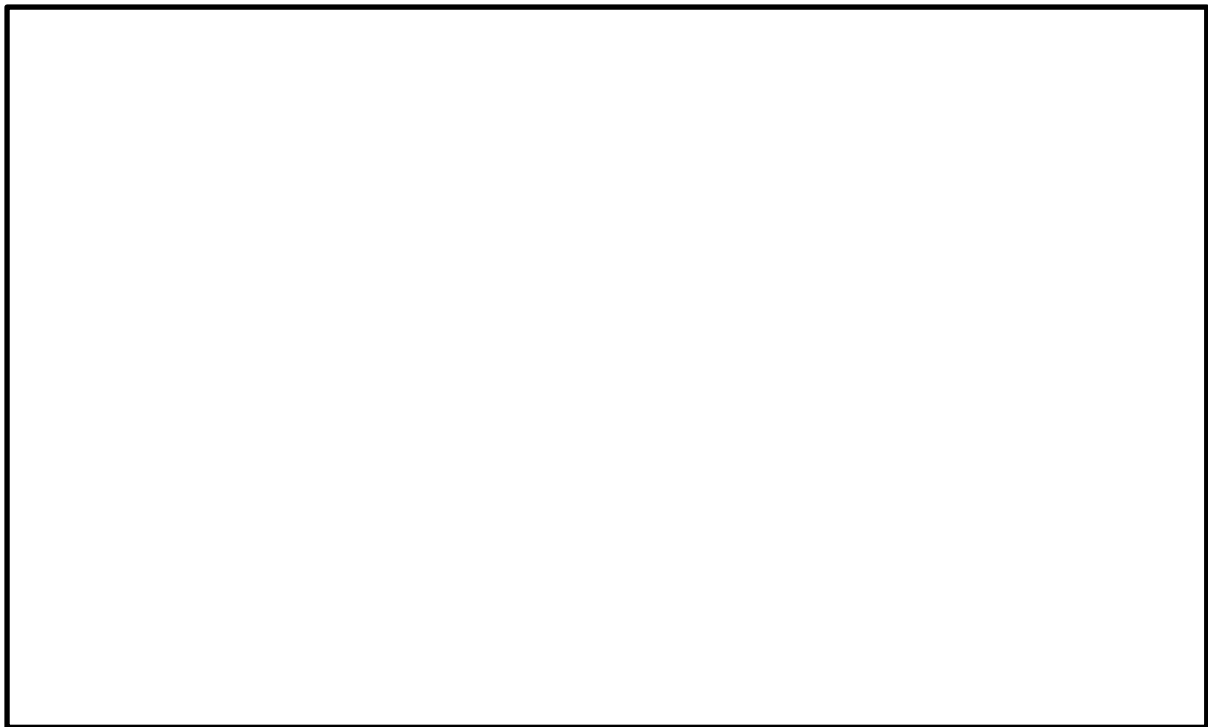


図 46-13-7 補助作動装置下部温度推移

#### 7. 本体の温度上昇による影響

閉状態の主蒸気逃がし安全弁が強制開するためには、アクチュエータの駆動力が主蒸気逃がし安全弁本体の抵抗力を上回る必要がある。主蒸気逃がし安全弁本体の抵抗力に対する温度上昇の影響は表 46-13-2 のとおり、いずれも温度上昇によって抵抗力が低下するよう設計上配慮されており、温度上昇が強制開の妨げになることはない。

表 46-13-2 主蒸気逃がし安全弁本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

項目	温度上昇の影響
主蒸気逃がし安全弁スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。
弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく主蒸気逃がし安全弁強制開機能に影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	弁棒は SUS431、ネッキブッシュはニッケルブロンズであり、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
ピストン・ブッシュ摺動抵抗	ピストンは SUS403、ブッシュはニッケルブロンズであり、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せになっており、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体ソケット・弁体ガイド摺動抵抗	弁体ソケット及び弁体ガイドは SUS403 で同材質であり、温度上昇に伴う弁体ガイドの弁体ソケット拘束は発生しない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 8. 遮熱板設置による悪影響

遮熱板は、図 46-13-1 に示すとおり SUS 製のプレート を 3 段設置し、空気シリンダ及び電磁弁下面全体を覆う構造とすることで弁の動作に悪影響を与えない設計とする。遮熱板設置による追加質量は、約 15kg であり既設の電磁弁を含むアクチュエータ部質量約 260kg に対し 6%程度の増加であることから、強度及び耐震性に悪影響を与えない設計とする。

46-14  
その他設備

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として、以下を整備する。

1. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧

主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な常設直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）用電磁弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（2 個）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段を自主対策設備として整備する。

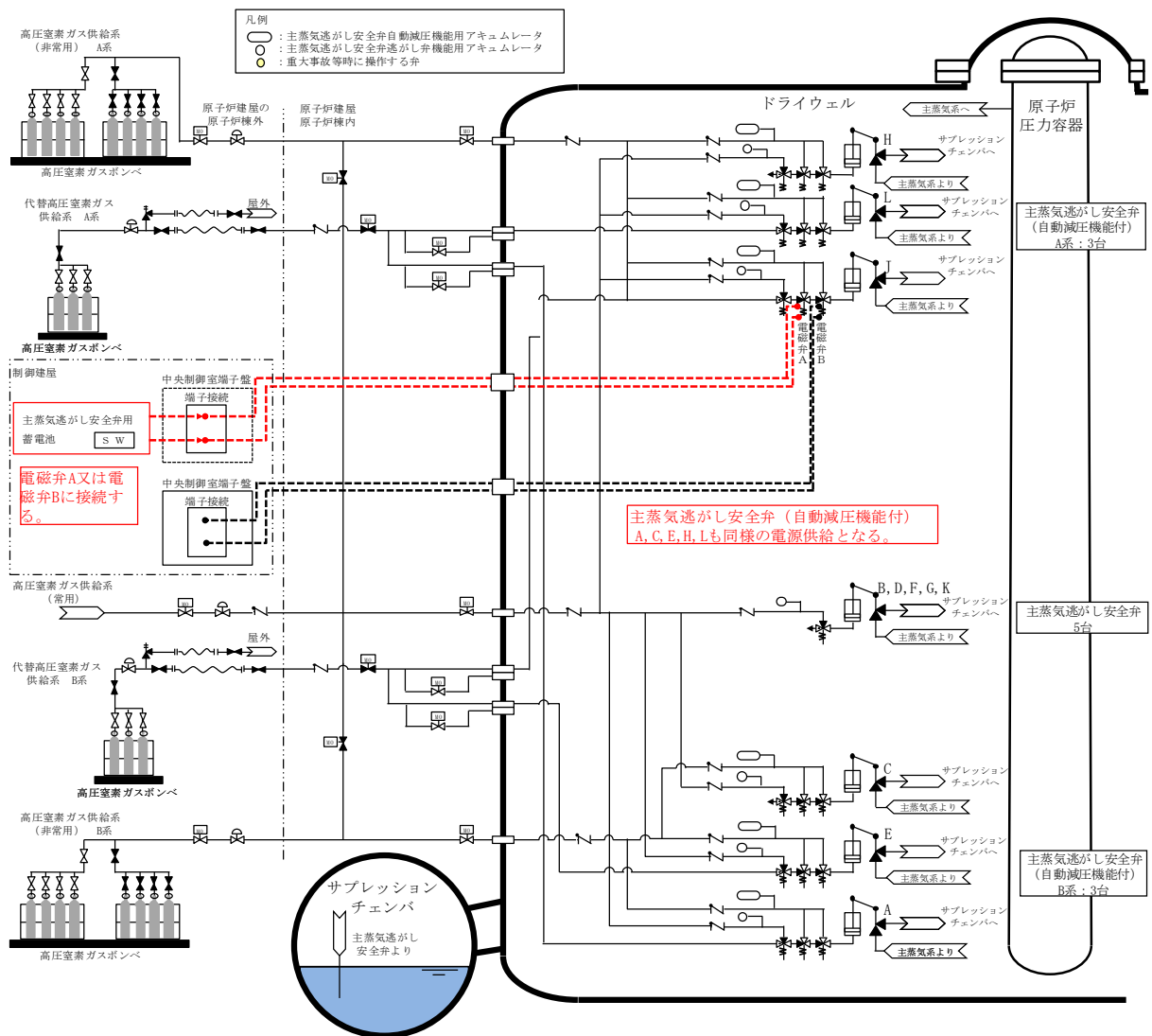


図 46-14-1 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の概要図

(参考)

## 主蒸気逃がし安全弁の機能

主蒸気逃がし安全弁は、以下 3 つの機能を有する。

### a. 逃がし弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。11 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

### b. 安全弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動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。11 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

### c. 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位低とドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を強制的に開放し、LOCA 時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。11 個の逃がし安全弁のうち、6 個がこの機能を有している。

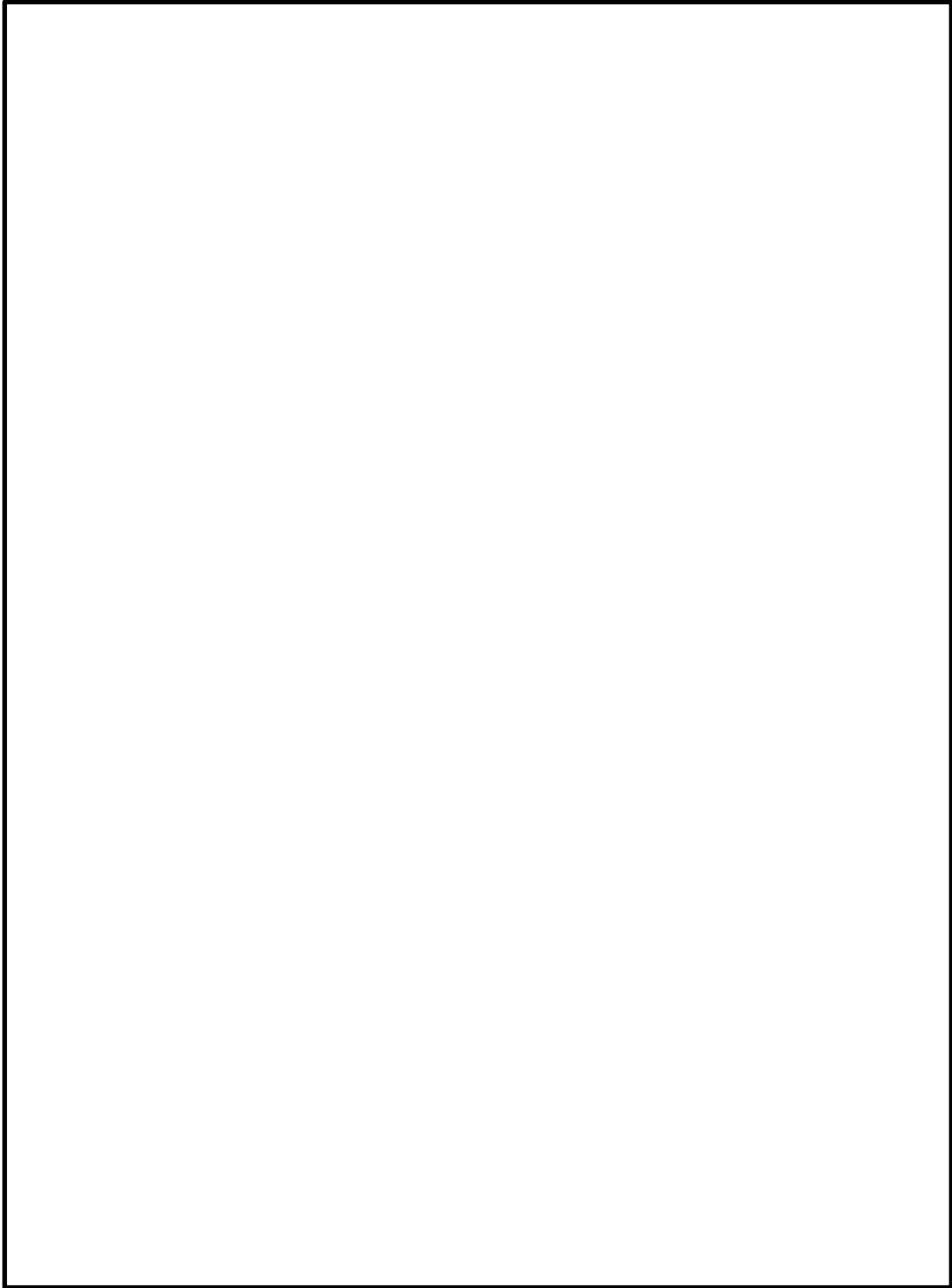
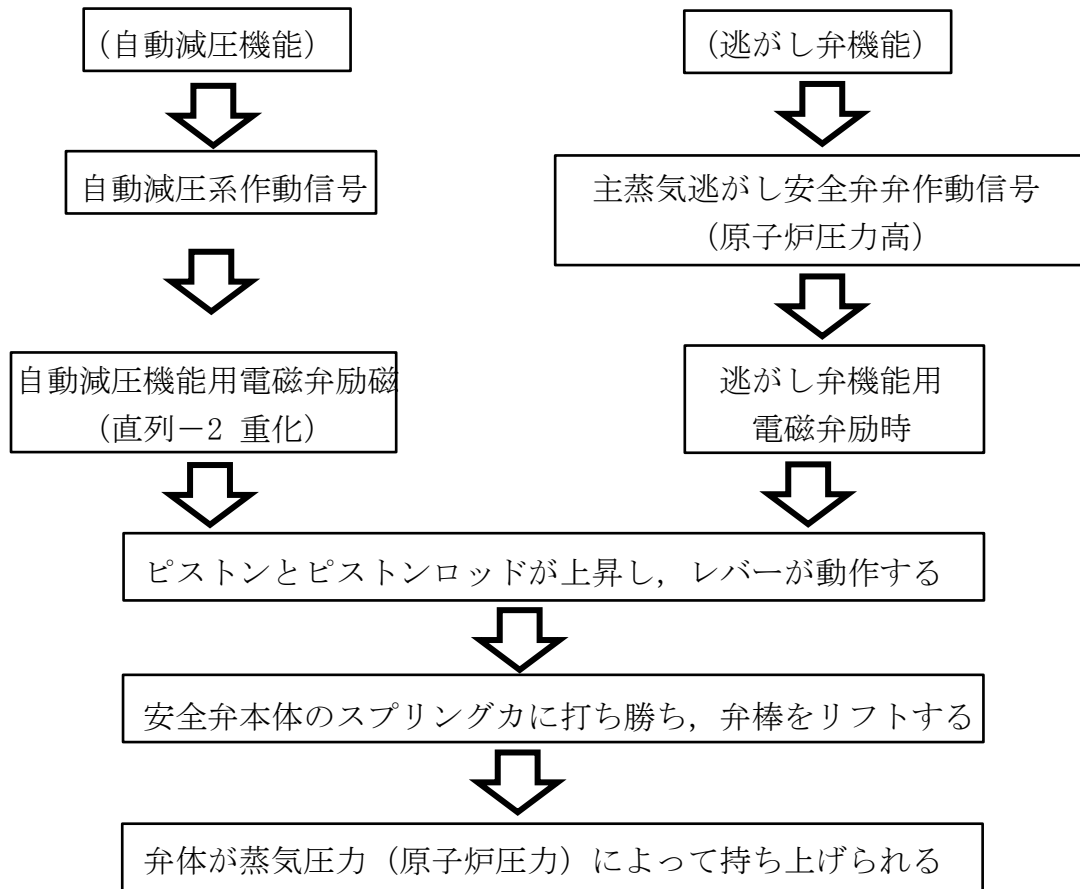


図 46-14-2 主蒸気逃がし安全弁 設備概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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。

46-15

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置について

## 1. はじめに

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置については、重大事故等時に機能を期待する重大事故等対処設備として位置付ける。以降、当該設備に期待する機能及び設計方針について記載する。

## 2. 原子炉建屋ブローアウトパネルに期待する機能

### 2.1 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棟内で低圧設計配管が破断することを想定しているため、原子炉建屋原子炉棟内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、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が急上昇するが、開放設定圧力である約 4.4kPa[gage] に到達した時点で原子炉建屋原子炉棟内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、原子炉建屋原子炉棟内を減圧する。

格納容器バイパス（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の開操作を行うが、仮に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。この場合、開放した原子炉建屋ブローアウトパネルの開口面を經由して外気と熱交換が行われることにより、原子炉建屋原子炉棟内でも人力での操作が可能となる。

### 2.2 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）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。）によって原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するため、原子炉建屋原子炉棟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適合方針

### 3.1 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。

この場合、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原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した際に開放設定圧力である約 4.4kPa[gage] に到達した時点でパネルが確実に開放し、かつ以後も原子炉建屋原子炉棟内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建屋原子炉棟内での操作が可能となる圧力及び温度に低下させることが可能となる開口面積を満足すること。

### 3.2 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及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置は設置許可基準規則第 59 条（運転員の被ばくを低減するための設備）に関連する『常設重大事故緩和設備』として位置付ける。

この場合、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原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇しない事象においては閉状態を維持すること。
- ②原子炉建屋ブローアウトパネルは、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できること、又は開放状態になったとしても、原子炉建屋ブローアウト閉止装置により、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、現場において人力による操作が可能なものとする。

### 3.3 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及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、3.1 及び 3.2 のとお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. 設備概要及び適合状況

### 4.1 原子炉建屋ブローアウトパネル設備概要

原子炉建屋ブローアウトパネルは、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に、原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。

本設備は、運転員による開放操作を行うことなく、原子炉建屋原子炉棟内と外気との差圧が開放設定圧力である約 4.4kPa に到達した時点で自動的に開放することで、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。これにより、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることで、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に HPCS 注入隔離弁を現場操作により閉止することが可能となる。

原子炉建屋ブローアウトパネルの構造図を図 46-15-1 に示す。また、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時の原子炉建屋ブローアウトパネルに関する設備概要図を図 46-15-2 に示す。

また、SGTSによる負圧維持に期待している期間中に原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態の維持、又は開放時には原子炉建屋ブローアウト閉止装置により容易かつ確実に閉止操作ができる設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、開閉状態を中央制御室にて確認できる設計とする。

原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置の概要図を図46-15-3に示す。

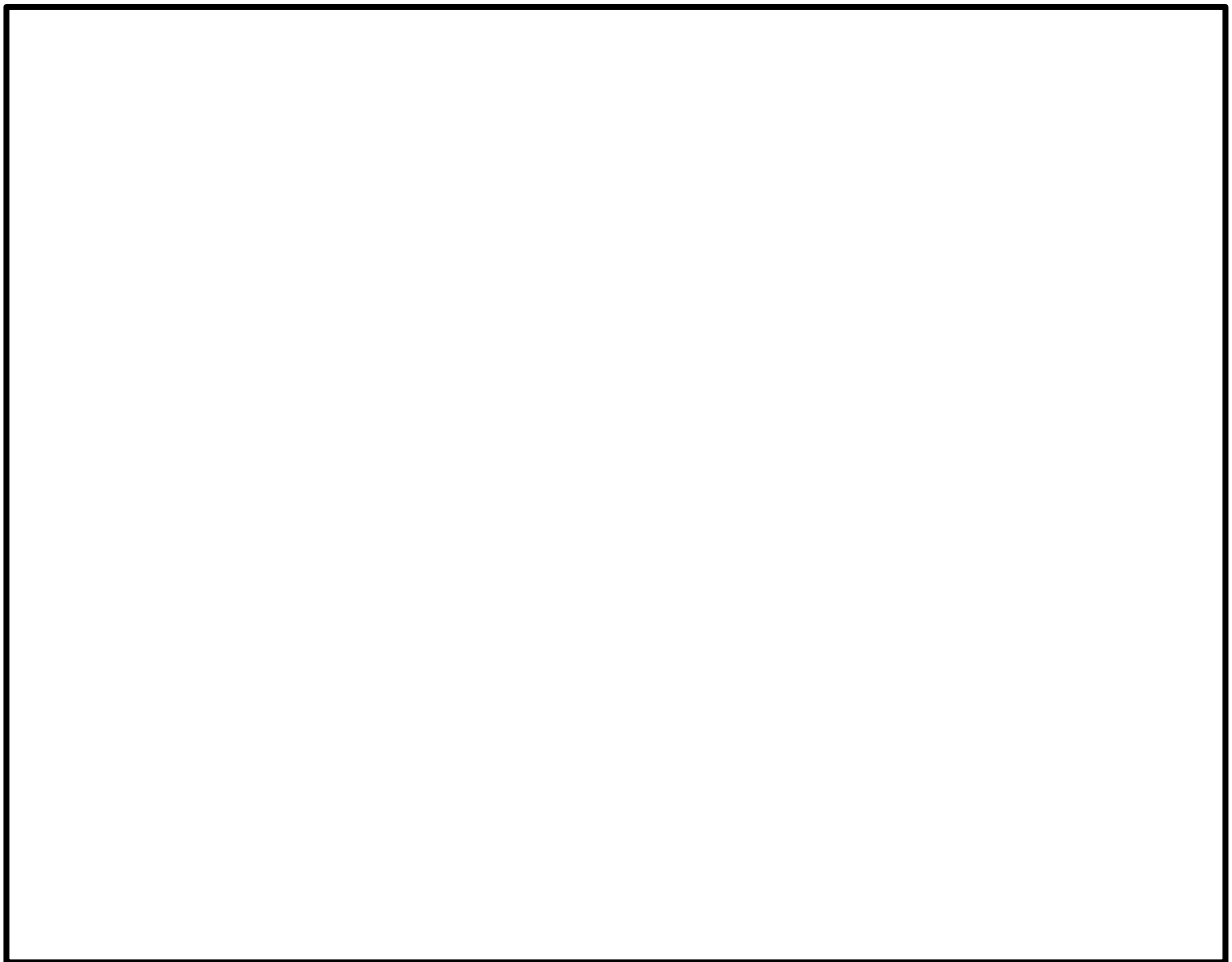


図 46-15-1 原子炉建屋ブローアウトパネル構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

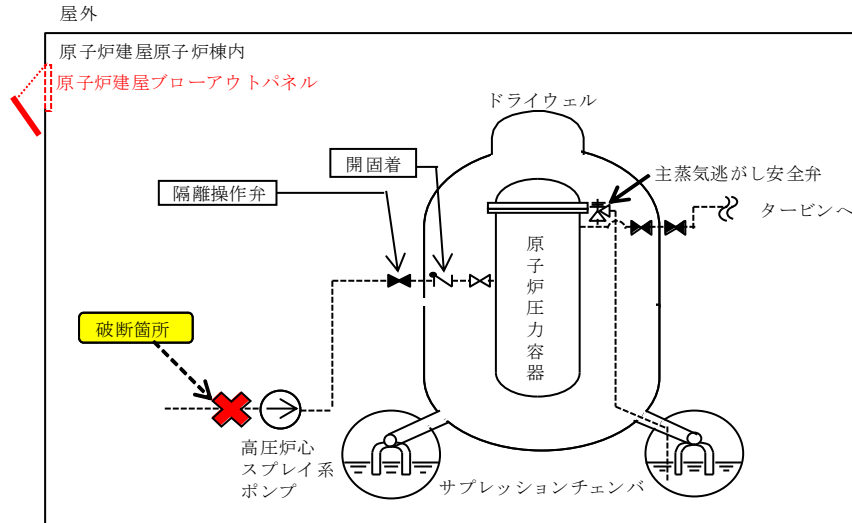


図 46-15-2 原子炉建屋ブローアウトパネル設備概要図  
(格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 発生時)

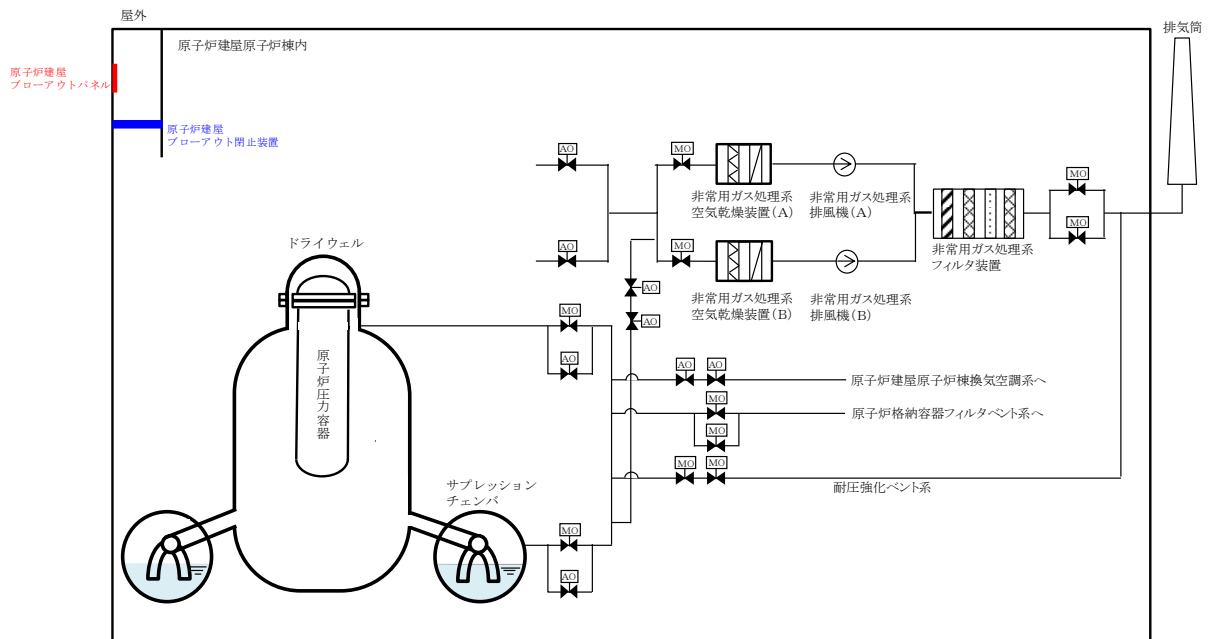


図 46-15-3 原子炉建屋ブローアウトパネル設備概要図  
(原子炉建屋原子炉棟の気密要求時)

#### 4. 1. 1 原子炉建屋ブローアウトパネルの設置許可基準規則第 43 条への適合状況

原子炉建屋ブローアウトパネルの第 43 条第 1 項及び第 2 項への適合については、「3. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (設置許可基準規則第 46 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

#### 4.2 原子炉建屋ブローアウト閉止装置設備概要

原子炉建屋ブローアウトパネルは、外部事象を考慮した場合（別紙 1 参照）、地震等により開放が考えられることから、SGTS の機能要求がある場合には、3. に示した設計方針に従い、原子炉建屋ブローアウト閉止装置にて閉止を行うことで対応する。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した状態で SGTS の機能要求がある場合に、原子炉建屋の気密性を確保するために設置する。原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、気密ダンパの組合せにより構成する。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の概要図を図 46-15-4 に示す。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネルから蒸気を放出する際の流路に設置する設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能に悪影響を及ぼすことがないように、必要な開口面積を確保する設計とする。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。また、遠隔手動ダンパ操作設備を設けることで、電源喪失時においても、現場において人力による操作が可能な設計とする。

また、原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、開閉状態を中央制御室にて確認できる設計とする。

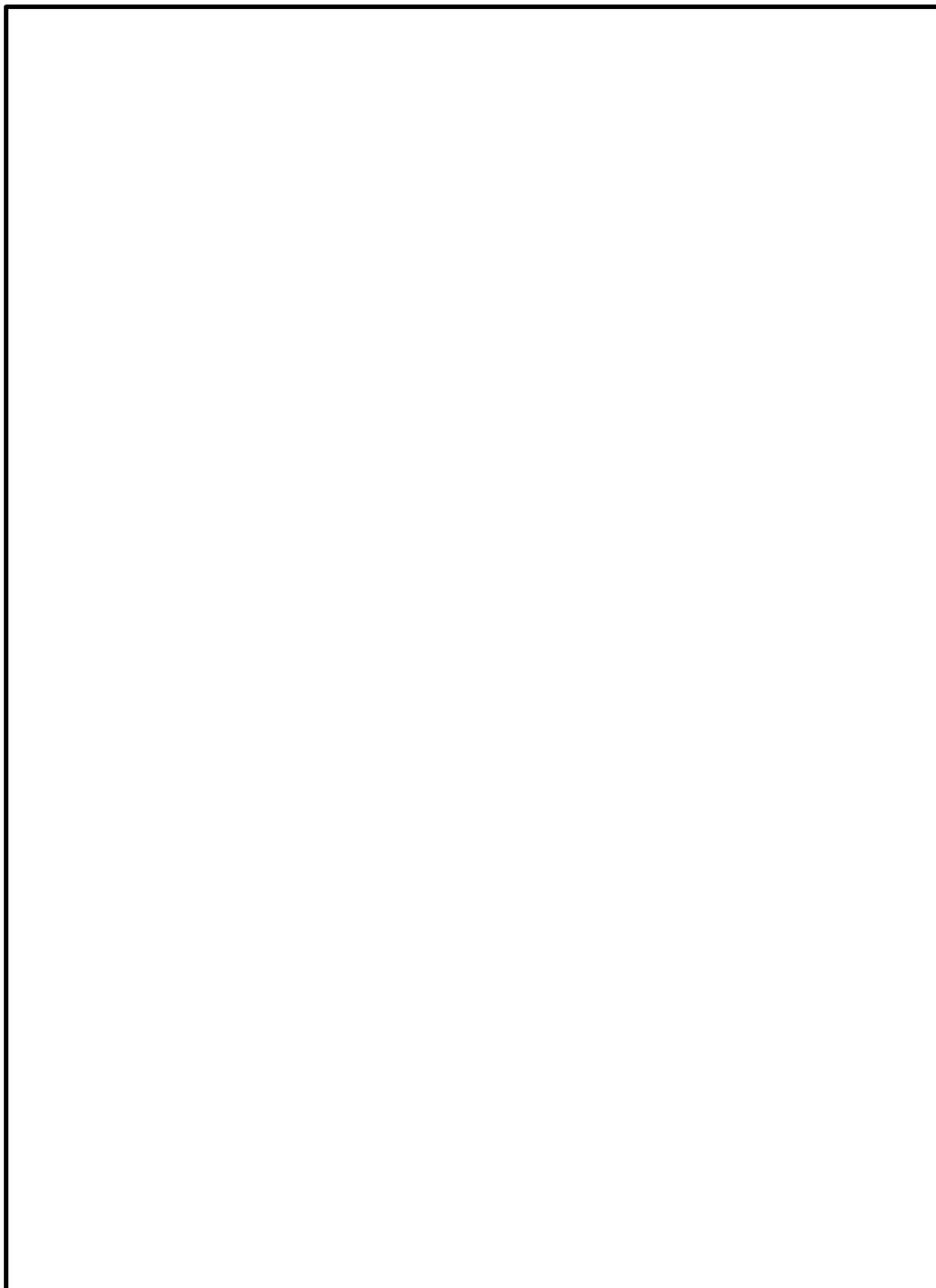


図 46-15-4 原子炉建屋ブローアウト閉止装置概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-15-6



#### 4.2.1 原子炉建屋ブローアウト閉止装置の設置許可基準規則第43条への適合状況

##### 4.2.1.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

###### (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

###### (i) 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。

###### (ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内及び屋外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よう，表46-15-1に示す設計とする。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の操作は，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。また，電源喪失時においても，遠隔手動ダンパ操作設備を設けることで，現場において人力による操作が可能な設計とする。

表 46-15-1 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉棟内及び屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのない設計とする。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，その機能が損なわれない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

###### (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項第二号）

###### (i) 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。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の操作は、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作が可能な設計とする。また、電源喪失時においては、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動ダンパ操作設備により人力で操作可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作できる設計とする。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の操作に必要な機器を表 46-15-2 に示す。

表 46-15-2 操作対象機器

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法
原子炉建屋ブローアウト閉止装置	開→閉	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
		[ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)		人力操作 (遠隔手動ダンパ操作設備)

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号)

(i) 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。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、表 46-15-3 に示すように、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査を、また、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認が可能な設計とする。

表 46-15-3 原子炉建屋ブローアウト閉止装置の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	原子炉建屋ブローアウト閉止装置の外観の確認
停止中	機能・性能確認	原子炉建屋ブローアウト閉止装置の動作状態の確認

(4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号)

(i) 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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ものであること。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、本来の用途以外の用途として使用しない。

また、原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(i) 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。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、他の設備から独立して使用が可能で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、閉動作により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 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。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の操作に必要な機器の操作場所を表 46-15-2 に示す。このうち、中央制御室での操作は、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また、電源喪失時においては、操作場所を放射線量が高くなるおそれが少ない原子炉建屋内の原子炉棟外としているため操作が可能である。

4.2.1.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第一号）

(i) 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。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、重大事故等時において、運転員を過

度の被ばくから防護するために必要な容量を有する設計とする。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第二号）

(i) 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。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第三号）

(i) 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。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、重大事故緩和設備であり、同一目的の設計基準事故対処設備はない。

## 原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置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及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置については、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棟内の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棟内の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）時における原子炉建屋原子炉棟内の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位置付ける。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（最大風速 100m/s）を想定した場合、竜巻の気圧差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、竜巻の影響を受ける可能性があるMS トンネル室内は、密閉され気圧差の影響を受ける設備がないため影響はない。また、竜巻による飛来物に対しても、開口部付近に防護施設（竜巻）は無いため影響はない。そのため、設計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）、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災、電磁的障害）についても、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

#### 3.1 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  $10^{-7}$ /炉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，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災）及び人為事象2事象（近隣工場等の火災，電磁的障害）とする。

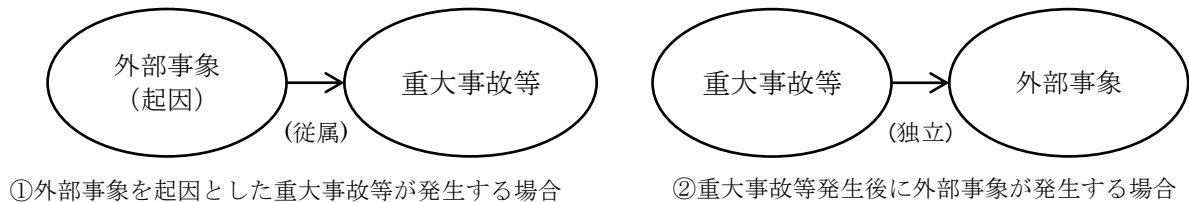


図1 重大事故等と外部事象重畳の考慮すべきシナリオ

- ※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-1954「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編」

### 3.2 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

地震を起因とした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。

また，地震を除く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，地震を除く外部事象によって引き起こされる起因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。

原子炉建屋ブローアウトパネルに影響を与える外部事象である風（台風），竜巻，凍結，降水及び積雪については，2.に示す通り，安全系等の防護対象施設が損傷することは考え難いため，炉心損傷の起因事象としては外部電源喪失を考慮する。

ここで，外部電源喪失の原因となる送電線等の設備の損傷は，日常的に発生する規模の上記の外部事象によって生じる可能性が低いこと，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が  $10^{-8}$  オーダーであることを考慮する

と、上記の外部事象を起因とした重大事故等が発生する可能性は十分に低く、重大事故等と外部事象の重畳の判断目安を下回ると考えてよい。

従って、上記の外部事象に対しては、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は不要である。

なお、津波、森林火災、落雷、火山の影響、生物学的事象、近隣工場等の火災及び電磁的障害については、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ため、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は不要である。

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に示す通りとする。

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及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置  
(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が、原子炉建屋ブローアウトパネルが閉状態を維持できる設計、又は開放状態になったとしても原子炉建屋ブローアウト閉止装置により容易かつ確実に閉止操作ができる設計とする。
	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)	外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率(10 <sup>-8</sup> オーダー)を踏まえると、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪を起因とした場合の炉心損傷頻度は十分低く、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪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。
	竜巻	
	凍結	
	降水	
	積雪	
	森林火災	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。
	落雷	落雷、火山の影響、生物学的事象、近隣工場等の火災、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。
	火山の影響	
生物学的事象		
人為事象	近隣工場等の火災	
	電磁的障害	

※：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が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)に示すとおり、重大事故等の発生頻度が  $10^{-4}$ /炉年であること、及び重大事故等と外部事象の重畳の判断目安が  $10^{-8}$ /炉年であることを考慮すると、重大事故等と外部事象の重畳を想定することが妥当であると考えられる。そのため、重大事故等の発生後において外部事象が重畳することを想定しても、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。

重畳する外部事象の規模としては、重大事故等対処設備の機能要求時の環境条件として想定する規模とする。

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。



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及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置  
(閉じ込め機能※) 防護方針

事象		防護方針
自然現象	地震	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が、原子炉建屋ブローアウトパネルが閉状態を維持できる設計、又は開放状態になったとしても原子炉建屋ブローアウト閉止装置により容易かつ確実に閉止操作ができる設計とする。
	津波	津波は原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置の機能に影響する事象ではない。
	風(台風)	環境条件として想定した年超過発生頻度 $10^{-1}$ /年規模の最大風速(約 23.1m/s) 及び安全施設の設計上考慮する風(台風)の基準になる風速(30m/s)を考慮した風荷重に対し、原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置の機能が喪失しない設計とする。飛来物については、風速約 30m/s により資機材等が飛散しないように、必要に応じ固縛・撤去等の飛散防止対策を実施することで、原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置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 $10^{-1}$ /年規模の最大瞬間風速は 30m/s 未満であり、風(台風)の影響に包絡される。
	凍結	凍結、降水、積雪、落雷、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	
	火山の影響	
	生物学的事象	
森林火災	森林火災に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、防火帯内側に設置をしていることから、機能に影響はない。	
人為事象	近隣工場等の火災	近隣工場等の火災、電磁的障害は原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置の機能に影響する事象ではない。
	電磁的障害	

※：格納容器バイパス(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、原子炉建屋原子炉棟内の負圧維持のための閉じ込め機能が対象。

## 原子炉建屋ブローアウト閉止装置の設計要求事項及び成立性確認方法について

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、地震等により原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した状態で SGTS の機能要求がある場合に、原子炉建屋の気密性を確保するために設置する。

この機能要求を踏まえ、原子炉建屋ブローアウト閉止装置の設計要求事項及び成立性確認方法を表 1 に記載する。

表 1 原子炉建屋ブローアウト閉止装置の設計要求事項及び成立性確認方法

機能	機能詳細	設計要求事項	成立性確認方法
閉止機能	原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態で SGTS の機能要求がある場合に、原子炉建屋ブローアウトパネルの開放による原子炉建屋開口部を速やかに閉止できること	原子炉建屋の気密性能が確保できること (SGTS 運転時に必要な建屋の負圧を確保できること)	机上評価又は気密性能試験
		原子炉建屋ブローアウト閉止装置が遠隔により閉止できること (電動にて閉止できる設計)	動作試験
		原子炉建屋ブローアウト閉止装置が現場において手動により閉止できること (遠隔手動ダンパ操作設備により、手動にて閉止できる設計)	動作試験
閉止の検知機能	原子炉建屋ブローアウト閉止装置の閉止状態が検知できること	中央制御室にて、原子炉建屋ブローアウト閉止装置の開閉状態が確認できること	動作試験
耐震健全性	地震後においても閉止機能及び気密性能を維持すること	基準地震動に対して原子炉建屋ブローアウト閉止装置の作動機能が維持されること	机上評価又は加振試験
		地震後に原子炉建屋ブローアウト閉止装置の気密性能が維持されること	机上評価又は気密性能試験
流路機能	原子炉建屋ブローアウトパネルの開放が期待される状態において、原子炉建屋ブローアウトパネルへの流路として機能すること	原子炉建屋ブローアウトパネルへの流路として必要な開口面積を確保できること	机上評価

なお、上記成立性確認方法の詳細及び確認結果については、今後の工事計画認可申請の審査時に説明する。

47 条

47-1 SA 設備基準適合性一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 注水用ヘッダについて

47-12 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

47-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 7 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 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	使用時海水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	47-3 配置図, 47-4 系統図		
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A		
		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	A		
		関連資料	47-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	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	中央制御室操作	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 DB 設備有り) - 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 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			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

		第 4 7 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		直流駆動低圧注水ポンプ	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	その他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	使用時海水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	47-3 配置図, 47-4 系統図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			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	A	
			関連資料	47-5 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性	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)	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	中央制御室操作	B		
		関連資料	47-3 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	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 DB 設備有り) —屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —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			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 7 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		大容量送水ポンプ(タイプ I)		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	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		使用時海水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		47-7 接続図, 47-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性		現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, 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	A
		関連資料		47-5 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性		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)		対象外	対象外
		関連資料		47-4 系統図, 47-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	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 設備あり) - 屋内	A a	
		サポート系要因		対象 (サポート系あり) - 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			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 7 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			残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） （設計基準拡張）	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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	－
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
			関連資料	－	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	－		
	第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	ポンプ	A	
		関連資料	－		
	第 4 号	切替え性	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	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	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（サポート系あり）－異なる駆動源，又は冷却源	C a
	関連資料	－			



女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 7 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			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード） （設計基準拡張）	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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	－
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
			関連資料	－	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	－		
	第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	ポンプ	A	
		関連資料	－		
	第 4 号	切替え性	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	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	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（サポート系あり）－異なる駆動源，又は冷却源	C a
	関連資料	－			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 7 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			残留熱除去系熱交換器（原子炉停止時冷却モード） （設計基準拡張）	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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	－
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等から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	操作不要	対象外	
		関連資料	－		
	第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	熱交換器	D	
		関連資料	－		
	第 4 号	切替え性	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	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	－	
		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	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）	対象外
	関連資料	－			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 7 条：原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備			低圧炉心スプレイ系ポンプ (設計基準拡張)	類型化区分	
第 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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	—	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
		関連資料	—		
	第 4 号	切替え性	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	—		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	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 (サポート系あり) — 異なる駆動源, 又は冷却源	C a
	関連資料	—			

47-2  
単線結線図

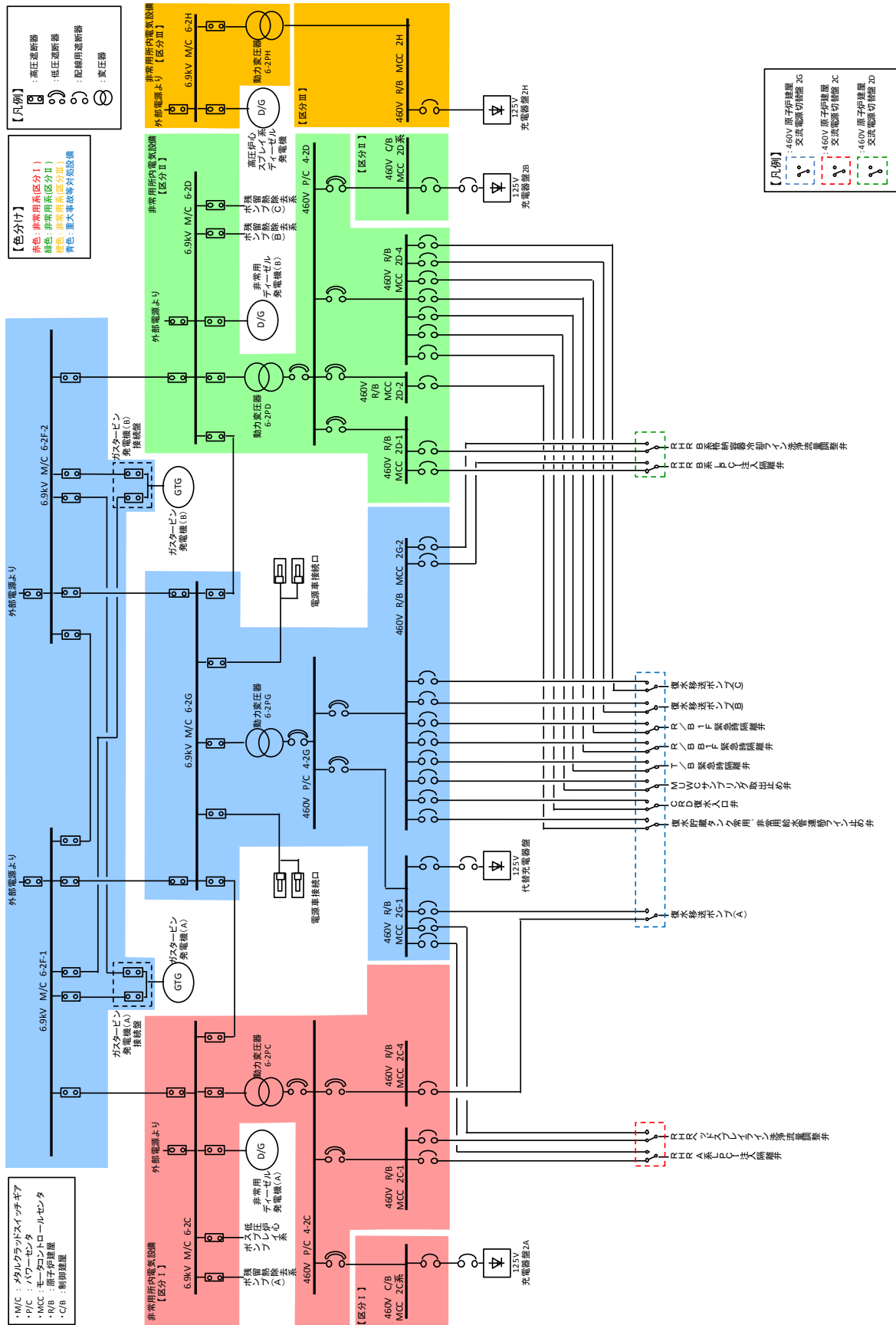


図 47-2-1 低圧代替注水に係る交流電源単線結線図

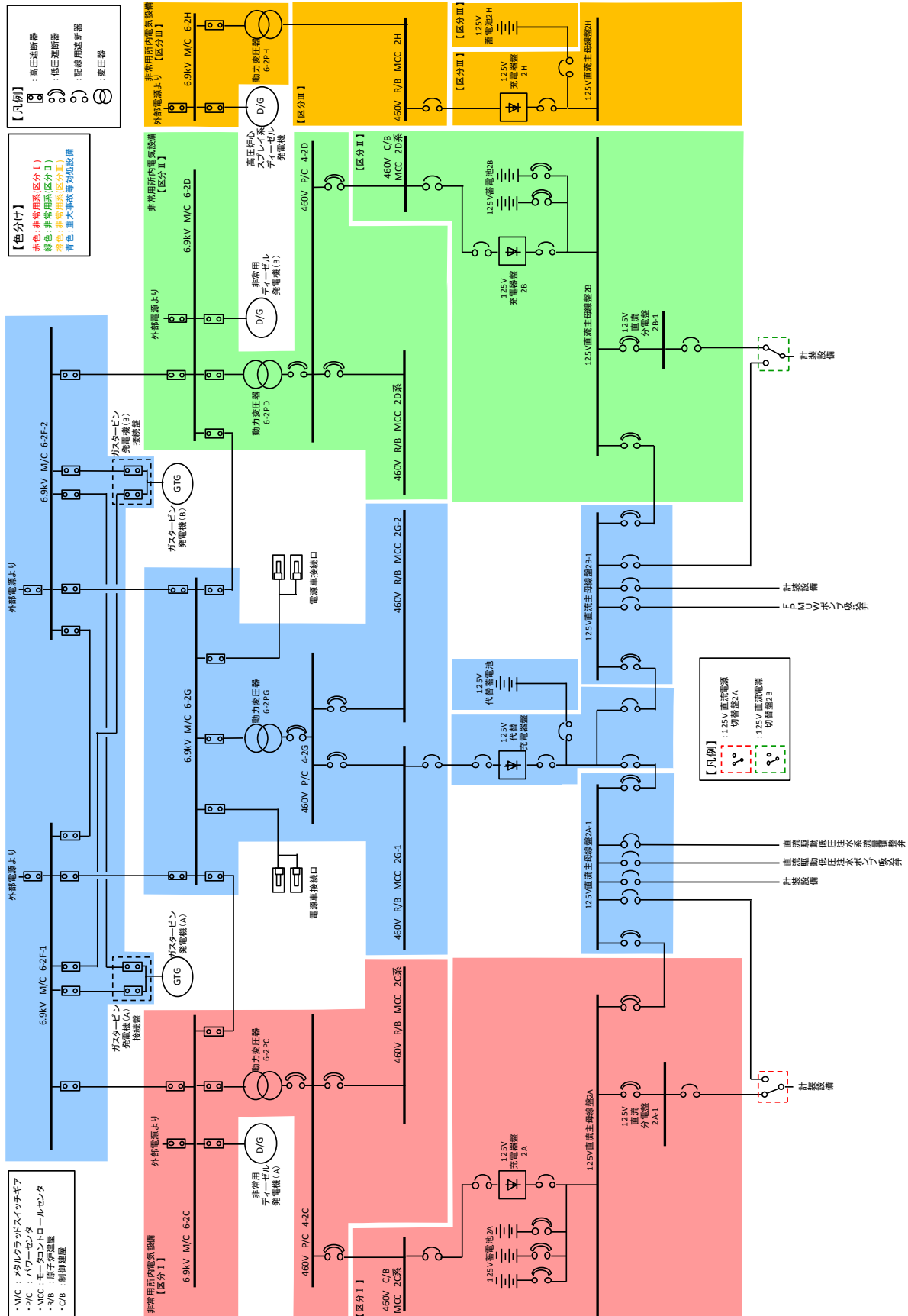


図 47-2-2 低圧代替注水に係る直流電源単線結線図 (125V)

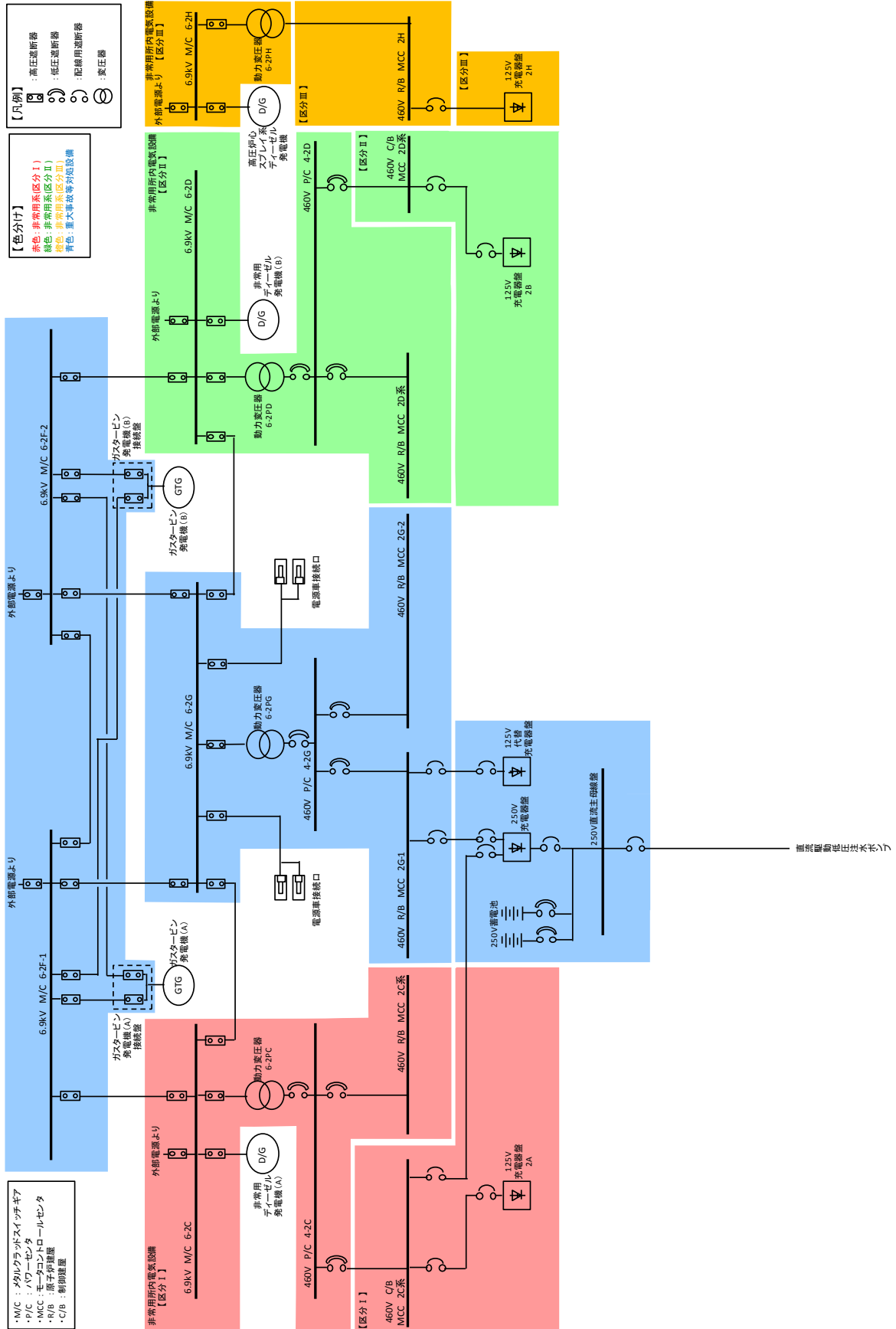




図 47-2-3 低圧代替注水に係る直流電源単線結線図 (250V)

47-3  
配置図

 : 設計基準対象施設  
 : 重大事故等対処設備



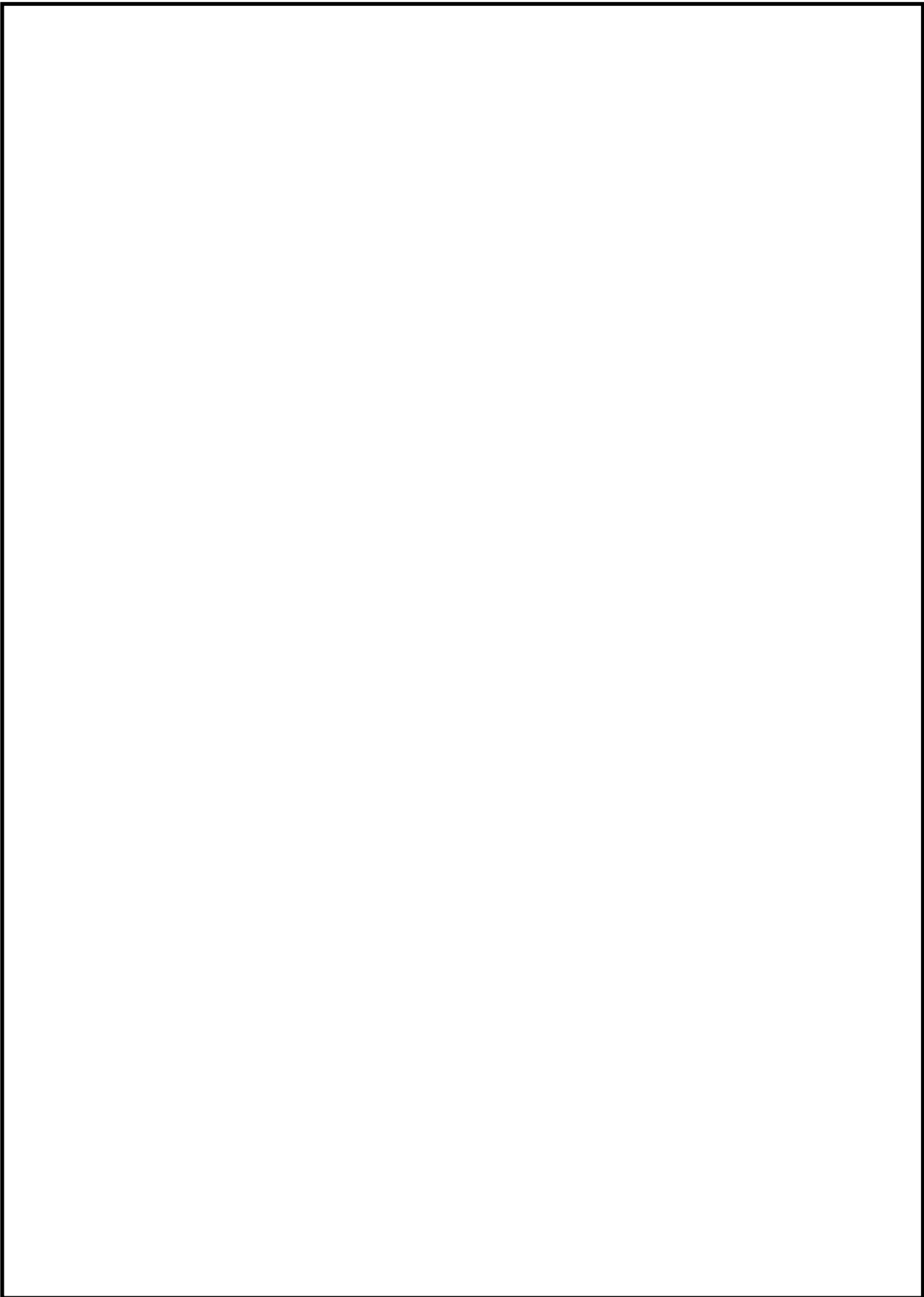



図 47-3-1 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

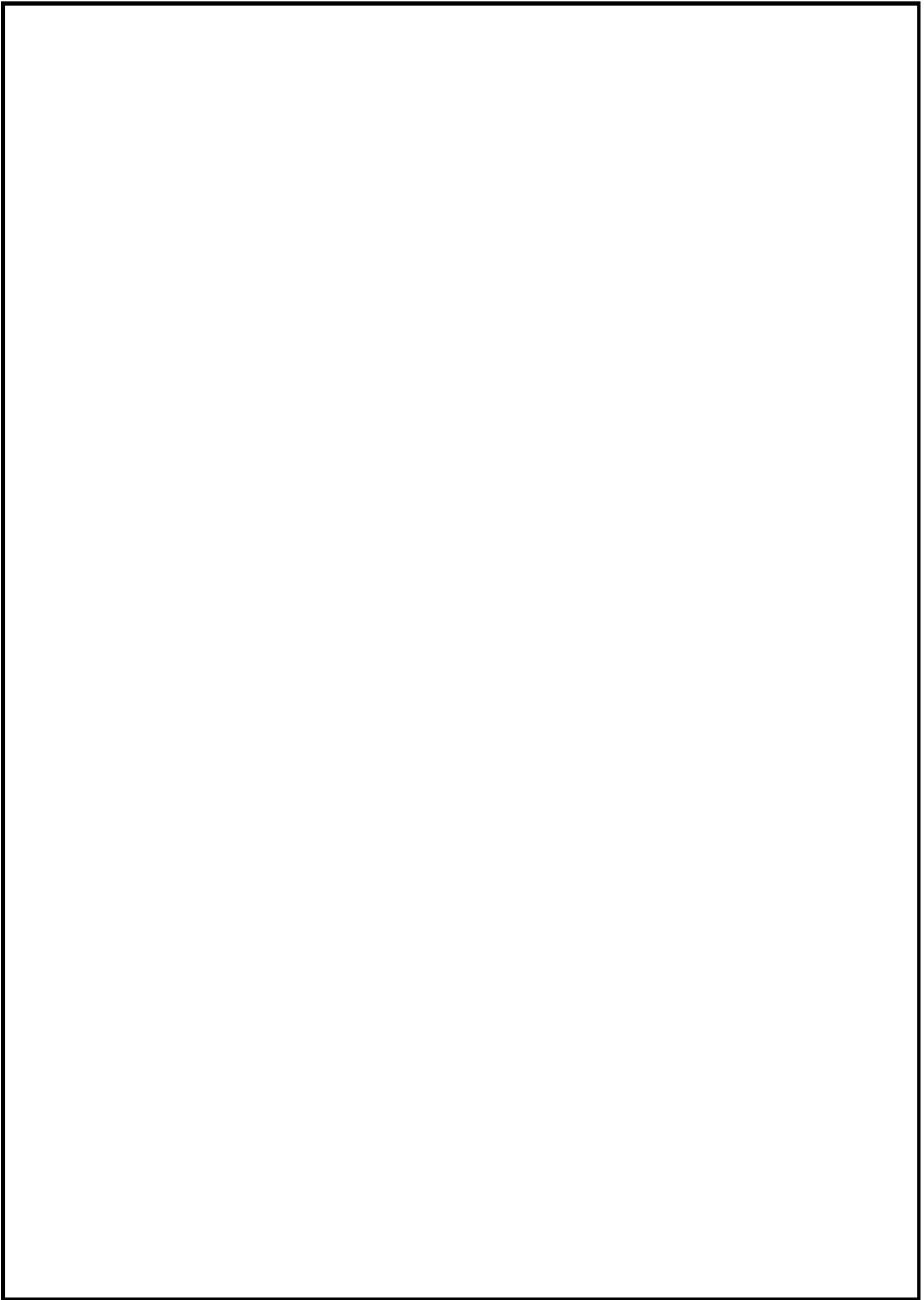


図 47-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

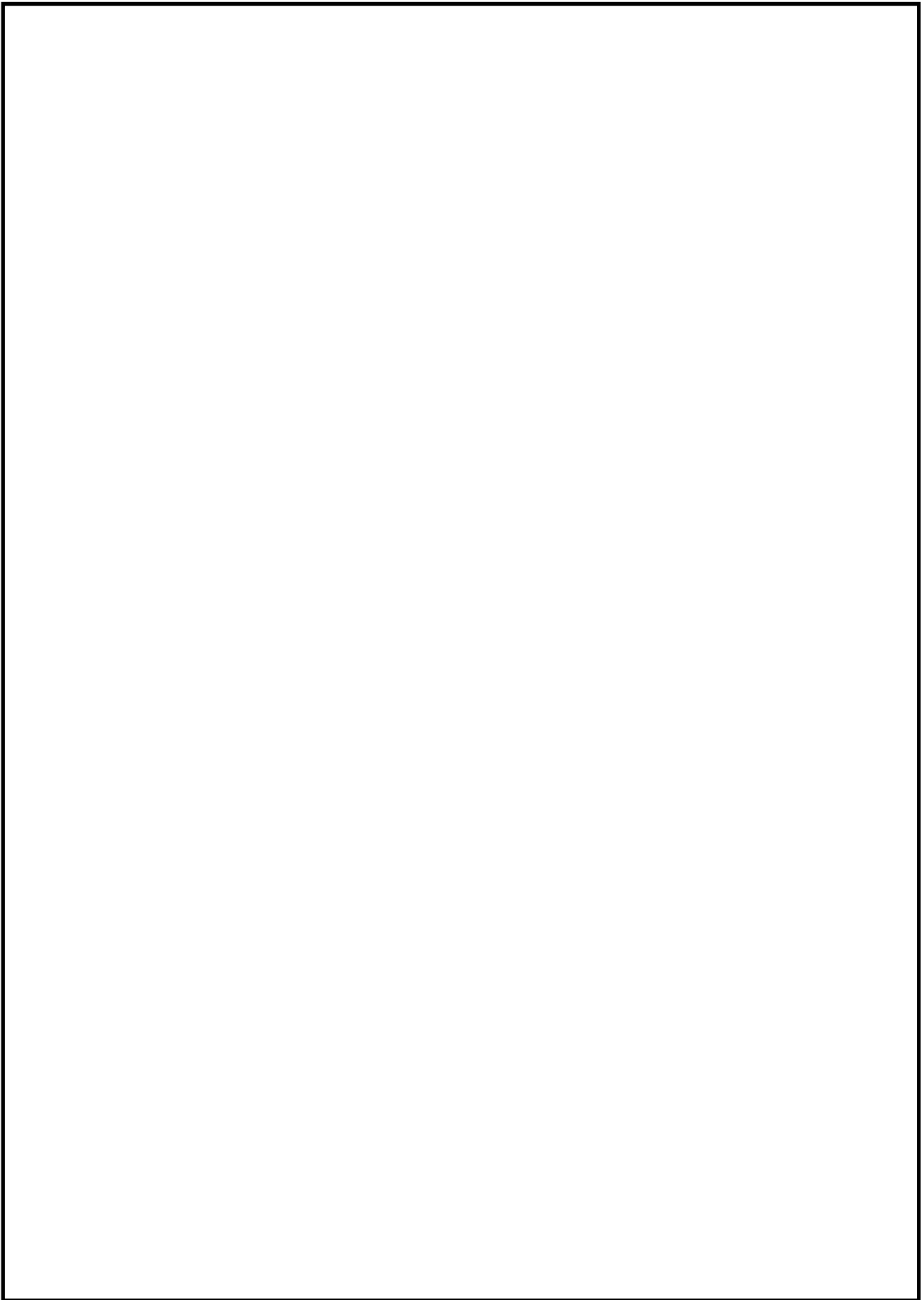


図 47-3-3 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

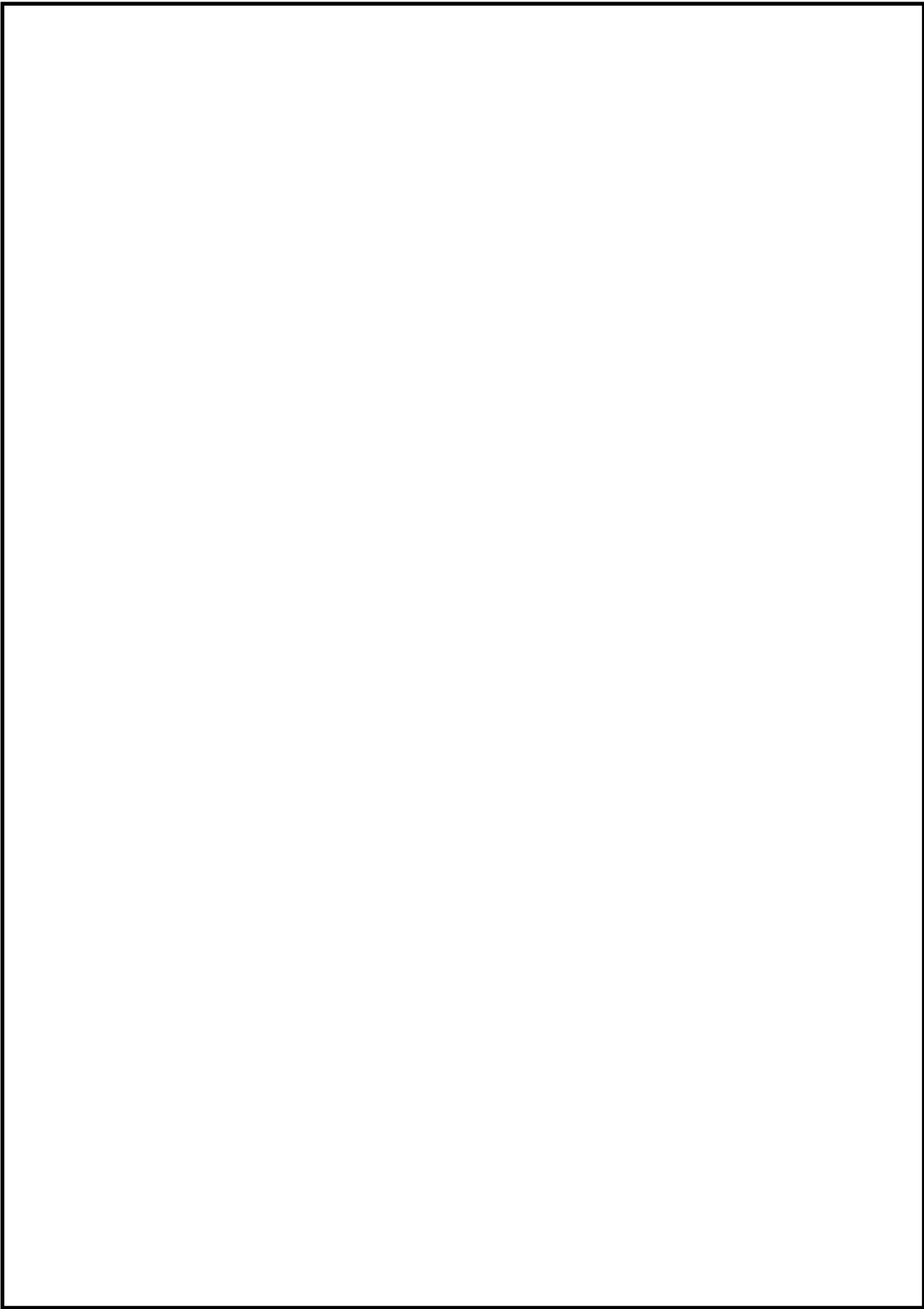


図 47-3-4 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

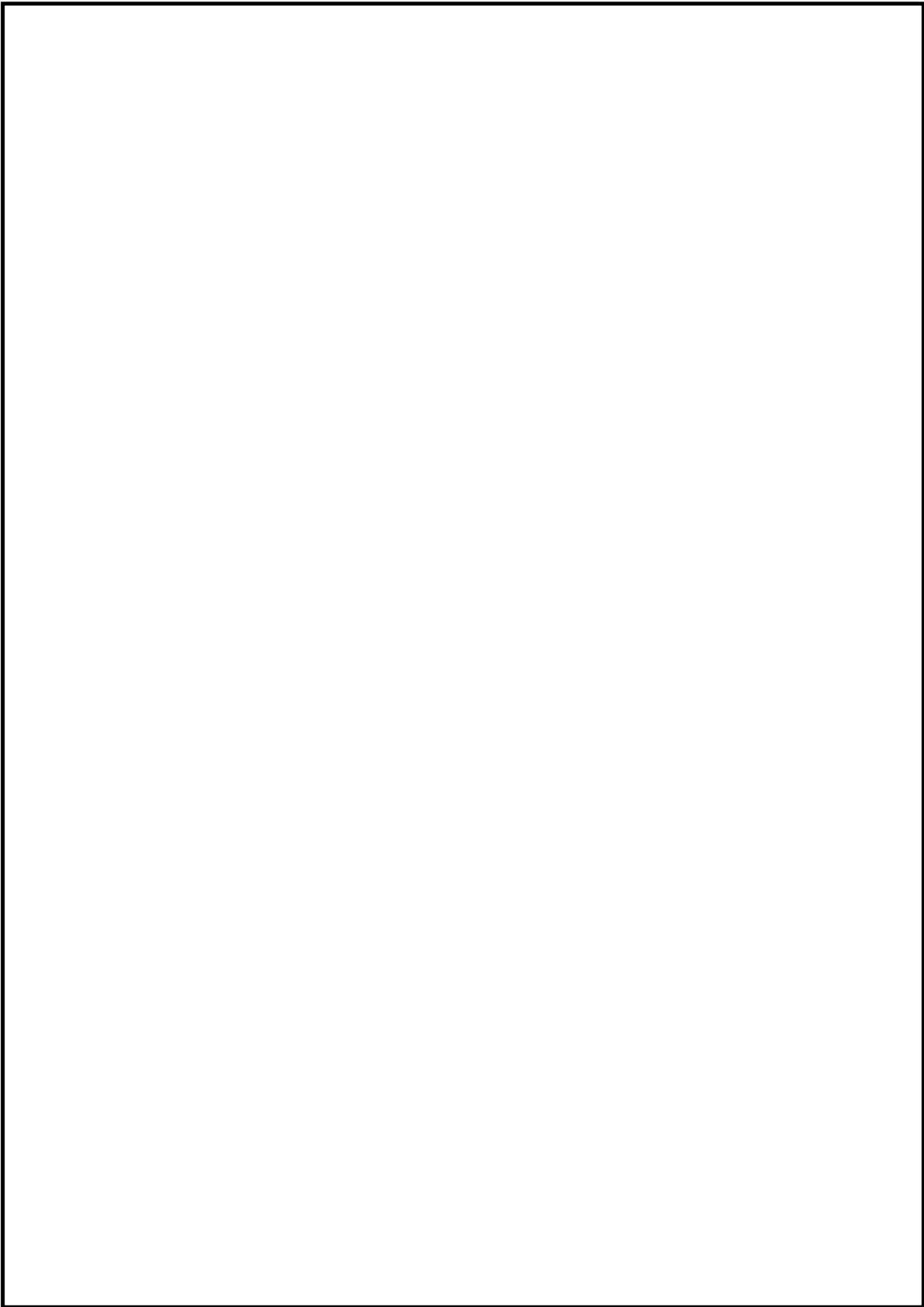


図 47-3-5 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

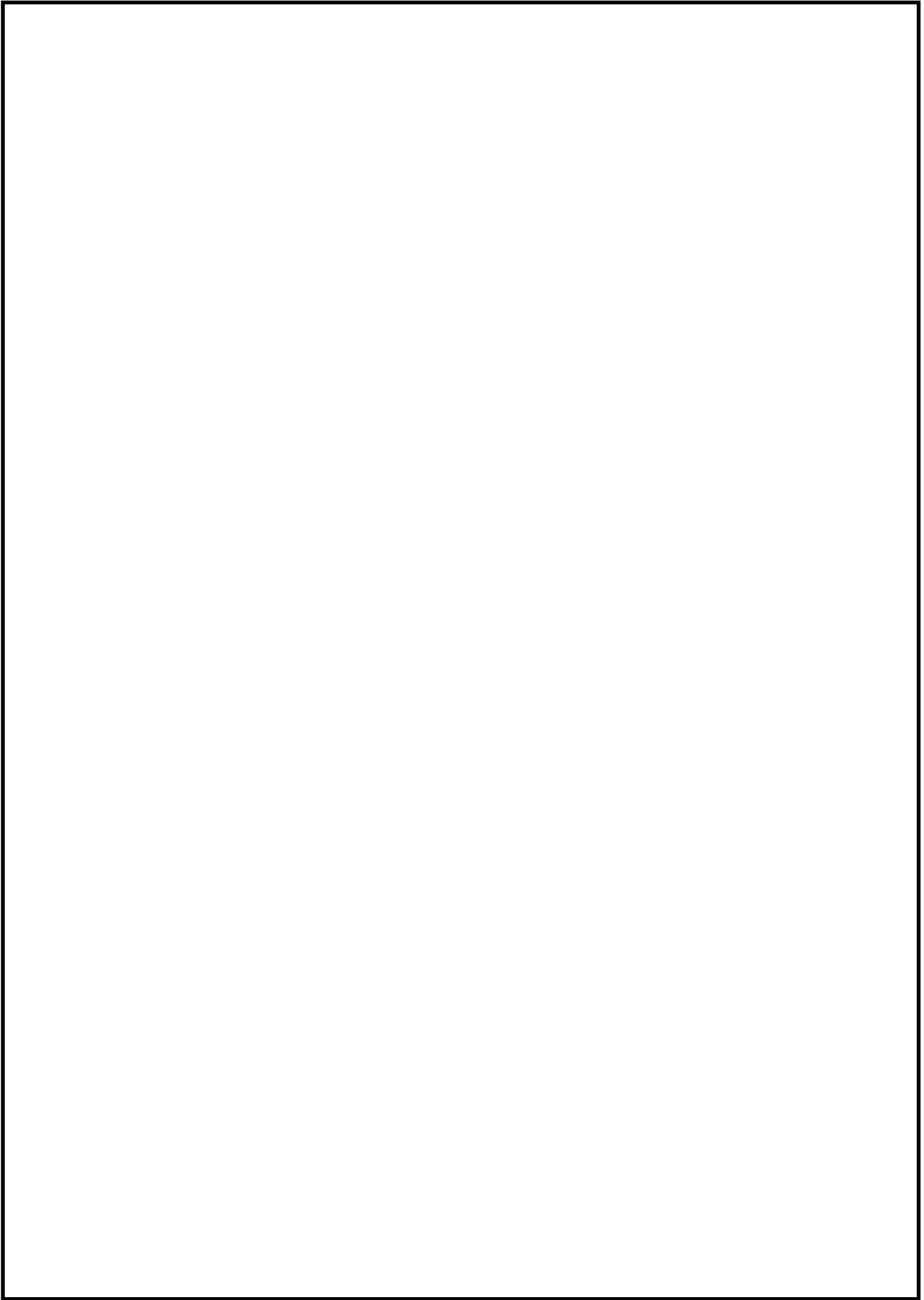


図 47-3-6 配置図 (中央制御室 (制御建屋 ))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-4  
系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	CRD 復水入口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	MUWC サンプリング取出止め弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	復水貯蔵タンク常用, 非常用 給水管連絡ライン止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	復水移送ポンプ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	うち2台 使用
⑨	復水移送ポンプ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑩	復水移送ポンプ (C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑪	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑫	RHR ヘッドスプレイライン 洗浄流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

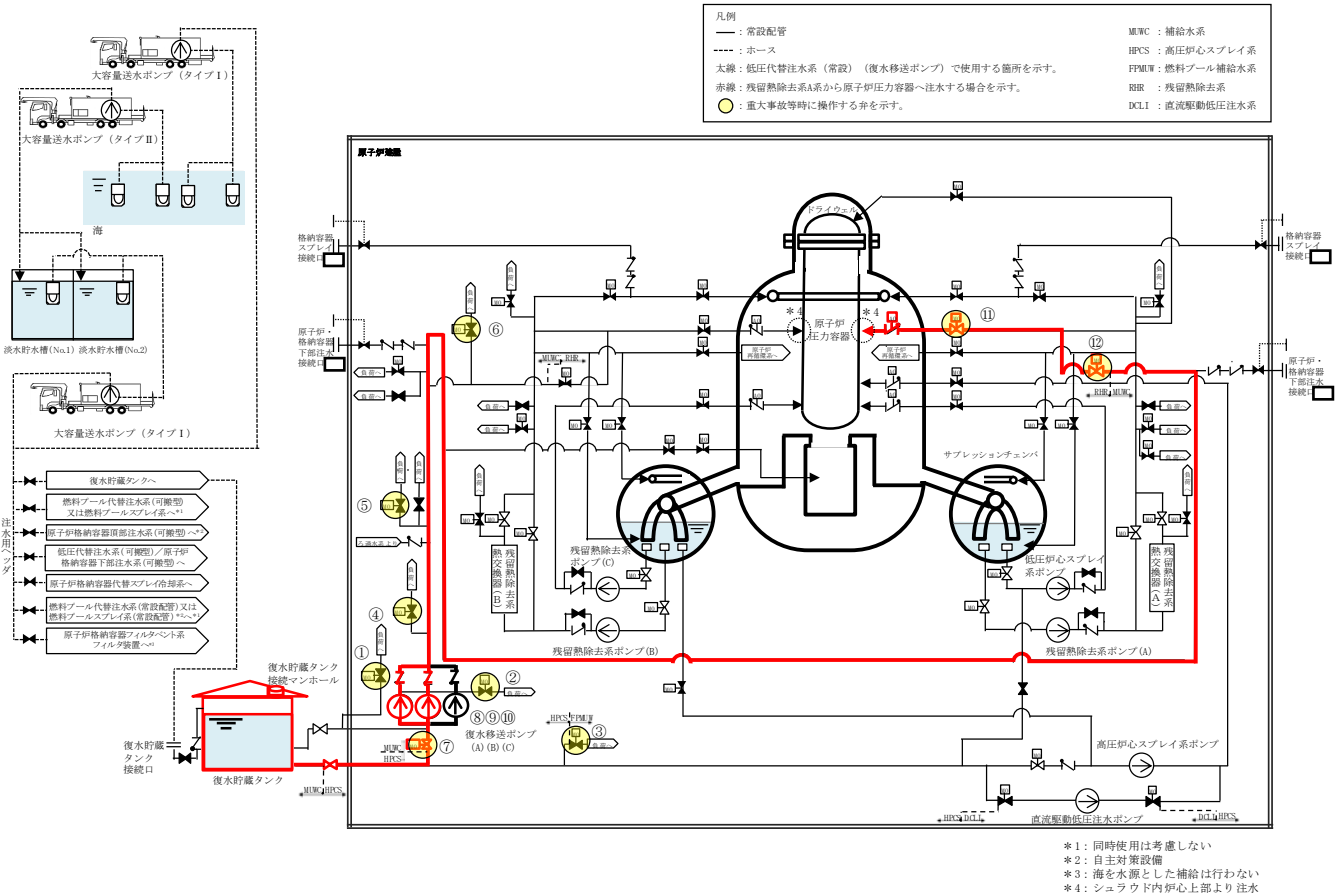


図 47-4-1 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	HPCS 注入隔離弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋	交流電源
②	FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	直流電源
③	直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	直流電源
④	直流駆動低圧注水系流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	直流電源
⑤	直流駆動低圧注水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	直流電源

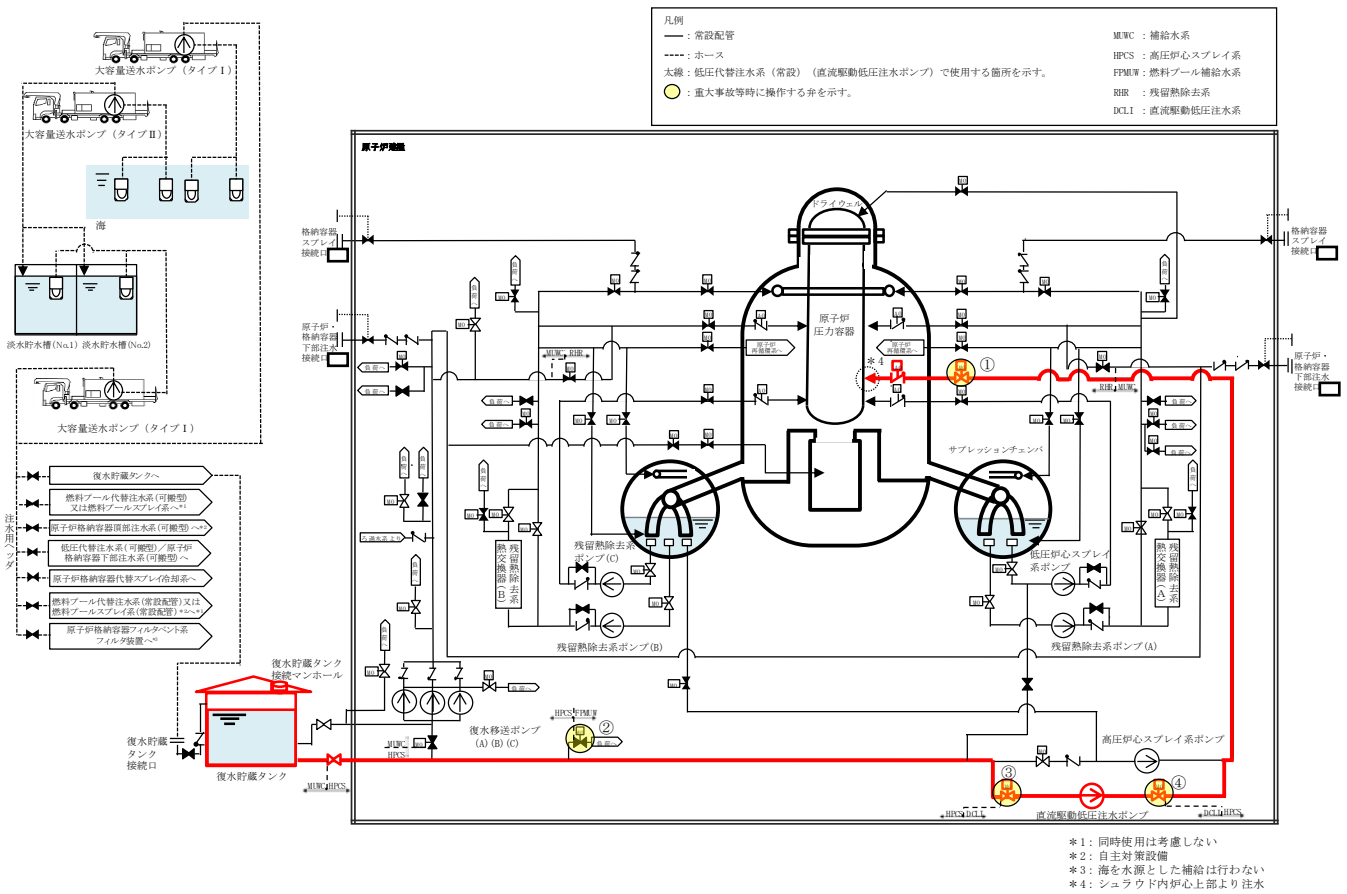
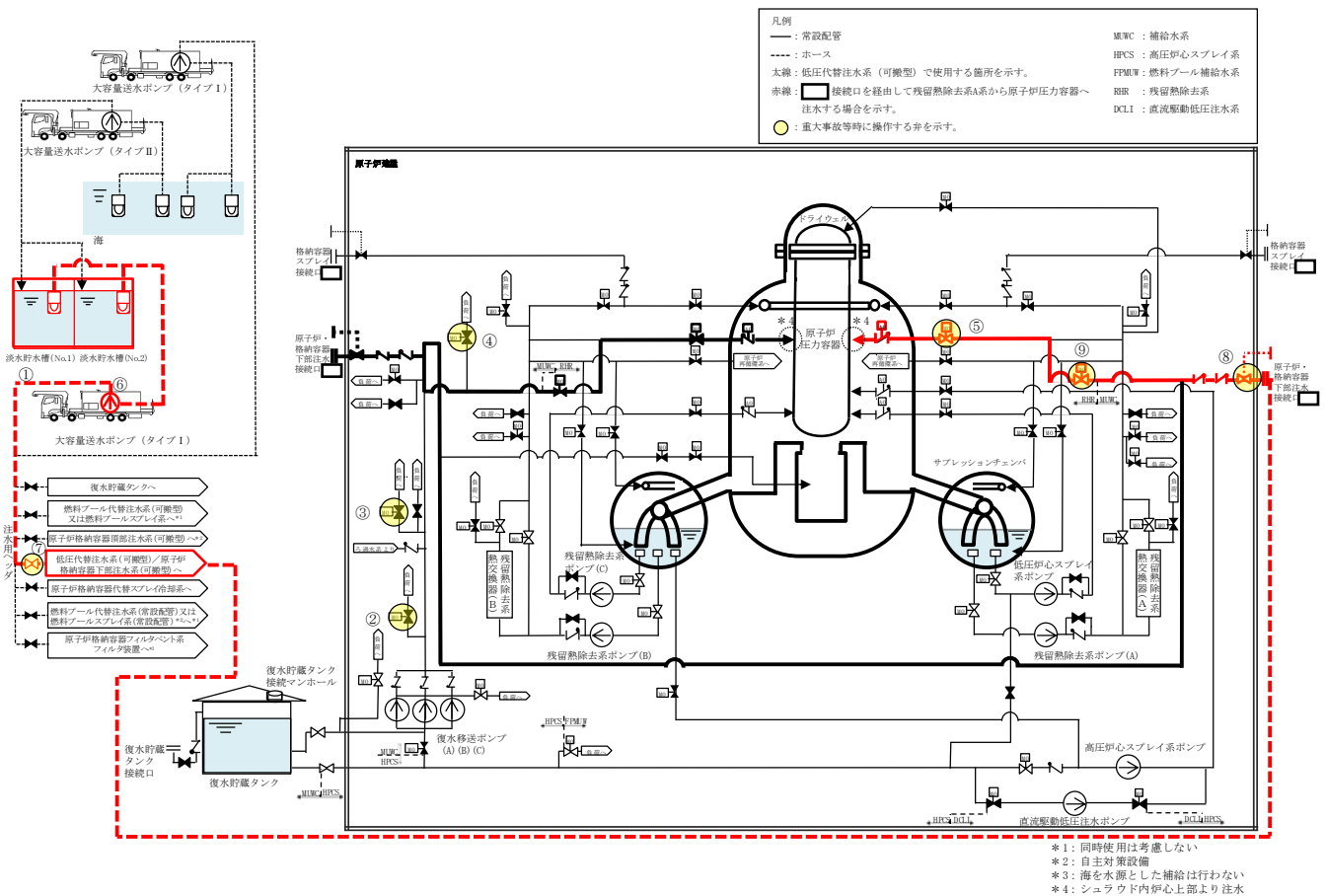


図 47-4-2 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑦	原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
⑧	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑨	RHR ヘッドスプレイライン洗浄 流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR B系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑦	原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
⑧	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑨	RHR B系格納容器冷却ライン洗浄 流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

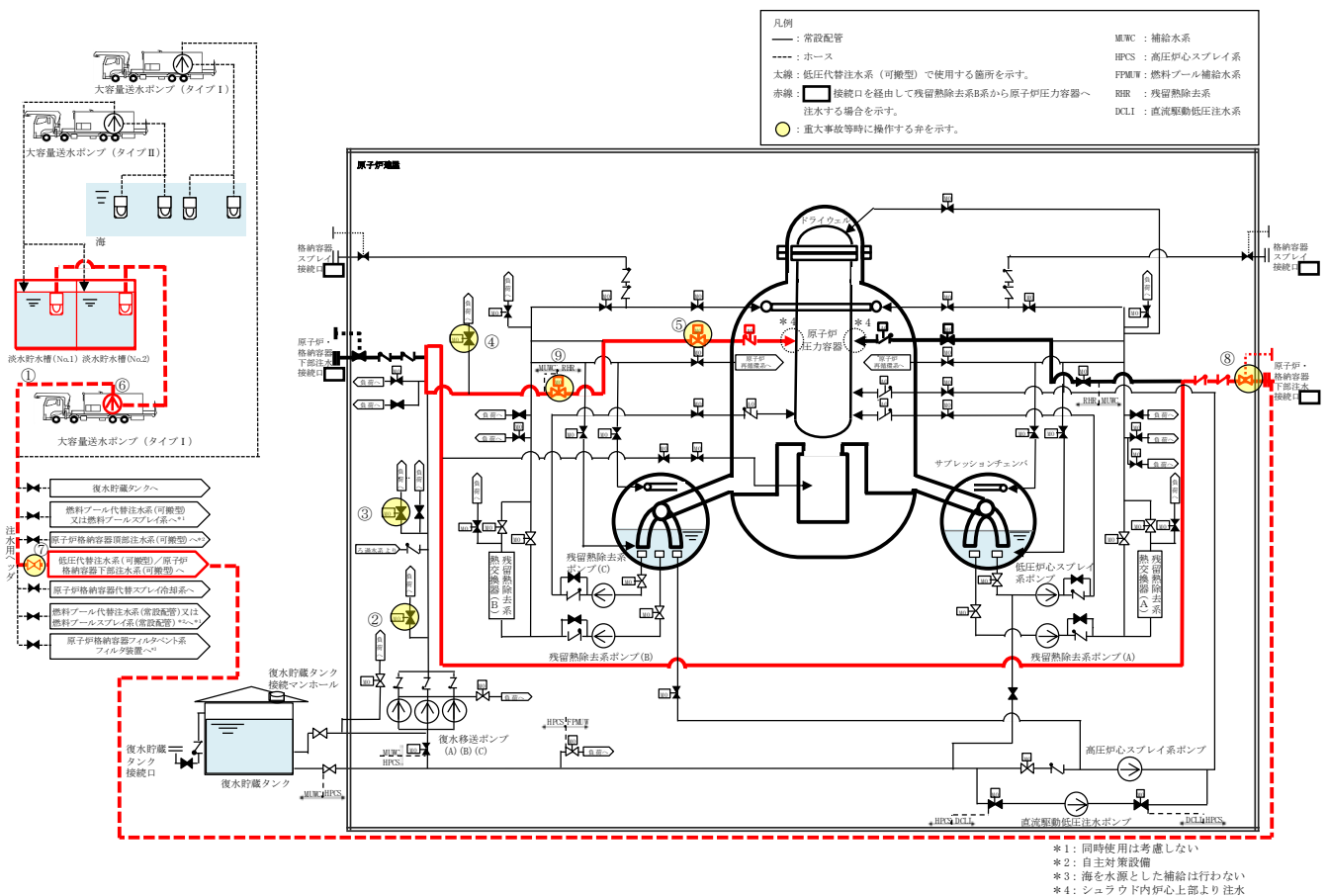
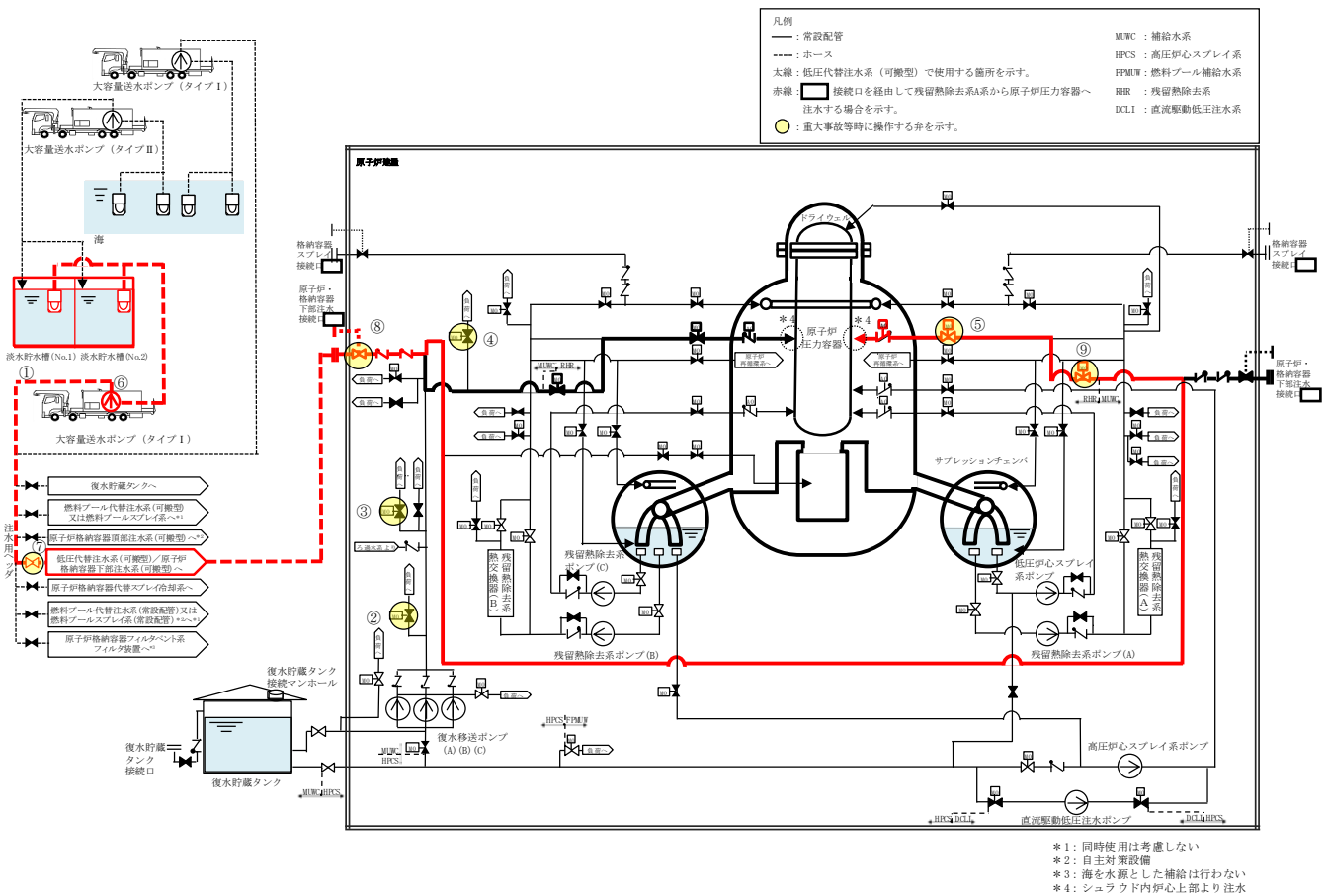


図 47-4-4 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図

(原子炉・格納容器下部注水接続口 □ から残留熱除去系 B 系を経由して原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑦	原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	手動操作	屋外	注水用 ヘッド 付属弁
⑧	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑨	RHR ヘッドスプレイライン洗浄 流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR B系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑦	原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
⑧	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑨	RHR B系格納容器冷却ライン洗浄 流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

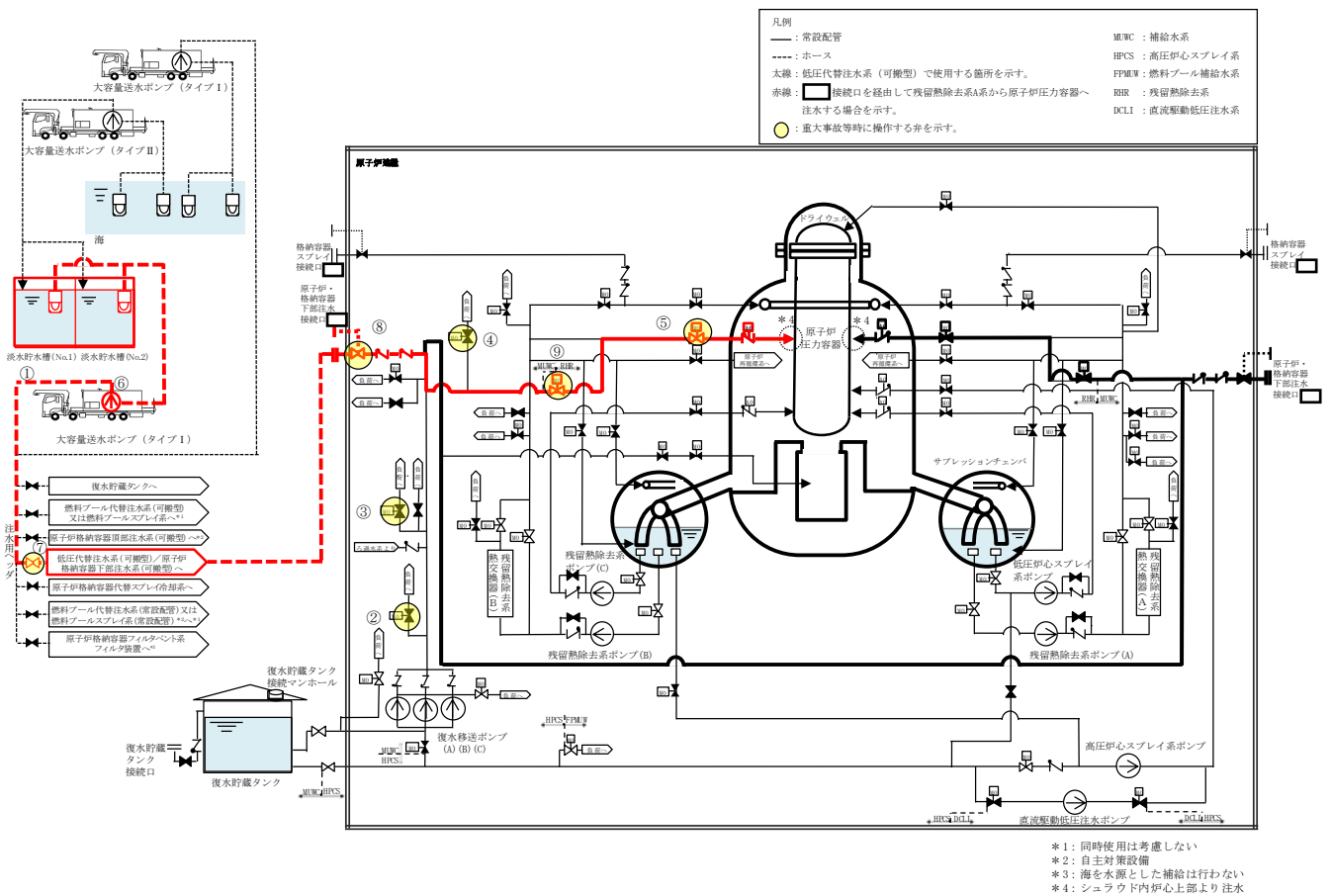


図 47-4-6 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図

(原子炉・格納容器下部注水接続口 □ から残留熱除去系 B 系を経由して原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-5  
試験及び検査

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施枚 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 ( ) 内は適用する設備診断技術
循環水系	主復水器 (B) 第1水室出口弁【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 第2水室出口弁	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 第2水室出口弁【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 第2水室出口弁	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 第2水室出口弁【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 1	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 1【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 1	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 1【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 2	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 2【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 2	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 2【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	循環水系の弁 一式	分解点検	低	26 M~ 65 M	—	定検停止時
	循環水系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	低	78 M	—	定検停止時
	純水補給水系	純水補給水系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)
漏えい試験			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
外観点検			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
外観点検			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
復水補給水系	復水補給水系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
	復水貯蔵タンク	外観点検	高	195 M	—	定検停止時
	復水移送ポンプ (A)	分解点検	A	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 則書による)

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施数 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 ( ) 内は適用する設備診断技術
復水補給水系	復水移送ポンプ (A)	機能・性能試験	A	52 M	燃料プール補給水系設備検査	定検停止時
	復水移送ポンプ (A) 用電動機	分解点検	A	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	復水移送ポンプ (B)	分解点検	高	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
		機能・性能試験	高	52 M	燃料プール補給水系設備検査	定検停止時
	復水移送ポンプ (B) 用電動機	分解点検	A	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	復水移送ポンプ (C)	分解点検	高	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
		機能・性能試験	高	52 M	燃料プール補給水系設備検査	定検停止時
	復水移送ポンプ (C) 用電動機	分解点検	A	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	配管	漏えい試験	高、低	10 C	—	定検停止時
	復水補給水系の弁 一式	分解点検	高	130 M～ 195 M	—	定検停止時
復水補給水系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	高	78 M	—	定検停止時	
水位計測装置 (記録計、発信器) 2台	特性試験	高	13 M	安全保護系保護検出要素性能 (校正) 検査 (そ の他)	定検停止時	
ろ過水系	配管	漏えい試験	高、低	10 C	—	定検停止時
燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	漏えい試験	低	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: 原子炉系)	プラント運転中
		外観点検	低	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: 原子炉系)	プラント運転中
	燃料プール補給水ポンプ	分解点検	低	78 M	—	プラント運転中
		機能・性能試験	低	78 M	燃料プール補給水系設備検査	プラント運転中
	燃料プール補給水ポンプ用電動機	分解点検	低	78 M	—	プラント運転中
	燃料プール補給水系の弁 一式	分解点検	低	130 M	—	プラント運転中
	燃料プール補給水系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	低	130 M	—	
換気空調補機常用冷却水系	換気空調補機常用冷却水系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
	換気空調補機常用冷却水系サージタンク	開放点検	高	130 M	—	定検停止時
	換気空調補機常用冷却水系冷水ポンプ (A)	分解点検	高	39 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	換気空調補機常用冷却水系冷水ポンプ (A) 用電動機	分解点検	高	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)



東北電力株式会社  
女川原子力発電所第2号機  
第11保全サイクル  
定期事業者検査要領書  
(通常時定期点検)

設 備 名 : 燃料設備  
原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 燃料プール補給水系設備検査

要領書番号 : O2-205

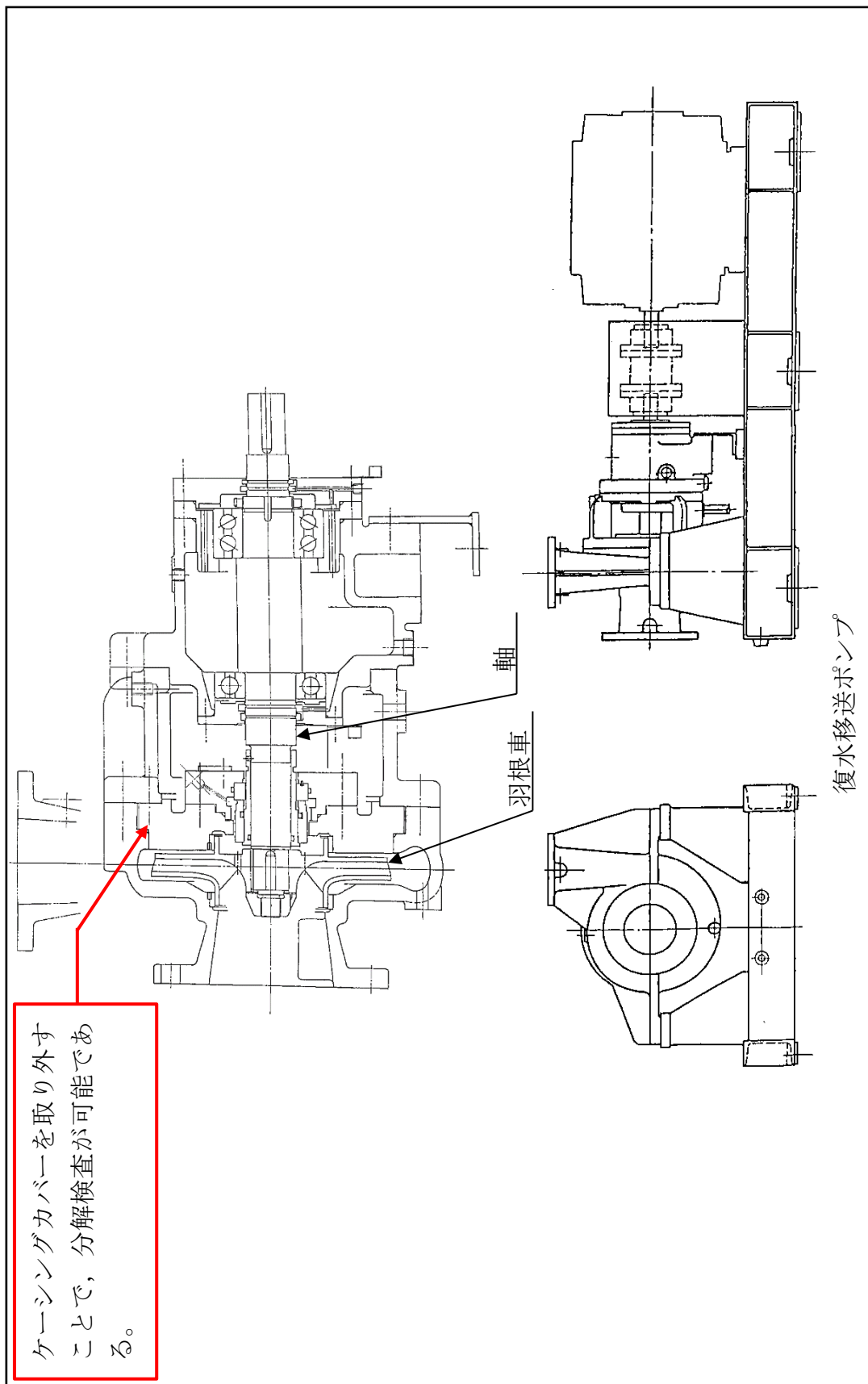


図 47-5-1 構造図 (復水移送ポンプ)

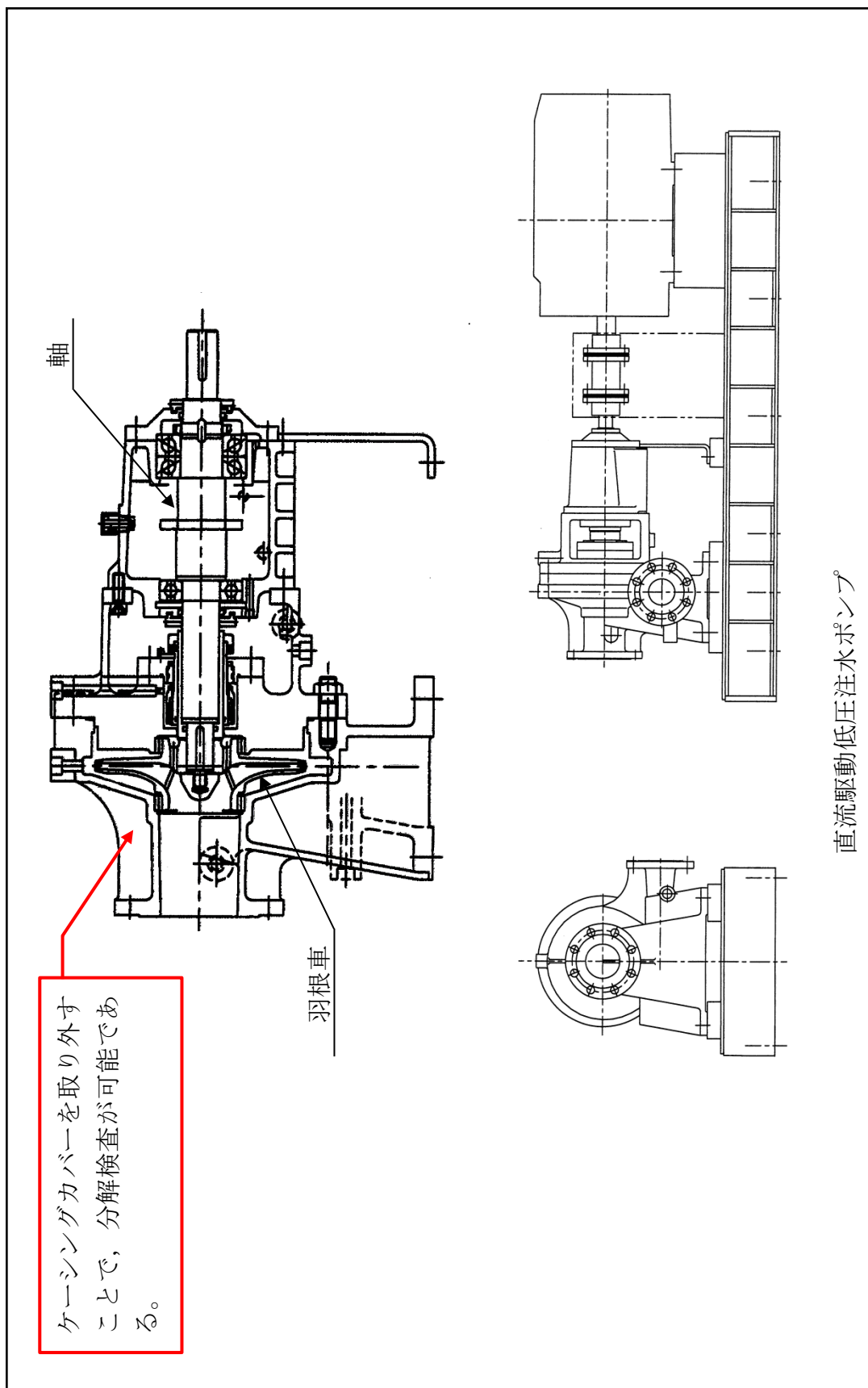
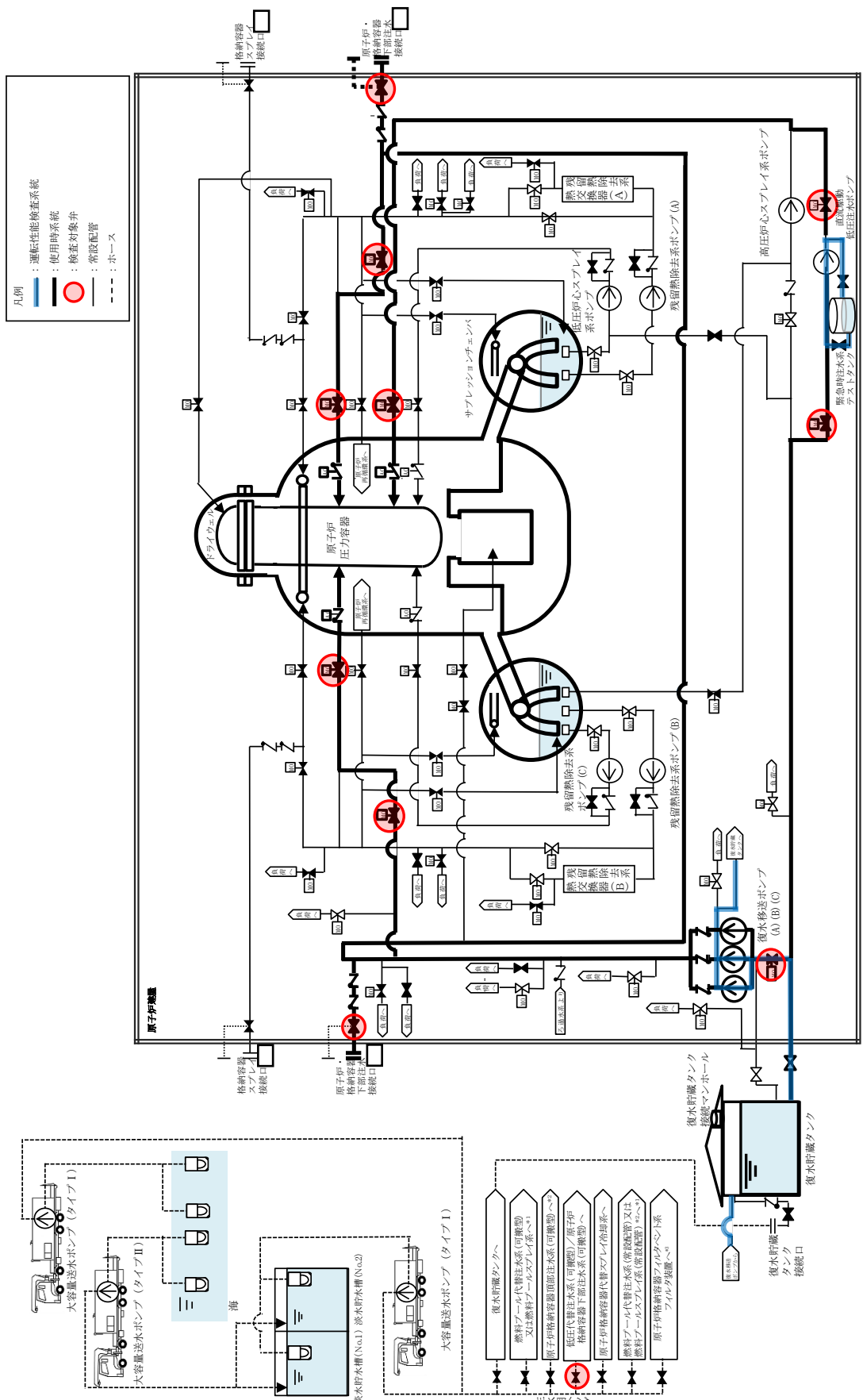


図 47-5-2 構造図 (直流駆動低圧注水ポンプ)



\*1: 同時使用は考慮しない  
 \*2: 自主対策設備  
 \*3: 海水水源とした補給は行わない

図 47-5-3 運転性能検査系統図 (低圧代替注水系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

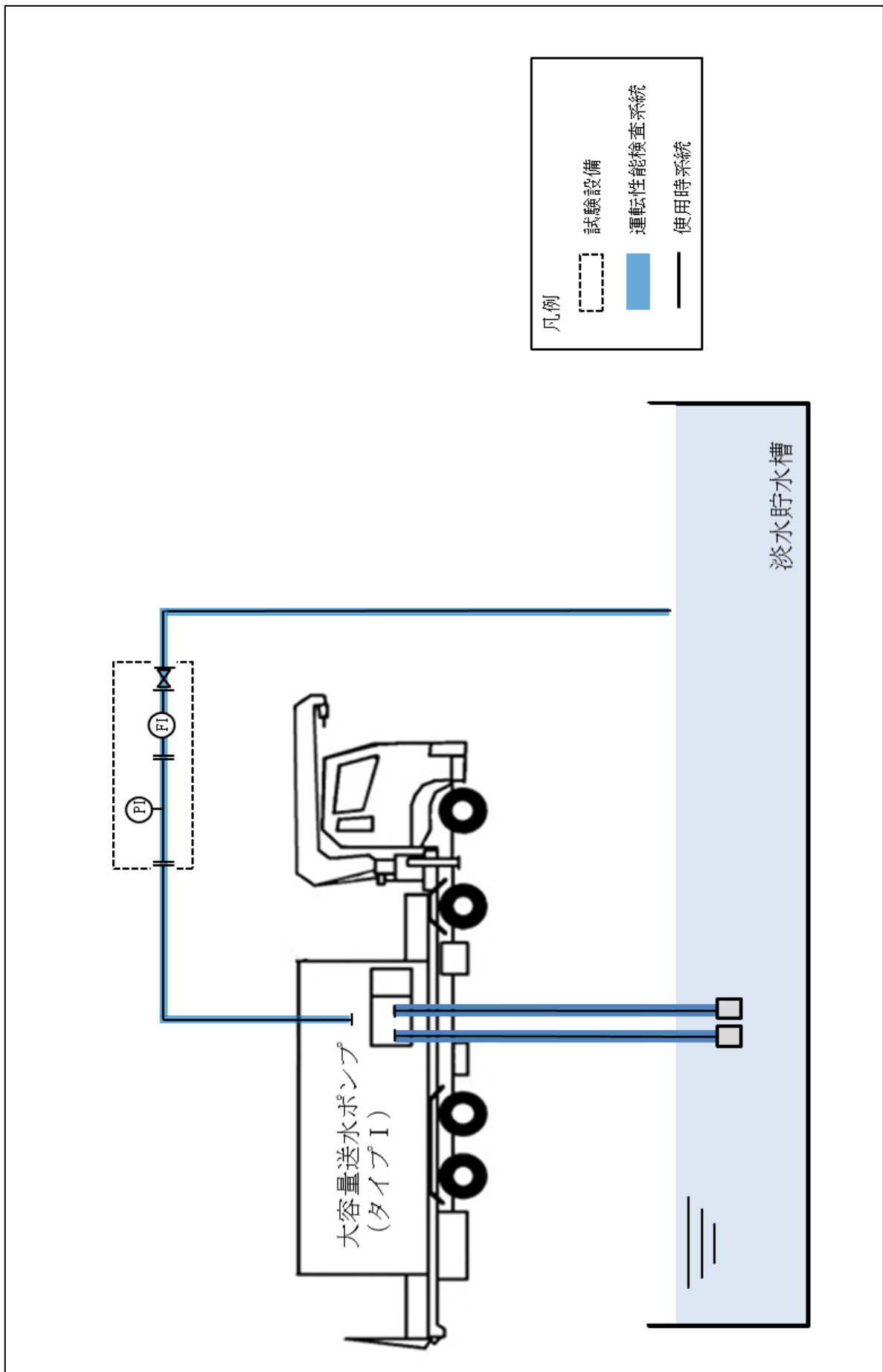


図 47-5-4 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

47-6  
容量設定根拠

名 称		復水移送ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/個	120 以上 (注 1), 72.5 以上 (注 2), 50 以上 (注 3), 35 以上 (注 4), (100 (注 5))
全揚程	m	78.2 以上 (注 1), 91.1 以上 (注 2), 44.2 以上 (注 3), 83.6 以上 (注 4), (85 (注 5))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	<input type="checkbox"/> 以上 (注 1), <input type="checkbox"/> 以上 (注 2), <input type="checkbox"/> 以上 (注 3), <input type="checkbox"/> 以上 (注 4), (45 (注 5))
機器仕様に関する注記		<p>注 1: 低圧代替注水時に, 復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の要求値を示す。</p> <p>注 2: 低圧代替注水時に, 復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の要求値を示す。</p> <p>注 3: 原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時) に, 復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の要求値を示す。</p> <p>注 4: 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の要求値を示す。</p> <p>注 5: 公称値を示す。</p>

#### 【 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) (復水移送ポンプ) 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。また, 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応する設備として設置する。

本系統は, 復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプにより, 補給水系, 高圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 A 系配管を經由して原子炉圧力容器へ注水することで, 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設計とする。

原子炉格納容器下部注水系 (常設) として使用する復水移送ポンプは, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため, 熔融し, 原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために設置する。原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで, 熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し, 熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

本系統は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプにより、補給水系、高圧炉心スプレイ系配管を經由して原子炉格納容器の下部へ注水することで、落下した炉心を冷却できる設計とする。

なお、復水移送ポンプは 3 台設置しており、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）として使用する場合の必要台数は最大で 2 台であり、1 台を予備として確保する。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）として使用する場合の必要台数は 1 台であり、2 台を予備として確保する。

## 1. 容量

1.1 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の容量  $120 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上（注 1） /  $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ （注 5）

炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「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「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において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で  $120\text{m}^3/\text{h}$  以上を注水可能な設計とする。

1.2 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の容量  $72.5 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上（注 2） /  $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ （注 5）

炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として、復水移送ポンプ 2 台運転で  $145\text{m}^3/\text{h}$  以上（復水移送ポンプ 1 台当たり  $72.5\text{m}^3/\text{h}$  以上）を注水可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水時（原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の容量  $50\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上（注 3） /  $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ （注 5）

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で  $50\text{m}^3/\text{h}$  以上を注水可能な設計とする。



1.4 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の容量 35m<sup>3</sup>/h/個以上 (注 4) / 100 m<sup>3</sup>/h/個 (注 5)

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている熔融炉心の冷却時の注水流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で 35m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

## 2. 揚程

2.1 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉压力容器へ 120m<sup>3</sup>/h 注水する場合の揚程 78.2m 以上 (注 1) / 85m (注 5)

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉压力容器へ注水する場合の揚程は、原子炉压力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合 計		約	78.2 m

以上より、低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉压力容器へ注水する場合の揚程は、78.2m 以上とする。

図 47-6-1 復水移送ポンプの性能曲線より、復水移送ポンプ 120 m<sup>3</sup>/h/個時の揚程は約 83m であることから、原子炉压力容器への注水が可能である。

2.2 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉压力容器へ 145m<sup>3</sup>/h 注水する場合の揚程 91.1m 以上 (注 2) / 85m (注 5)

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉压力容器へ注水する場合の揚程は、原子炉压力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合 計		約	91.1 m

以上より、低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉压力容器へ注水する場合の揚程は、91.1m 以上とする。

図 47-6-1 復水移送ポンプの性能曲線より、復水移送ポンプ 72.5 m<sup>3</sup>/h/個時の揚程は約 93.4m であることから、原子炉压力容器への注水が可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.3 原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時）に復水移送ポンプ1台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 44.2m 以上（注3） / 85m（注5）

原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時）に復水移送ポンプ1台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程は、原子炉格納容器下部に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計	約	44.2	m

以上より、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時）に復水移送ポンプ1台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程は、44.2m 以上とする。

図 47-6-1 復水移送ポンプの性能曲線より、復水移送ポンプ 50 m<sup>3</sup>/h/個時の揚程は約 95.6m であることから、原子炉格納容器下部への注水が可能である。

2.4 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ1台で熔融炉心を冷却する場合の揚程 83.6m 以上（注4） / 85m（注5）

原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ1台で熔融炉心の冷却時の揚程は、原子炉格納容器下部に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計	約	83.6	m

以上より、原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ1台で熔融炉心を冷却する場合の揚程は、83.6m 以上とする。

図 47-6-1 復水移送ポンプの性能曲線より、復水移送ポンプ 35 m<sup>3</sup>/h/個時の揚程は約 96.3m であることから、原子炉格納容器下部への注水が可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 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 を上回る値として 1.37MPa としており、重大事故等時に 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）として原子炉に注水する場合の圧力 及び原子炉格納容器下部注水系（常設）として原子炉格納容器下部へ注水する 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 復水貯蔵タンクの最高使用温度に合わせて 66℃としており、重大事故等時に 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）として原子炉に注水する場合の温度 及び原子炉格納容器下部注水系（常設）として原子炉格納容器下部へ注水する 場合の温度もこれと同様である。

### 5. 原動機出力

5.1 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ 120m<sup>3</sup>/h 注水す る場合の必要軸動力 kW 以上（注 1） / 45kW（注 5）

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の必 要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (120/3,600) \times 83\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

$\rho$  : 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) = 120

H : 揚程 (m) = 83 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約  (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

(引用文献：日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

以上より、低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水す る場合の必要な原動機出力は、kW 以上であり、設計基準対象施設として使用 する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

5.2 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ 145m<sup>3</sup>/h 注水する場合の原動機出力 kW 以上 (注 2) / 45kW (注 5)

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (72.5/3,600) \times 93.4\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

$\rho$  : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/h) = 72.5

H : 揚程 (m) = 93.4 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約  (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

(引用文献: 日本工業規格 JIS B 0131(2002) 「ターボポンプ用語」)

以上より, 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の必要な原動機出力は, kW 以上であり, 設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

5.3 原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時) に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の原動機出力 kW 以上 (注 3) / 45 kW (注 5)

原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時) に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (50/3,600) \times 95.6\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

$\rho$  : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/h) = 50

H : 揚程 (m) = 95.6 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約  (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

(引用文献: 日本工業規格 JIS B 0131(2002) 「ターボポンプ用語」)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以上より、原子炉格納容器下部注水時（原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合に必要な原動機出力は、kW 以上であり、設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

5.4 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の原動機出力 kW 以上（注 4） / 45 kW（注 5）

原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心冷却時の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (35/3,600) \times 96.3\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \approx \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

$\rho$  : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/h) = 35

H : 揚程 (m) = 96.3 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約  (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

(引用文献：日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

以上より、原子炉格納容器下部注水時（熔融炉心を冷却する場合）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合に必要な原動機出力は、kW 以上であり、設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

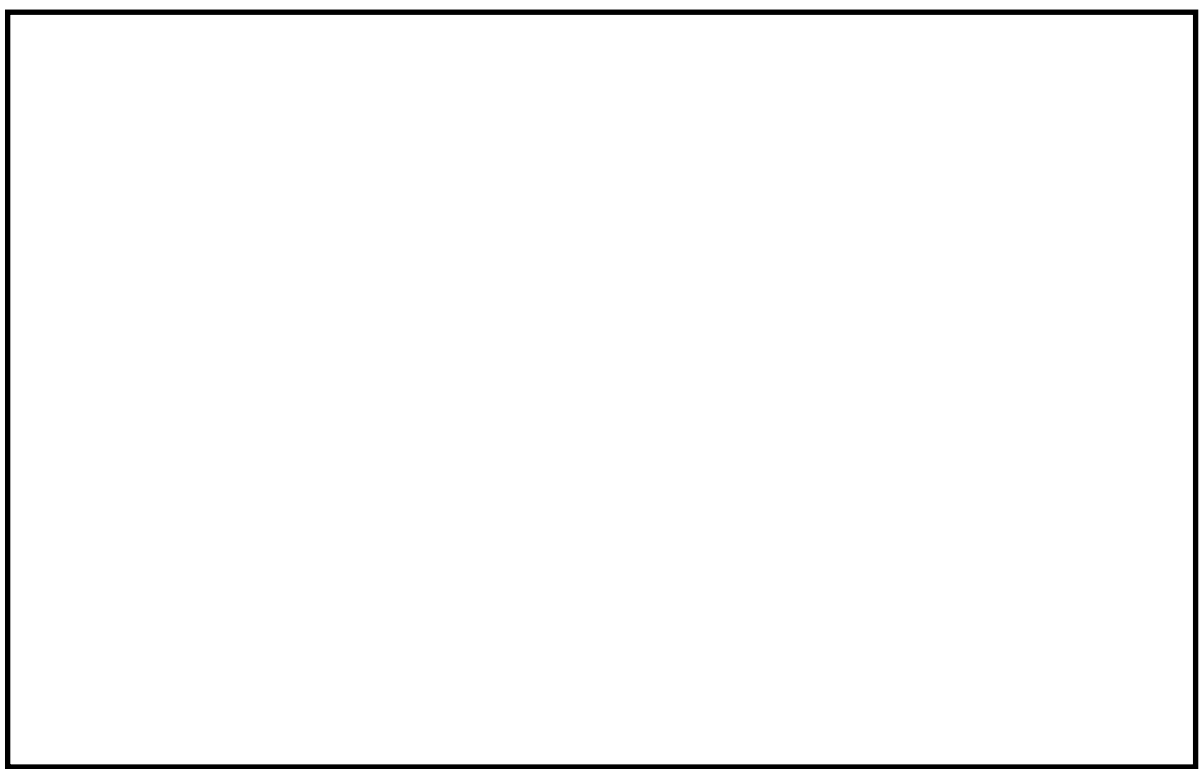


図 47-6-1 復水移送ポンプ性能曲線

表 47-6-1 復水移送ポンプの容量，揚程及びポンプ効率の関係

容量/個	0m <sup>3</sup> /h	35m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h	72.5m <sup>3</sup> /h	120m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h
揚程	96.8m	96.3m	95.6m	93.4m	83.0m	79.8m
ポンプ 効率	[Redacted]					

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		直流駆動低圧注水ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/個	82 (注 1), (82 (注 2))
全揚程	m	71.7 (注 1), (75 (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/個	<input type="text"/> (注 1), (37 (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 】

直流駆動低圧注水ポンプは、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）（直流駆動低圧注水ポンプ）に使用する直流駆動低圧注水ポンプは、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。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応する設備として設置する。

本系統は、復水貯蔵タンクを水源とした直流駆動低圧注水ポンプにより、補給水系及び高圧炉心スプレイ系配管を經由して、原子炉圧力容器に注水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設計とする。

#### 1. 容量

直流駆動低圧注水ポンプの容量は、炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループのうち「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗」に係る有効性評価において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 82m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

#### 2. 揚程

直流駆動低圧注水ポンプの揚程は、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、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="text"/>	m
合 計	約	71.7	m

以上より、直流駆動低圧注水ポンプで原子炉圧力容器へ注水する場合の揚程は、71.7m 以上とする。

上記を踏まえ、直流駆動低圧注水ポンプの全揚程は 75m とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 最高使用圧力

#### 3.1 ポンプ吸込側

直流駆動低圧注水ポンプ吸込側配管の最高使用圧力は、接続する高圧炉心スプレィ系ポンプ吸込側配管の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

#### 3.2 ポンプ吐出側

直流駆動低圧注水ポンプ吐出側配管の最高使用圧力は、補給水系の封水圧力がかかることを考慮して、補給水系の最高使用圧力に合せ1.37MPaとする。

### 4. 最高使用温度 66℃

直流駆動低圧注水ポンプの最高使用温度は、水源の復水貯蔵タンクの最高使用温度に合わせて 66℃とする。

### 5. 原動機出力

直流駆動低圧注水ポンプの必要軸動力は、流量 82m<sup>3</sup>/h 時の軸動力を基に設定する。

直流駆動低圧注水ポンプの流量が 82m<sup>3</sup>/h、揚程が 75m の時の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (82/3,600) \times 75\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

$\rho$  : 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) = 82

H : 揚程 (m) = 75 (図 47-6-2 参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約  (図 47-6-2 参照)

(引用文献：日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

以上より、必要軸動力は kW 以上であることから、原動機出力は必要軸動力を上回る 37kW/個とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



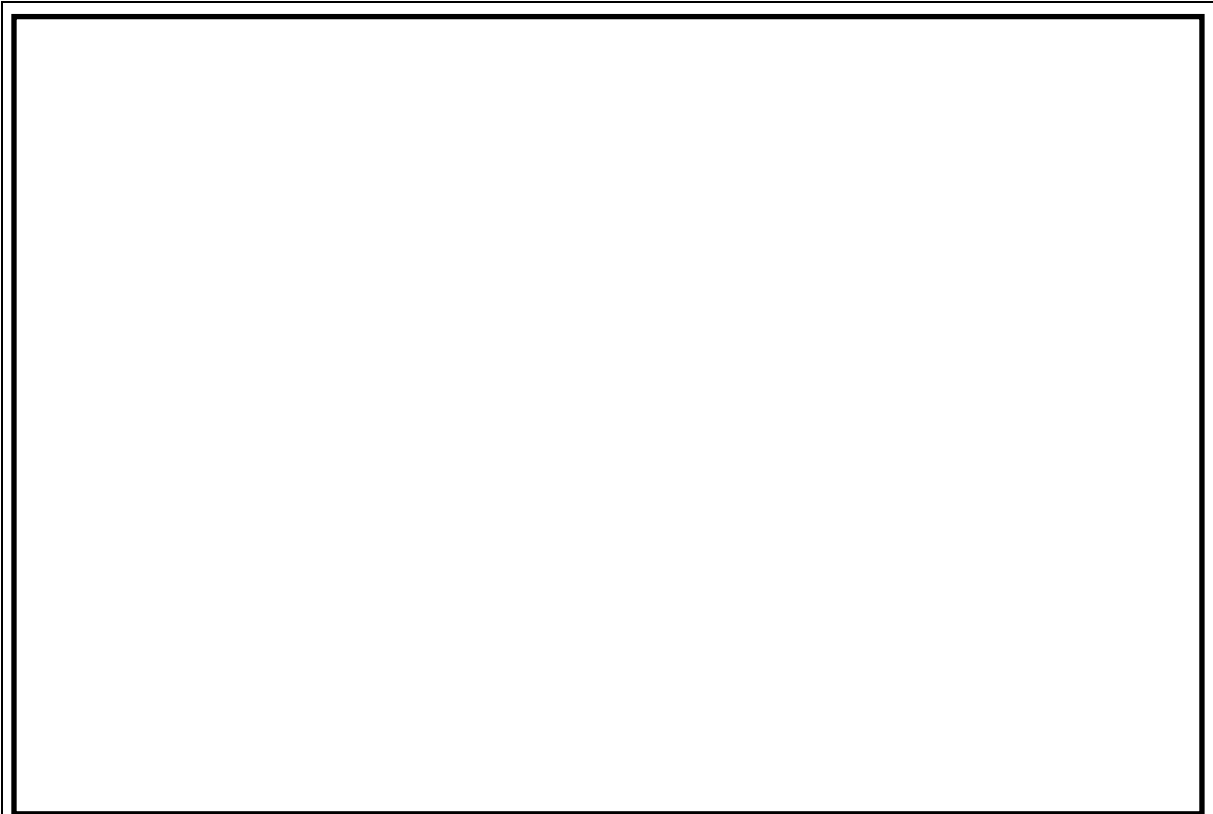


図 47-6-2 直流駆動低圧注水ポンプの性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m <sup>3</sup> /h/個	1,200 (注 1), 1,440 (注 2)
揚程	m	120.5 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	0.9 (注 3), 1.2 (注 4, 注 5)
最高使用温度	℃	50
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		<p>注 1: 要求値を示す。</p> <p>注 2: 規格値を示す。</p> <p>注 3: 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。</p> <p>注 4: 原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合の値を示す。</p> <p>注 5: 海を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。</p>
<p><b>【 設 定 根 拠 】</b></p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ I) は、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、設計基準事故対処設備が有する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。</p> <p>本システムは、代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)) 又は海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) により、補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉圧力容器に注水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設計とする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。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。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉格納容器内へスプレイ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設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、補給水系配管を経由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、スプレイノズルを経由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本系統は、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、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で 1 台の合計 5 台を確保する。

## 1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ

系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な流量を確保可能な設計とする。

なお，代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には，設置作業の効率化，被ばく低減を図るため，1.1～1.7に示す「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量を1台で確保可能な設計とし，表47-6-2に示すとおり569m<sup>3</sup>/h以上の容量を有する設計とする。これら全ての系統を同時に使用することはないものの，保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し，これらを足し合わせた流量として569m<sup>3</sup>/h以上としている。

さらに，大容量送水ポンプ（タイプI）は，1.8に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量1,200m<sup>3</sup>/h以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ，大容量送水ポンプ（タイプI）の容量は，1台で1,440m<sup>3</sup>/hの容量を有する設計とする。

表47-6-2 代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした場合に必要となる最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	145m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m <sup>3</sup> /h
燃料プールのスプレイ系 （燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型））*	126m <sup>3</sup> /h (114m <sup>3</sup> /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m <sup>3</sup> /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m <sup>3</sup> /h
合計	569m <sup>3</sup> /h

\*：燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系は同時使用しないことから，燃料プールのスプレイ系の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

### 1.1 低圧代替注水系（可搬型）

#### (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち，「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「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において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 120m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 145m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「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「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において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の注水流量 50m<sup>3</sup>/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量として、50m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 35m<sup>3</sup>/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている溶融炉心の冷却時の注水流量として、35m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m<sup>3</sup>/h 以上

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シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

## 1.5 燃料プールスプレイ系

### (1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126m<sup>3</sup>/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7 m<sup>3</sup>/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm (約 45.4m<sup>3</sup>/h) である。さらに、スプレイノズル 1 個当たりの必要流量が 42m<sup>3</sup>/h であり、スプレイノズル 3 個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m<sup>3</sup>/h が必要であることから、126m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

## 1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

### (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m<sup>3</sup>/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

## 1.7 復水貯蔵タンクへの補給

### (1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m<sup>3</sup>/h 以上を補給可能な設計とする。

## 1.8 原子炉補機代替冷却水系

### (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の流量 1,200 m<sup>3</sup>/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合の除熱効果が確認されている熱交換量 16.0 MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている熱交換量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量 2.29 MW を除熱可能な容量として 20.0 MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892 m<sup>3</sup>/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m<sup>3</sup>/h を考慮した 1,200m<sup>3</sup>/h 以上を供給可能な設計とする。

## 2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.1.1～2.1.7 及び 2.3.1～2.3.6 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を 1 台で確保する設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.2 に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して 122m とする。

### 2.1 淡水貯水槽を水源として使用する場合

#### 2.1.1 低圧代替注水系（可搬型）

##### (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 時の揚程 60.9m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口  から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>＞

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	60.9	m	

##### (2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 時の揚程 79.8m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口  から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>＞

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	79.8	m	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



### 2.1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

#### (1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 75.6m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口  から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	75.6	m	

### 2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

#### (1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 14.5m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	14.5	m	

#### (2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 54.1m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	54.1	m

2.1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 1.8m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口 [ ] から使用済燃料プールへ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	1.8	m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -3.8m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合計	約	-3.8	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### 2.1.5 燃料プールスプレイ系

#### (1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 37.8m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差，（スプレイノズル必要圧力），静水頭，及びホース等の圧力損失を基に設定する。  
 <原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
合 計		約	37.8 m

### 2.1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

#### (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 17.7m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋内）から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注入先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	17.7 m

### 2.1.7 復水貯蔵タンクへの補給

#### (1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -11.0m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	-11.0 m


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2.2 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合

- (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 94.7m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合<sup>\*1</sup>>


水源と注水先の圧力差	約		(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
静水頭	約		
ホース等の圧力損失	約		
熱交換器ユニット内の圧力損失	約		
合 計	約	94.7 m	


## 2.3 海を水源として使用する場合

### 2.3.1 低圧代替注水系（可搬型）

- (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 時の揚程 100.1m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海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，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
静水頭	約		
ホース等の圧力損失	約		
配管及び弁類の圧力損失	約		
合 計	約	100.1m	

- (2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 時の揚程 120.5m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海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，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	[ ] m
静水頭	約	[ ] m
ホース等の圧力損失	約	[ ] m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ] m
合計	約	120.5 m

### 2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 116.2m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口 [ ] から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	[ ] m
静水頭	約	[ ] m
ホース等の圧力損失	約	[ ] m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ] m
合計	約	116.2 m

### 2.3.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 53.3m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	[ ] m
静水頭	約	[ ] m
ホース等の圧力損失	約	[ ] m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ] m
合計	約	53.3 m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 92.5m 以上  
 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m	
静水頭	約	[ ]	m	
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m	
合計	約	92.5	m	

### 2.3.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 40.2m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口 [ ] から使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m	
静水頭	約	[ ]	m	
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m	
合計	約	40.2	m	

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 34.3m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m	
静水頭	約	[ ]	m	
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
合計	約	34.3	m	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### 2.3.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 77.3m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
合 計		約	77.3 m

### 2.3.6 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 28.5m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水へ復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	28.5 m

\*1：圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価。

\*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、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適切に選定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 47-6-3 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

### 3. 最高使用圧力

- 3.1 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレー系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 0.9MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレー系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、これらシステムの同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、0.9MPa とする。

- 3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



3.3 海を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPa とする。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所の海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃ とする。

5. 原動機出力  kW

大容量送水ポンプ（タイプ I）の原動機出力は、流量 1,440 m<sup>3</sup>/h、揚程 122 m での軸動力を考慮し、 kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 附属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、附属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 附属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要なとなる揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 47-6-3 に示す。

表 47-6-3 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要なとなる揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 47-6-3 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量 [m <sup>3</sup> /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差 ① [m]	水中ポンプの吐出圧力 ② [m]	増圧ポンプへの必要給水圧力 ③ [m]	ホースの圧力損失 ④ [m]	水中ポンプ揚程 (②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	569	11.7				35.4
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

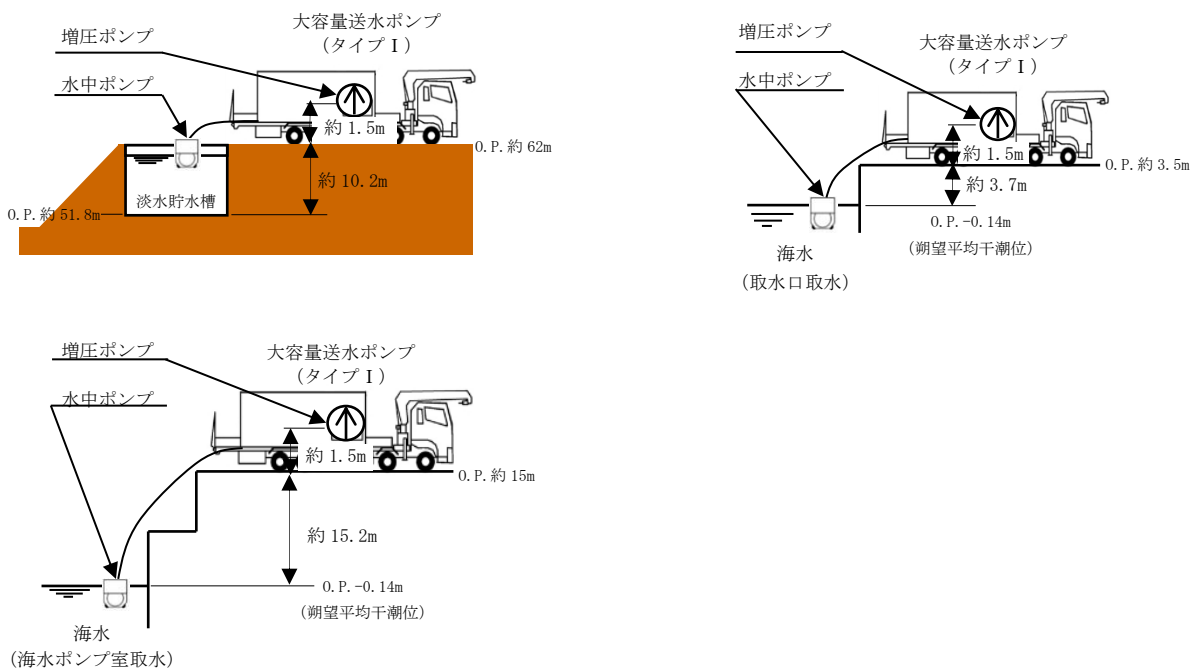


図 47-6-4 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

47-7  
接続図

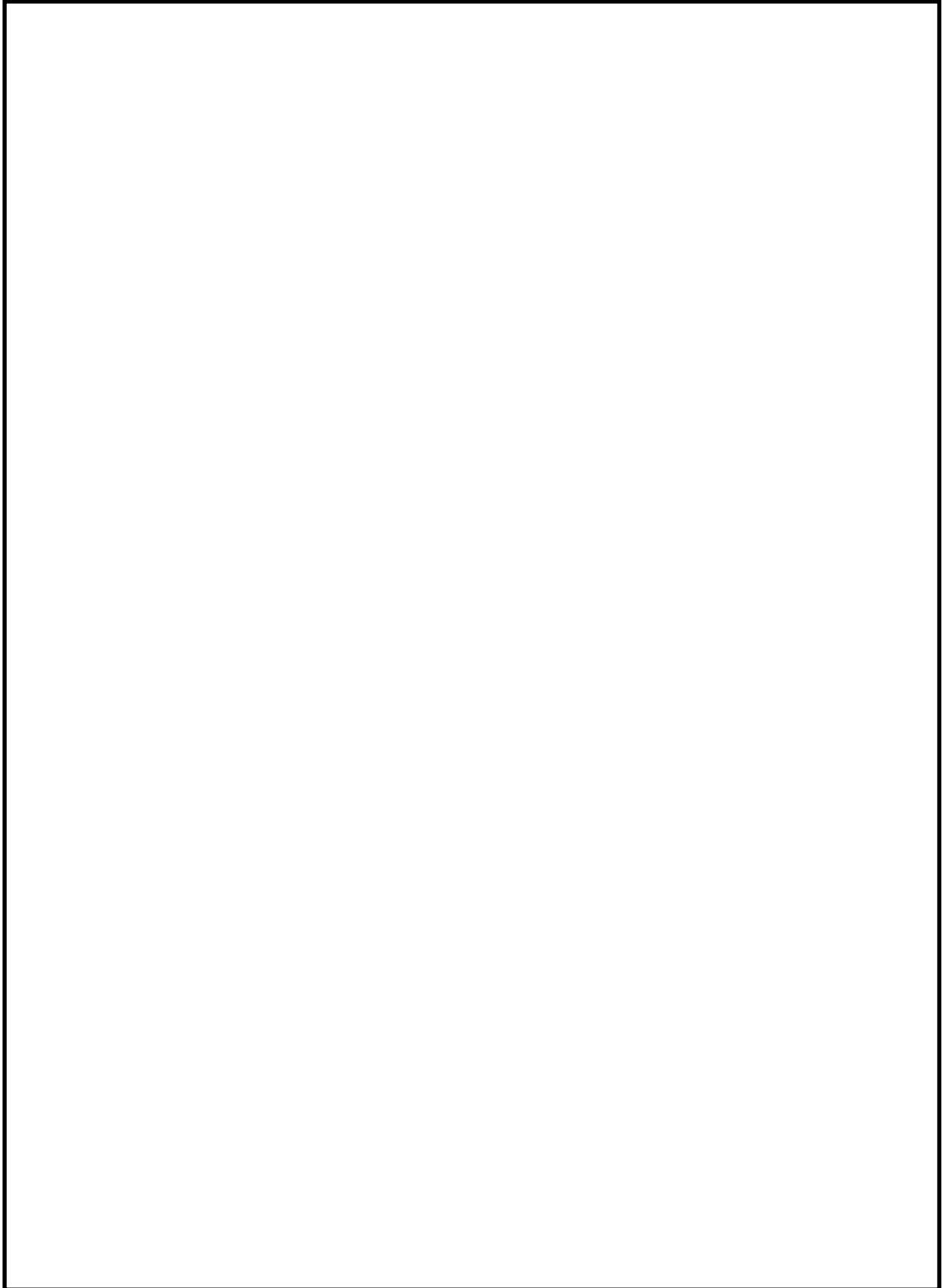


図 47-7-1 接続図

(淡水貯水槽からルート 1 を経由して原子炉・格納容器下部注水接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-7-1

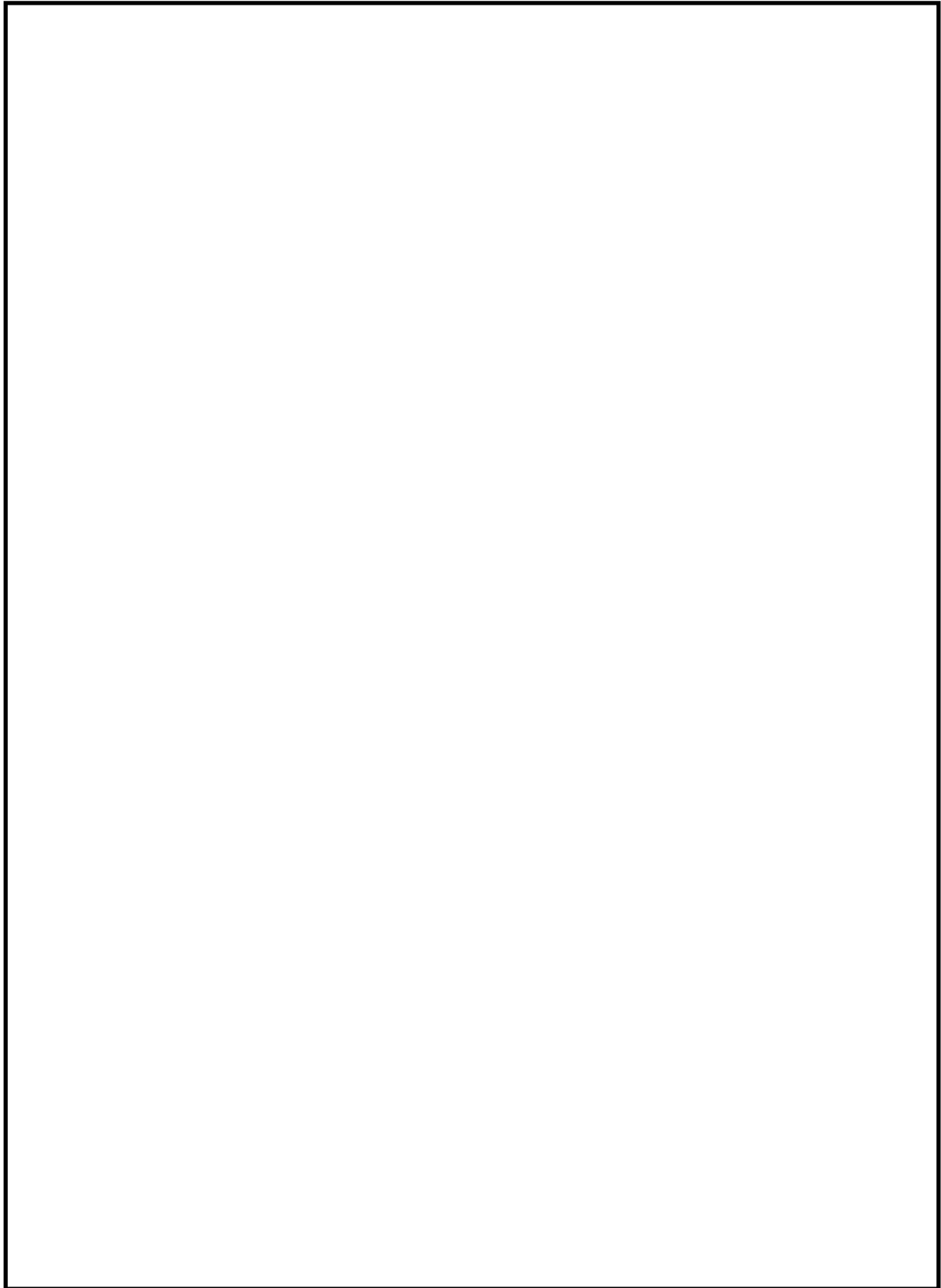


図 47-7-2 接続図

(淡水貯水槽からルート 2 を経由して原子炉・格納容器下部注水接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-7-2

47-8  
保管場所図

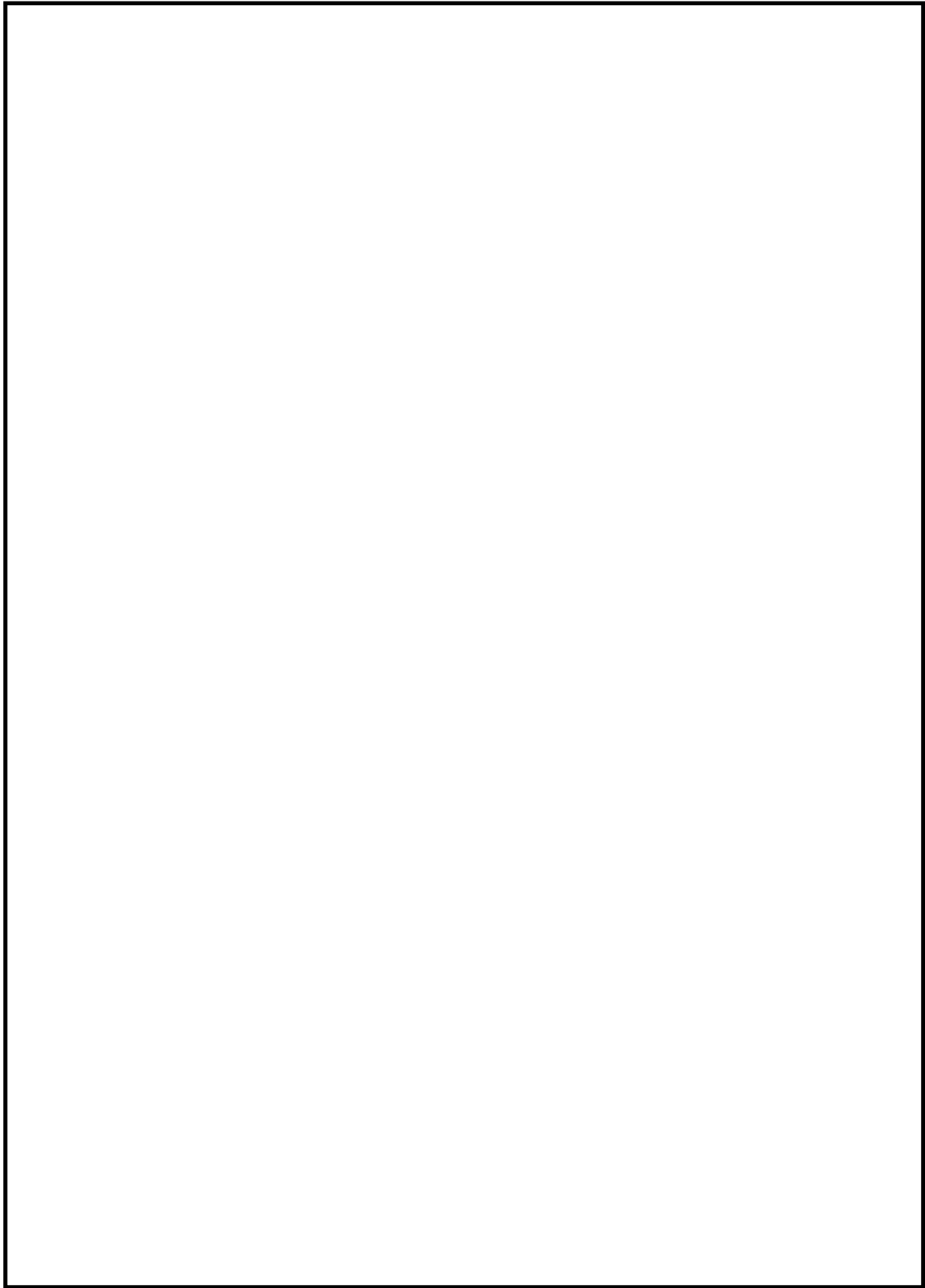


図 47-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

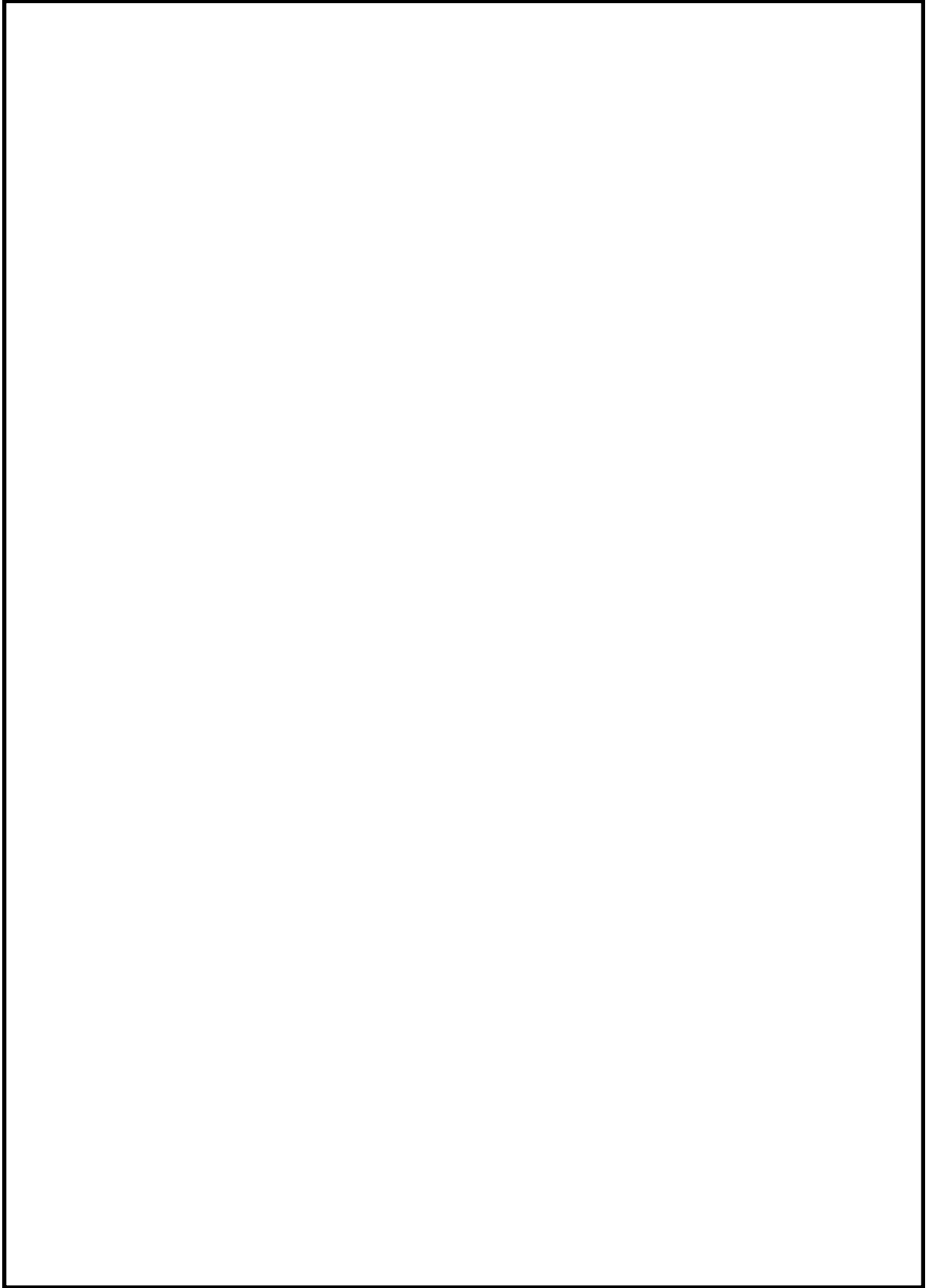


図 47-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



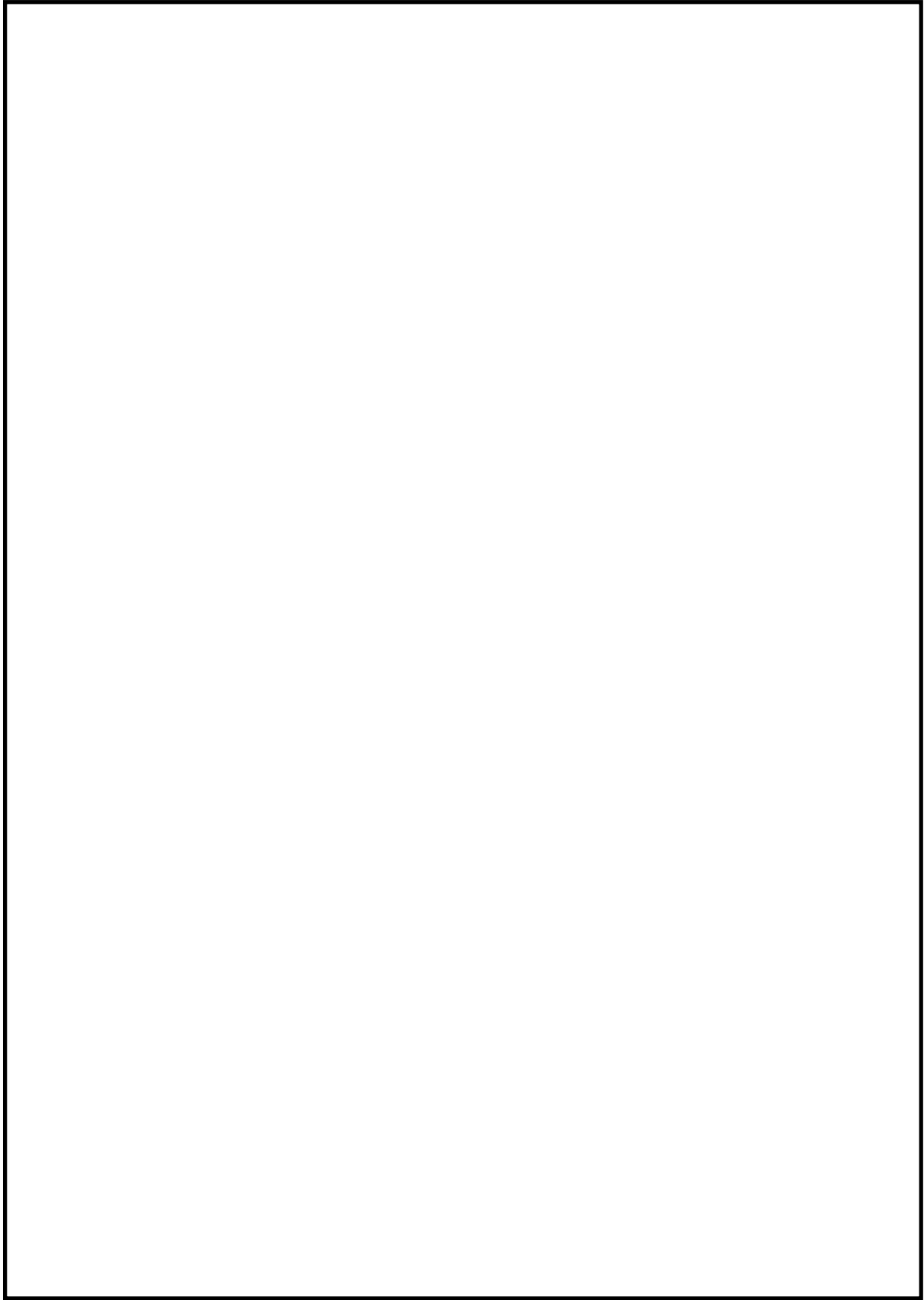
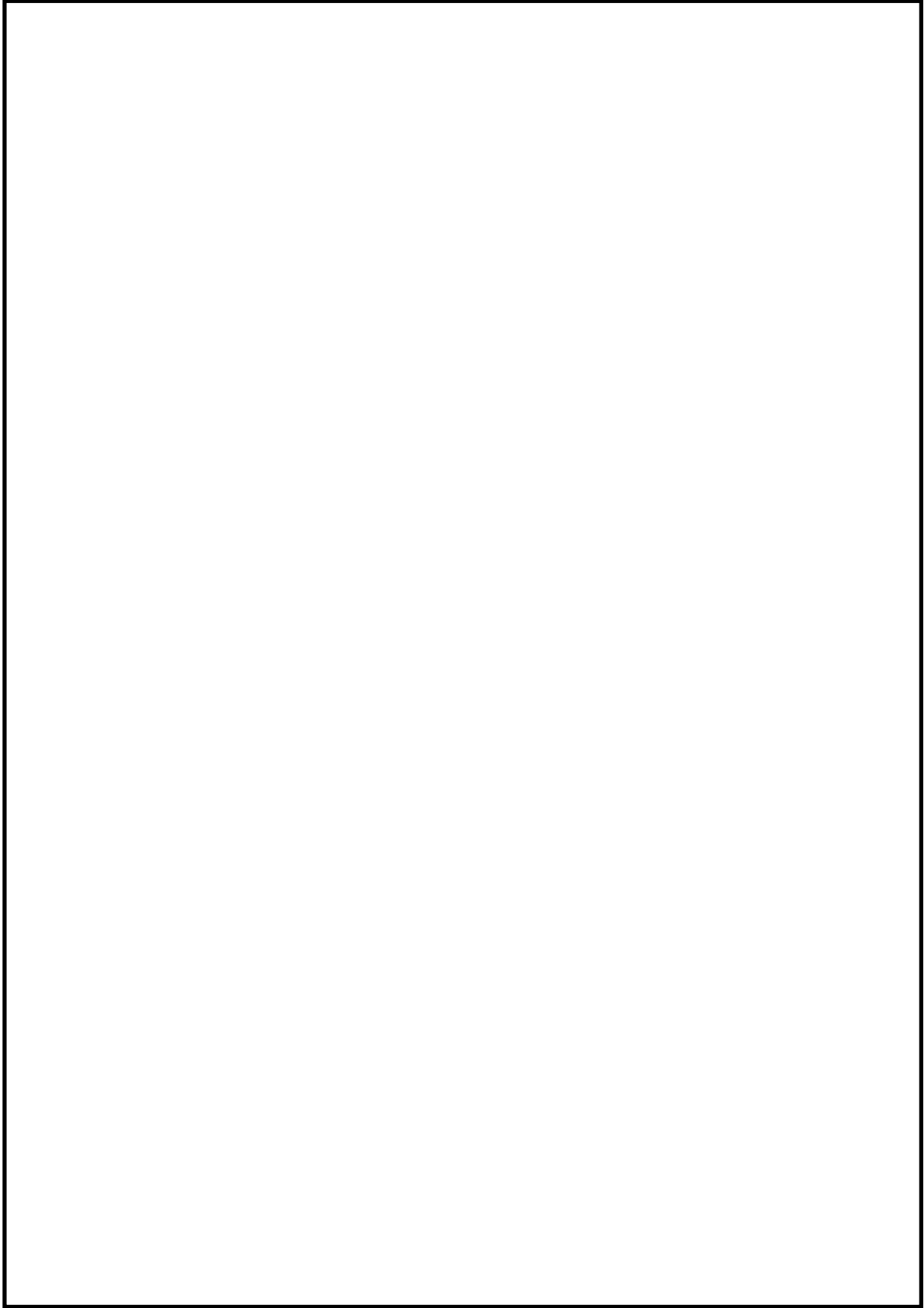


図 47-8-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-9  
アクセスルート図



女川原子力発電所2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（02-NP-0026（改7）」  
（平成30年4月19日提出版）より抜粋

図 47-9-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

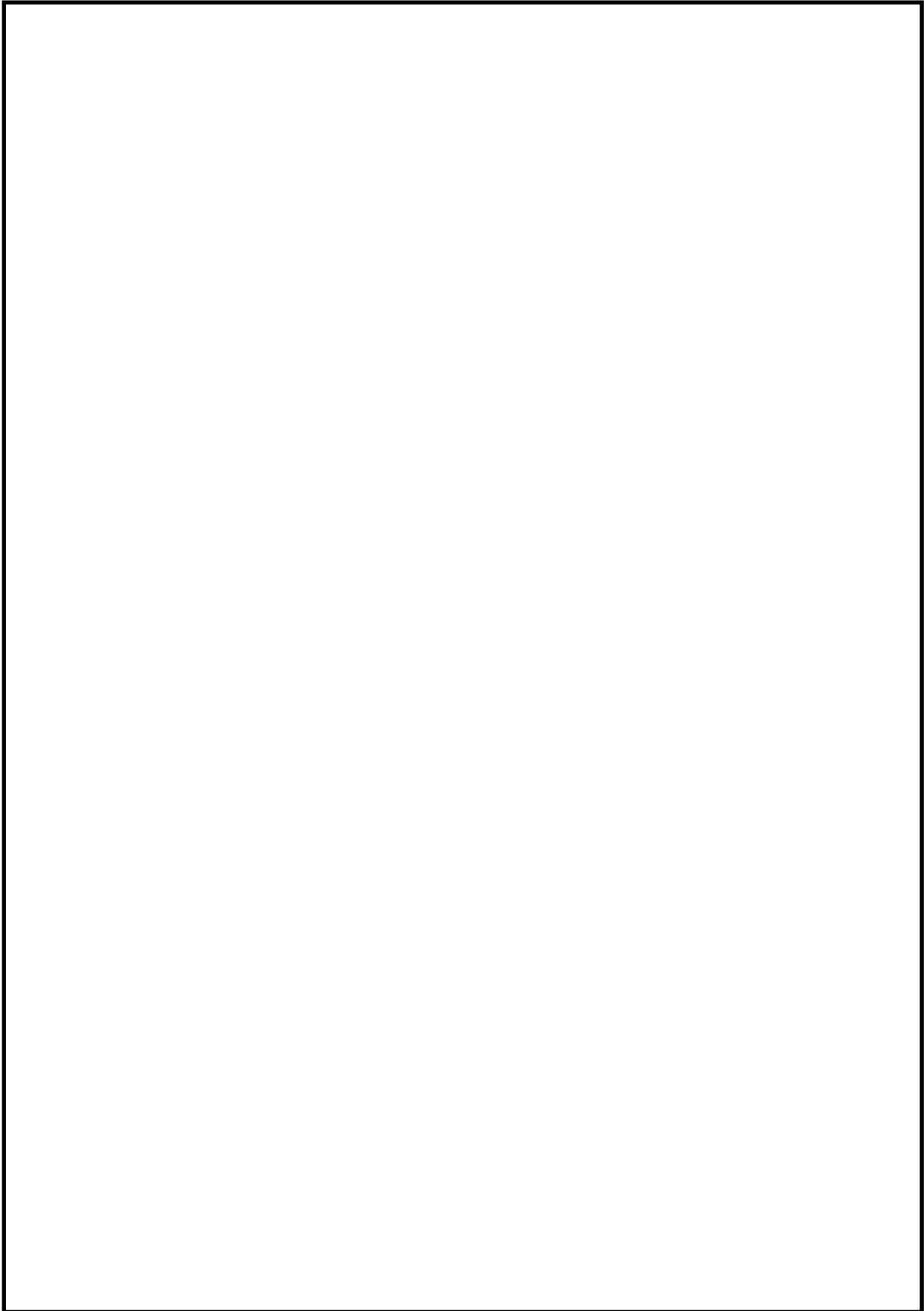


図 47-9-2 地震時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

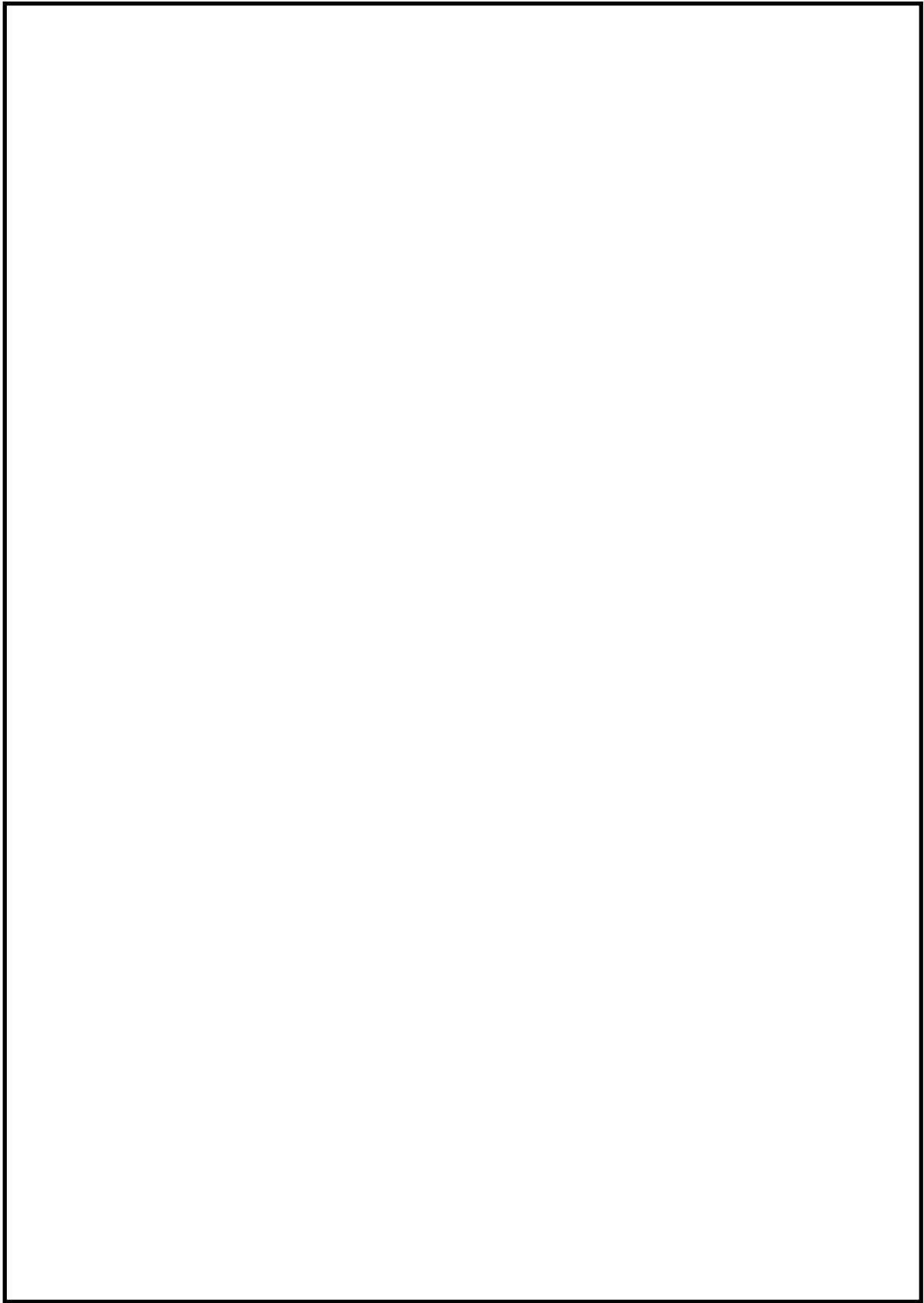


図 47-9-3 津波時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

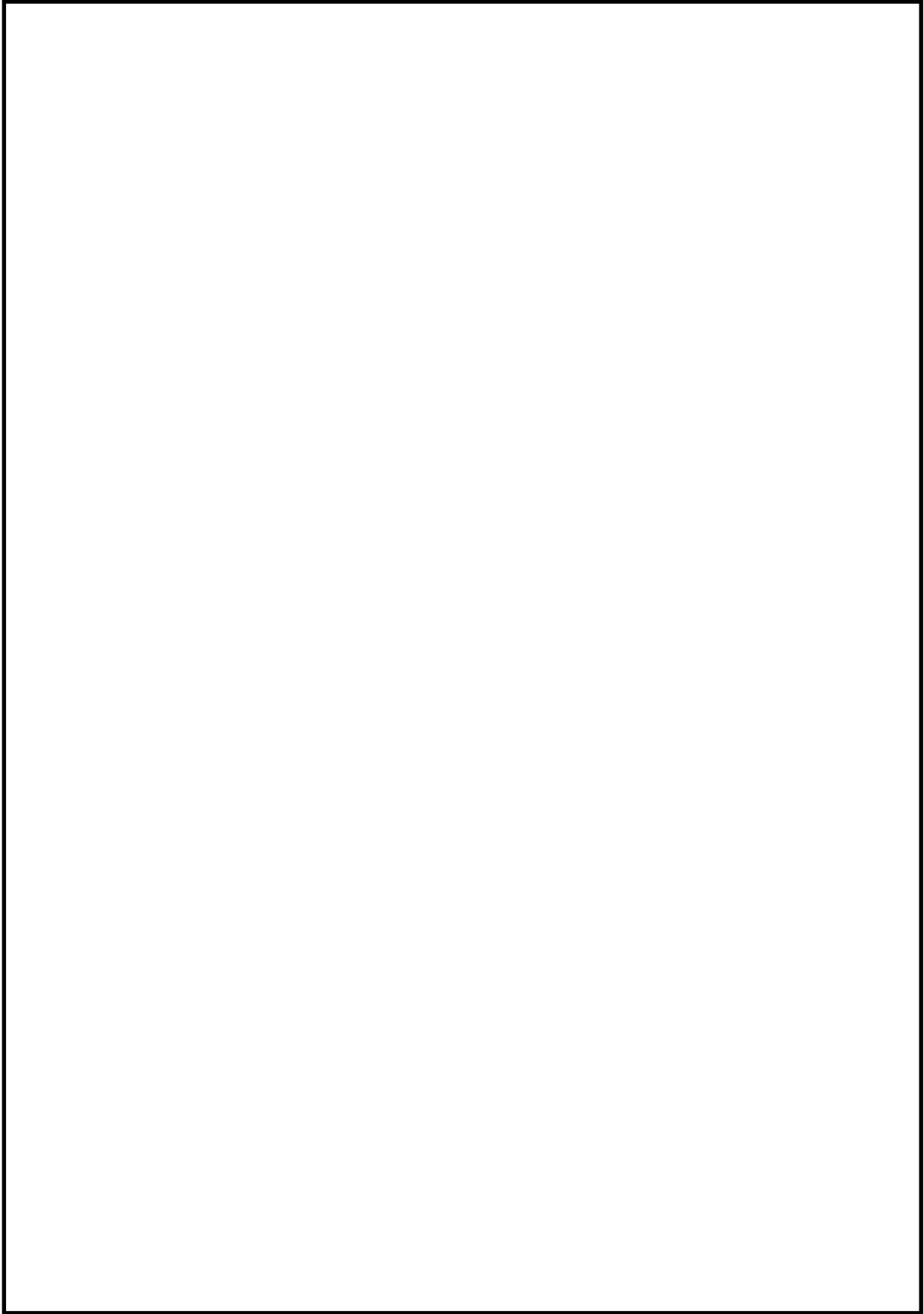


図 47-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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. 復水移送ポンプによる残留熱除去系 B 系を用いた原子炉注水

炉心損傷防止としての流量は確保できないが、残留熱除去系 A 系配管からの注水ができない場合に、発電用原子炉を冷却する手段としては有効であるため、残留熱除去系 B 系を用いた復水移送ポンプでの原子炉圧力容器への注水手段を自主対策設備として整備している。

残留熱除去系 B 系を用いた復水移送ポンプでの原子炉圧力容器への注水手段は、復水貯蔵タンクを水源として、復水移送ポンプにより、高圧炉心スプレイ系、補給水系及び残留熱除去系 B 系の配管を經由して原子炉圧力容器へ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	CRD 復水入口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	MUWC サンプルング取出止め弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	復水移送ポンプ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	うち 2 台 使用
⑨	復水移送ポンプ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑩	復水移送ポンプ (C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑪	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑫	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	



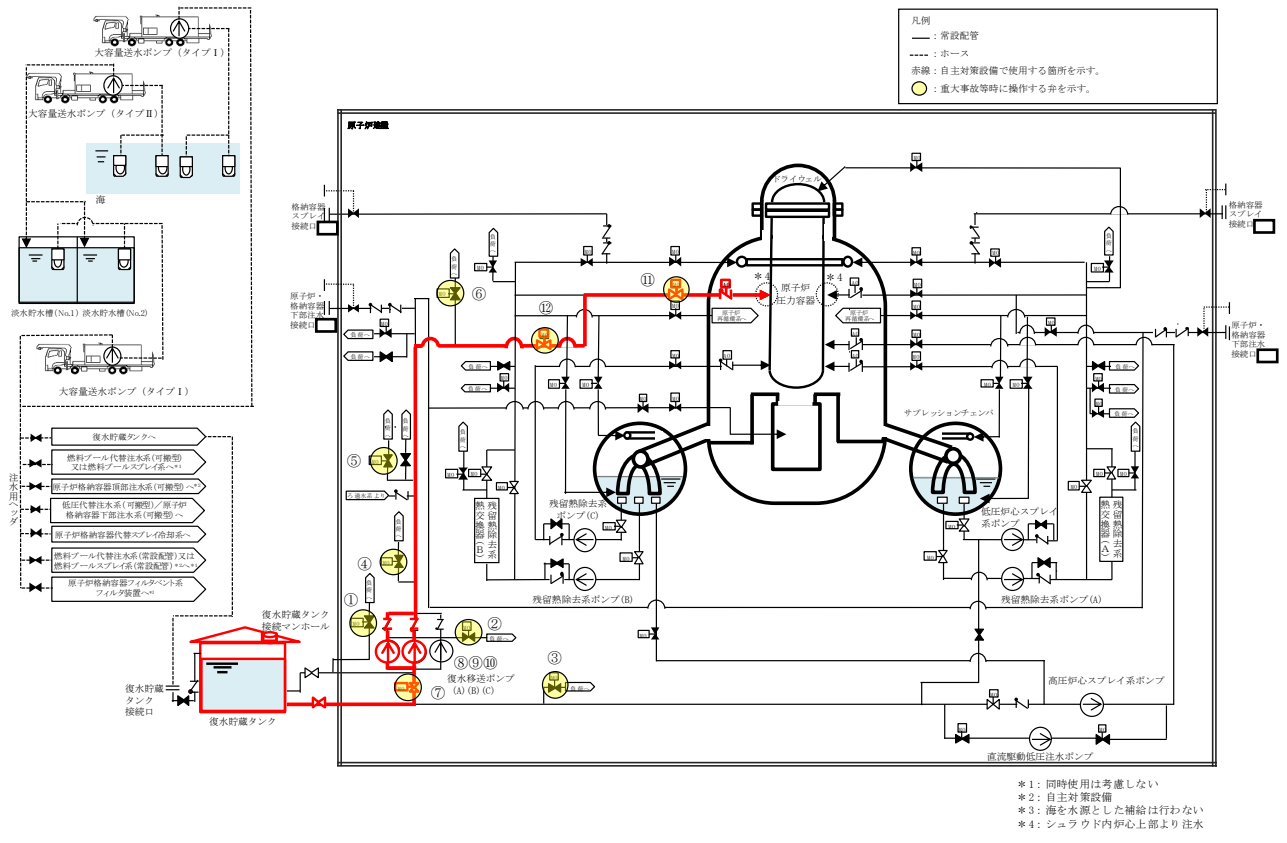


図 47-10-1 復水移送ポンプによる残留熱除去系 B 系を用いた原子炉注水の概要図  
 (残留熱除去系 B 系から原子炉圧力容器への注水)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

## 2. ろ過水ポンプによる原子炉注水

復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、発電用原子炉を冷却する手段としては有効であるため、ろ過水系を用いた原子炉注水手段を自主対策設備として整備している。

ろ過水ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水手段は、ろ過水タンクを水源として、ろ過水ポンプにより、ろ過水系、補給水系及び残留熱除去系の配管を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作 </td <td>中央制御室</td> <td></td>	中央制御室	
④	ろ過水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FW 系連絡第一弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	FW 系連絡第二弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	RHR ヘッドスプレイライン洗 浄流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

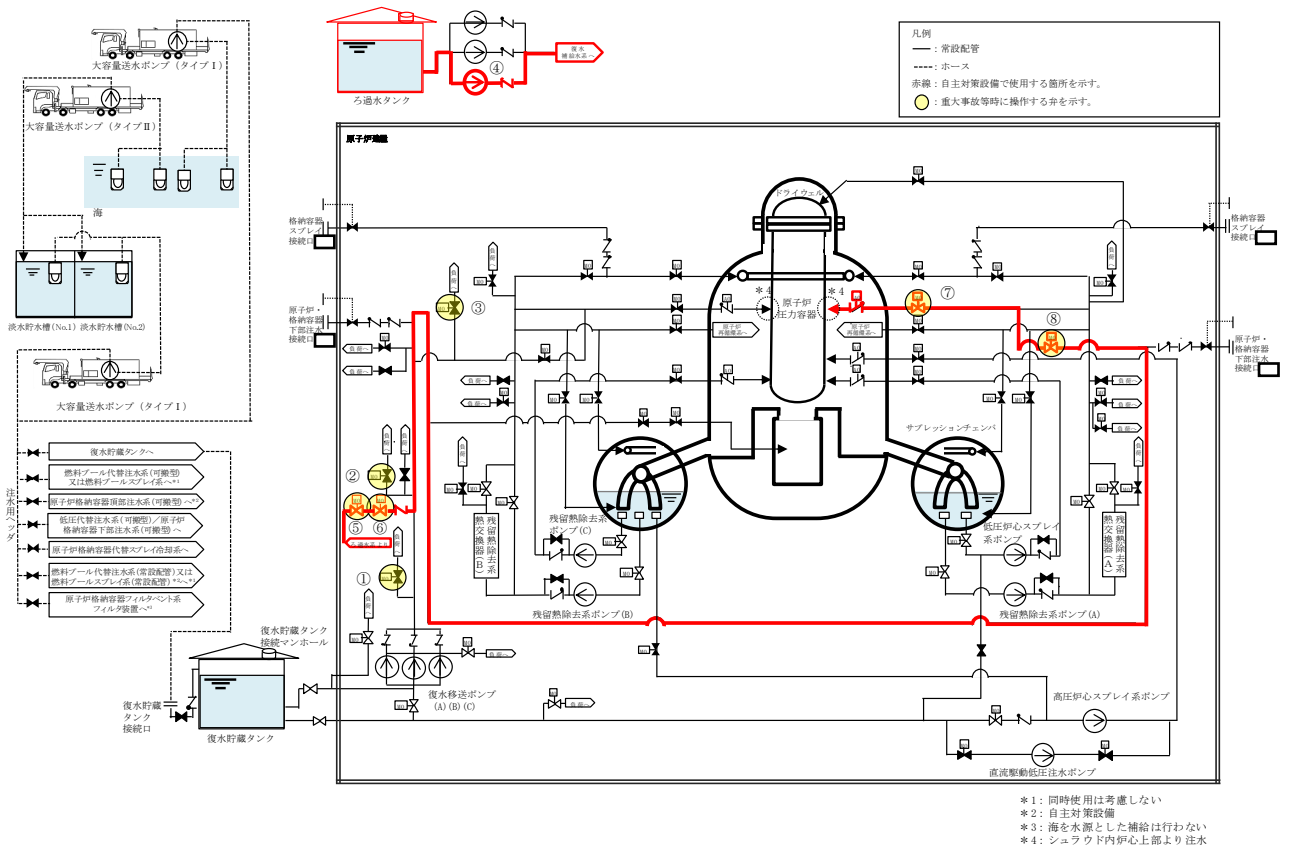


図 47-10-2 ろ過水ポンプによる原子炉注水の概要図 (残留熱除去系 A 系から原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	ろ過水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FW 系連絡第一弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	FW 系連絡第二弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	RHR B 系格納容器冷却ライン 洗浄流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

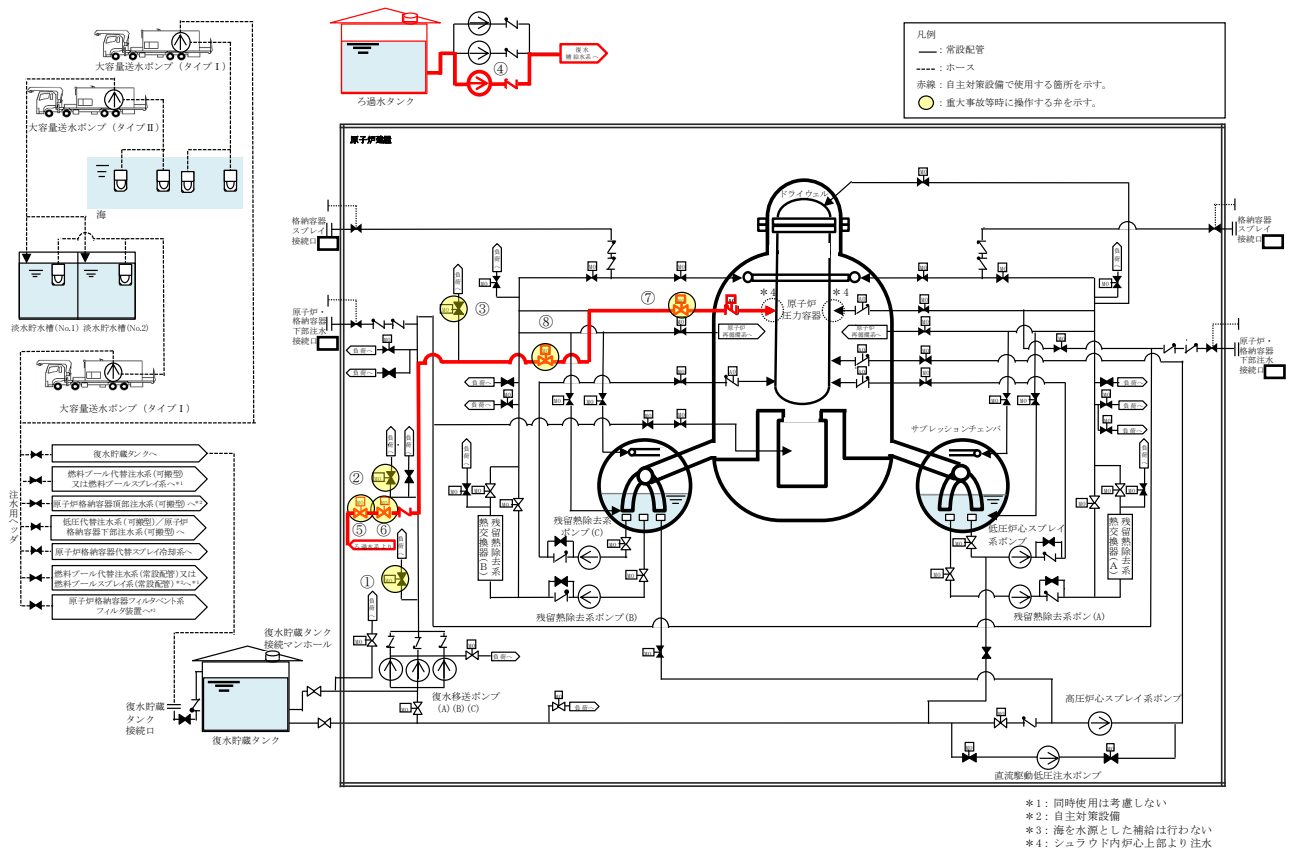


図 47-10-3 ろ過水ポンプによる原子炉注水の概要図  
(残留熱除去系 B 系から原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-11  
注水用ヘッダについて

## 注水用ヘッドについて

### 1. 系統及び注水用ヘッドの概要

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、注水用ヘッドを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系、⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の各系統における注水設備および水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、保守的に同時使用を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は各系統に必要な流量全てを 1 台で確保可能な容量を有する設計とする。（47-6 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に、自主対策設備である「⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）」における注水設備として使用することも考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は重大事故等対処設備としての必要容量に加え、自主対策設備としての必要容量も 1 台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実かつ容易に分岐できるよう、注水用ヘッドは隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図 47-11-1 に示す。

なお、注水用ヘッドは、原子炉建屋外から水を供給する設備として 1 セット 1 台でを使用することから、故障時のバックアップ等を考慮し、合計 3 台を確保し、複数箇所に分散して保管する設計とする。

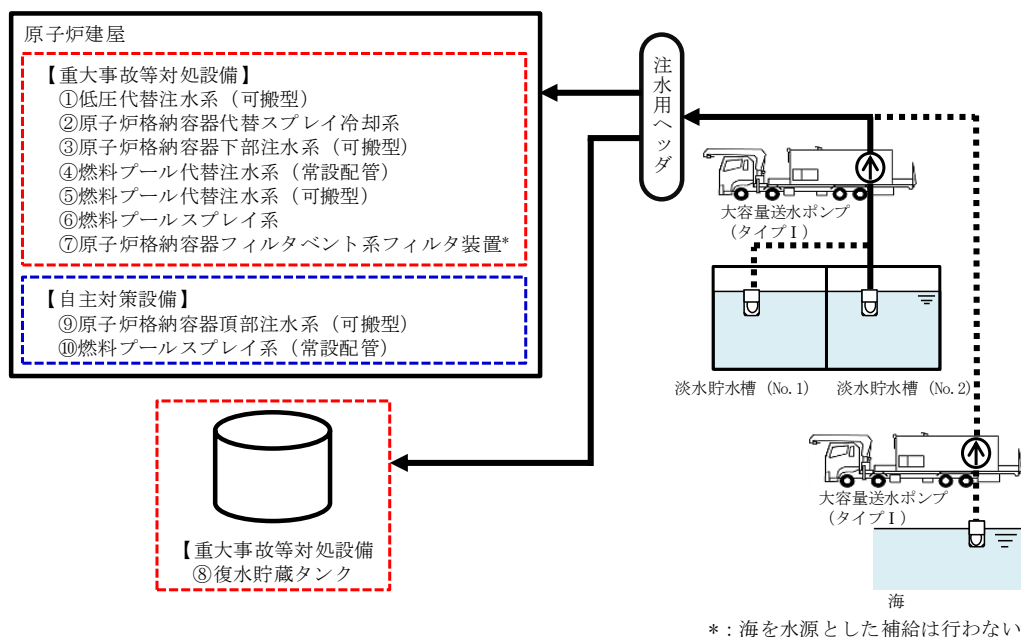


図 47-11-1 全体系統概要図

2. 注水用ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、注水用ヘッダは「②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の組合せ、「⑧復水貯蔵タンクへの補給」単独、及び「④燃料プール代替注水系（常設配管）又は⑤燃料プール代替注水系（可搬型）」単独にて使用する。注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表 47-11-1 に示す。

表 47-11-1 注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 <sup>1,2</sup>									
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
高圧・低圧注水機能喪失	—	28h	—	—	—	—	—	10h	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	23h	—	—	—	—	—	10h	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
LOCA時注水機能喪失	—	37h	—	—	—	—	—	10h	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
運転中の原子炉における重大事故										
・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	24h <sup>*3</sup> 29h <sup>*4</sup>	—	—	—	—	—	10h	—	—
・ 水素燃焼	—	24h	—	—	—	—	—	10h	—	—
・ 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	—	18h	—	—	—	—	—	10h	—	—
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	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
想定事故2	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
運転停止中の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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

\*1：①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系、⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、⑧復水貯蔵タンクへの補給、⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

\*2：事象発生後の経過時間を記載。各系統における使用は、記載時間以降は適宜実施。

\*3：代替循環冷却系を使用する場合。

\*4：代替循環冷却系を使用できない場合。

### 3. 操作性

#### 3.1 注水用ヘッドの接続

注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は、一対一の関係とし、名称が一致するようにホースの接続を行い系統構成する。

注水用ヘッドを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、注水用ヘッドの接続部と接続先の接続口の関係を表 47-11-2 に示す。

また、有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際(②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給)の接続状態の概要図を図 47-11-2 示す。

表 47-11-2 注水用ヘッドの接続部と接続する接続口の関係

注水用ヘッド		接続先の接続口	使用系統*1
接続部	付属の隔離弁		
接続部 1	復水貯蔵タンク補給弁	復水貯蔵タンク接続口 又は 復水貯蔵タンク接続マンホール	⑧
接続部 2	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	— *2	⑤又は⑥
接続部 3	原子炉ウェル注水弁	原子炉ウェル注水接続口	⑨
接続部 4	原子炉・格納容器下部注水弁	原子炉・格納容器下部注水接続口	①及び③
接続部 5	格納容器スプレイ弁	格納容器スプレイ接続口	②
接続部 6	燃料プール注水・スプレイ (常設配管) 弁	燃料プール注水接続口 又は 燃料プールのスプレイ接続口	④又は⑩
接続部 7	フィルタ装置水補給弁	フィルタ装置水補給用接続口	⑦

\*1：①低圧代替注水系（可搬型），②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，③原子炉格納容器下部注水系（可搬型），④燃料プール代替注水系（常設配管），⑤燃料プール代替注水系（可搬型），⑥燃料プールのスプレイ系，⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給，⑧復水貯蔵タンクへの補給，⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備），⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

\*2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口は使用しない。

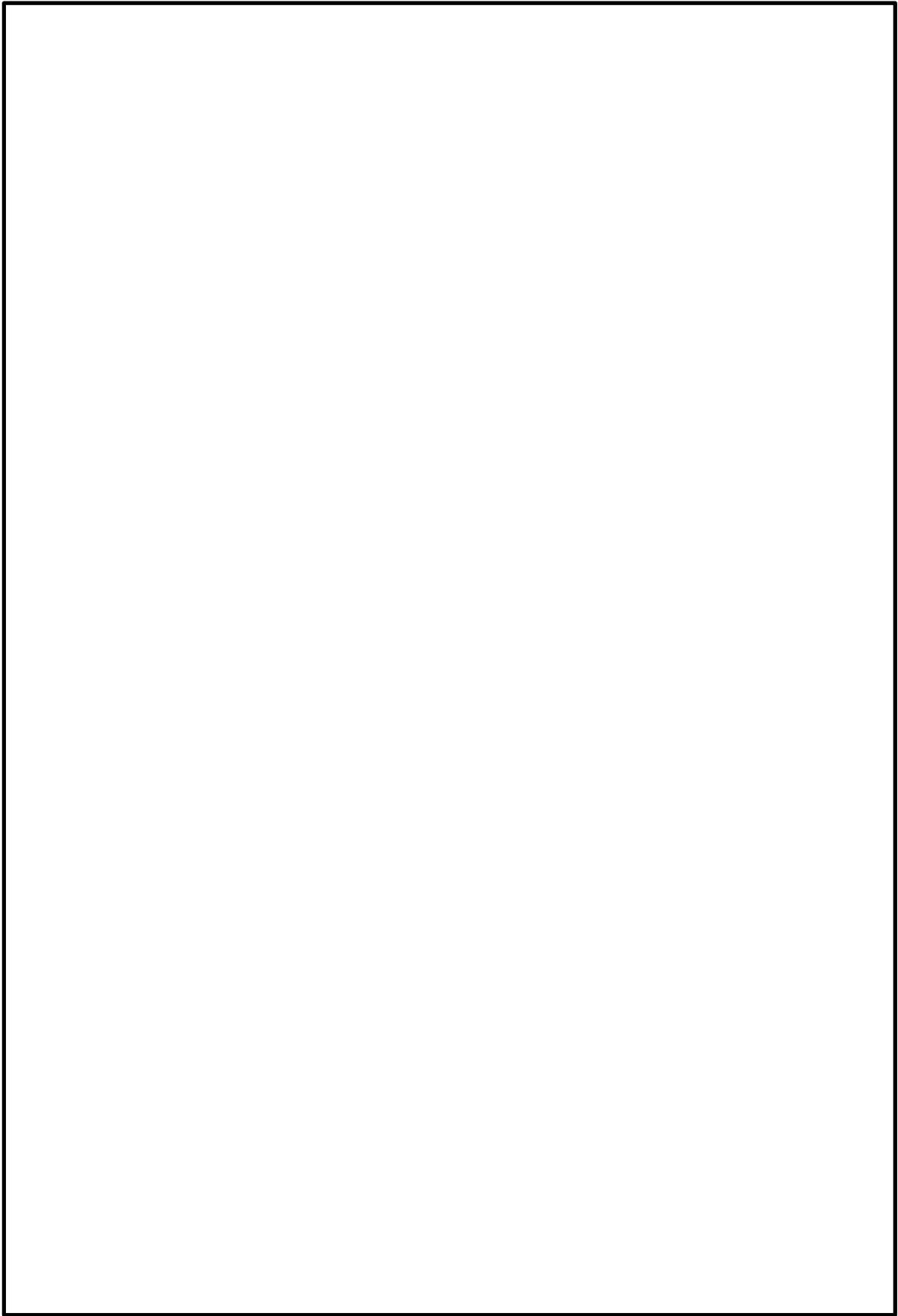


図 47-11-2 注水用ヘッダの接続状態概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



### 3.2 操作性及び切替えの容易性

注水用ヘッドを使用する各系統における注水用ヘッドの流路構成は、全て注水用ヘッド付属の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切替えが可能な設計とする。

注水用ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な接続方式である嵌合構造とすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤接続及び誤操作の防止のため、注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は一对一の関係とし、それぞれ銘板により識別可能な設計とするとともに、同一色の塗装を施す等で識別性を高めた設計とする（図 47-11-3）。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給）を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。なお、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、原子炉建屋内の弁を中央制御室から遠隔操作することによりスプレイを実施するため、仮に注水用ヘッド付属の隔離弁を誤って開操作したとしても、誤注入に至ることはない。

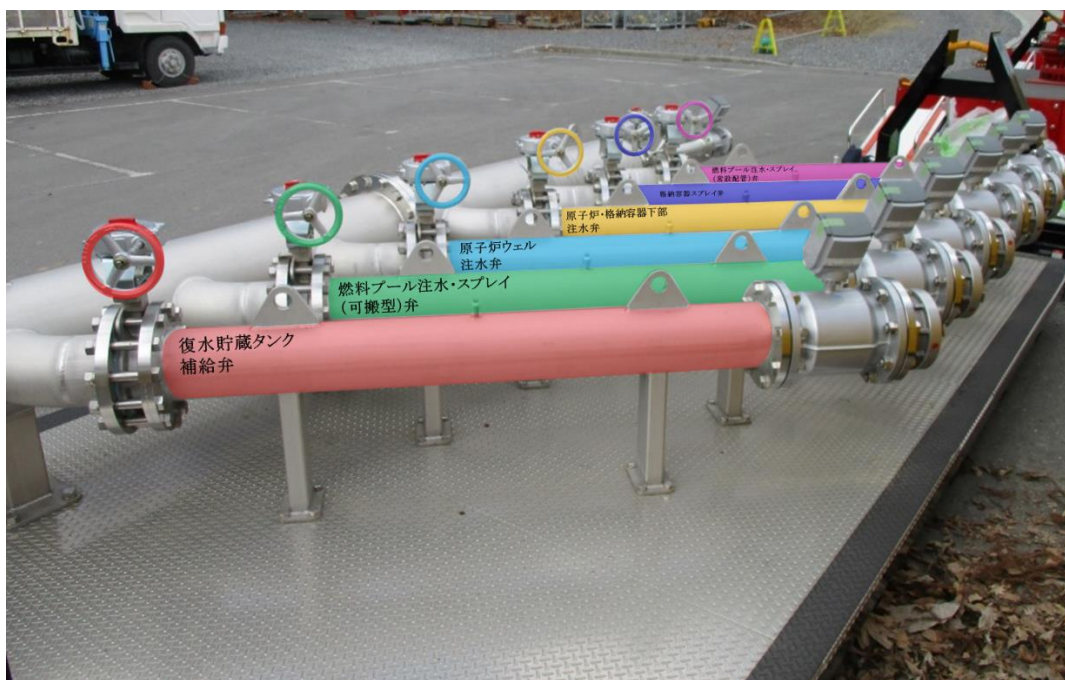


図 47-11-3 注水用ヘッドの誤接続及び誤操作の防止対策イメージ図

#### 4. 悪影響の防止

注水用ヘッドは複数の重大事故等対処設備及び自主対策設備の流路として使用することから、接続先の各系統及び機器に対して悪影響を及ぼすことのないよう考慮する必要がある。

注水用ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ注水用ヘッド付属の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

また、注水用ヘッドに接続する可能性のある自主対策設備である⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）及び⑩燃料プールスプレイ系（常設配管）は、注水用ヘッド付属の隔離弁に加えて、原子炉建屋の原子炉棟外の当該系統配管に設ける隔離弁を閉止することで、確実に他系統と隔離することが可能な設計とする。なお、原子炉建屋内の原子炉棟外の隔離弁は遠隔手動弁操作設備により屋外からの手動操作が可能である。

さらに、注水用ヘッドと自主対策設備を接続するホースを取り外すことで、原子炉建屋内への注水を物理的に隔離可能な設計とし、使用しない注水用ヘッドの接続部は閉止板により閉止可能な設計とする。

47-12

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

## 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、図 47-12-1 に示すとおり増圧ポンプ 1 台，付属水中ポンプ 2 台，ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，付属水中ポンプ及び増圧ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり，外部電源が不要な設計である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後，ホースを介して増圧ポンプへと送水し，加圧した水を各注水先へ送水する。

なお，付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し，異物の流入を防止する設計としている。

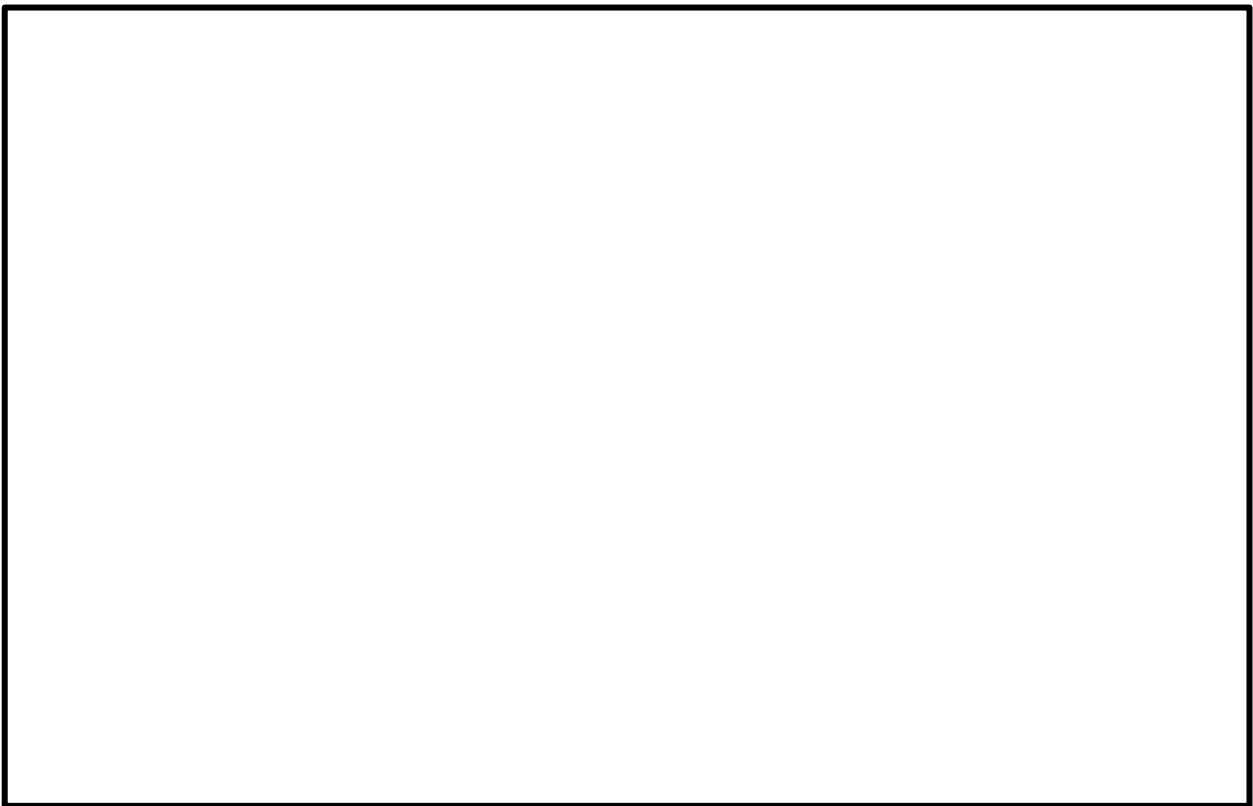


図 47-12-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

48 条

48-1 SA 設備基準適合性一覧表

48-2 単線結線図

48-3 配置図

48-4 系統図

48-5 試験及び検査

48-6 容量設定根拠

48-7 接続図

48-8 保管場所図

48-9 アクセスルート図

48-10 熱交換器ユニットの構造について

48-11 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

48-1

SA 設備基準適合性一覧表

(原子炉格納容器フィルタベント系は 50 条にて整理)

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 8 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 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	屋外	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 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		
	第 2 号	操作性	現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)		B b, B c, B d, B f, B g	
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 熱交換器		A, D	
		関連資料	48-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要		B a	
		関連資料	48-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離		A b
			その他 (飛散物)	対象外		対象外
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査			
	第 6 号	設置場所	現場操作 (設置場所で操作可能)		A a	
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 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	48-6 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	48-3 配置図, 48-7 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	48-7 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	48-3 配置図, 48-7 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	48-8 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	48-9 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 設備あり) - 屋内		A a	
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源		C a	
	関連資料	48-2 単線結線図, 48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図				

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (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		大容量送水ポンプ(タイプI)		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	屋外	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 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		
	第2号	操作性	現場操作 (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	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A		
		関連資料	48-5 試験及び検査			
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a		
		関連資料	48-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所で操作可能)	A a		
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 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	48-6 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	48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	48-7 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	48-3 配置図, 48-7 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	48-8 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	48-9 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設備あり) - 屋外	A a		
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a		
	関連資料	48-2 単線結線図, 48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図				



女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 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 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	原子炉建屋原子炉棟内 屋外	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		48-3 配置図, 48-4 系統図	
	第 2 号	操作性		中央制御室操作, 現場操作 (弁操作)	A, B f	
		関連資料		48-3 配置図, 48-4 系統図		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁, 流路	B, F	
		関連資料		48-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料		48-4 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		48-3 配置図, 48-4 系統図		
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能), 現場操作 (遠隔で操作可能), 中央 制御室操作	A a, A b, B	
		関連資料		48-3 配置図, 48-4 系統図		
	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		48-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	—
			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, 防止設備 - 対象 (代替 対象 DB 設備有り) - 屋外	A a, A b
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			48-2 単線結線図, 48-3 配置図, 48-4 系統図		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 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 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	その他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等から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	A	
		関連資料		—		
	第 4 号	切替え性		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		—		
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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		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 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		—			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 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 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	屋外	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	A	
		関連資料		-		
	第 4 号	切替え性		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		-		
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		-		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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		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 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		-			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 4 8 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 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	その他の建屋内	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		-		
	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		-		
		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		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)	対象外
	関連資料				-		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレィ補機冷却水ポンプ (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	その他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等から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	A	
		関連資料		-		
	第 4 号	切替え性		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		-		
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		-		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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		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 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		-			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ (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	屋外	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	A	
			関連資料		-		
		第 4 号	切替え性		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		-			
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		-			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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		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 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			-			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 4 8 条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器 (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	その他の建屋内	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		-		
	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		-	
		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		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)	対象外
	関連資料		-			

48-2

単線結線図

(原子炉格納容器フィルタベント系は 50 条にて整理)



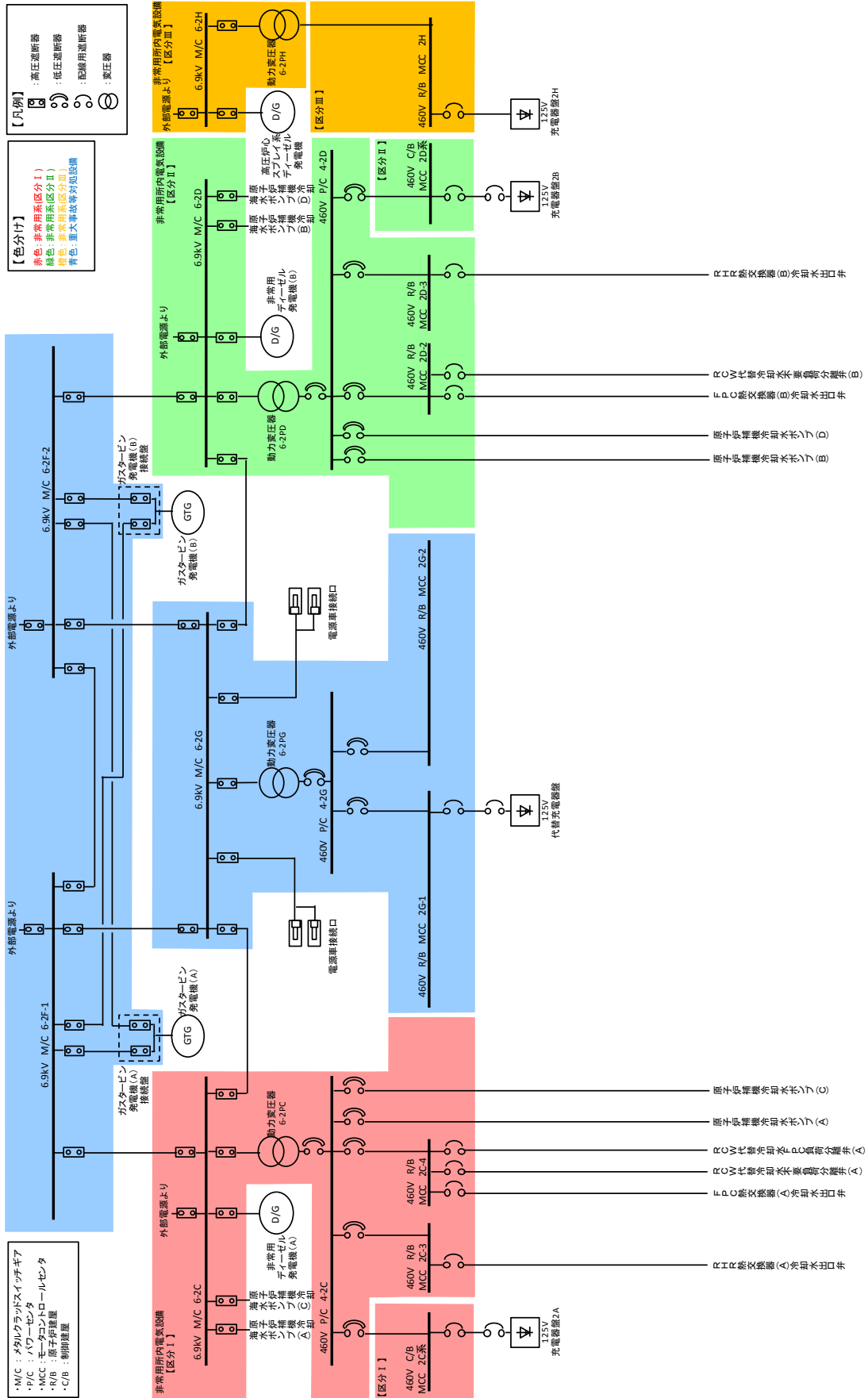


図 48-2-1 原子炉補機代替冷却水系に係る交流電源単線結線図

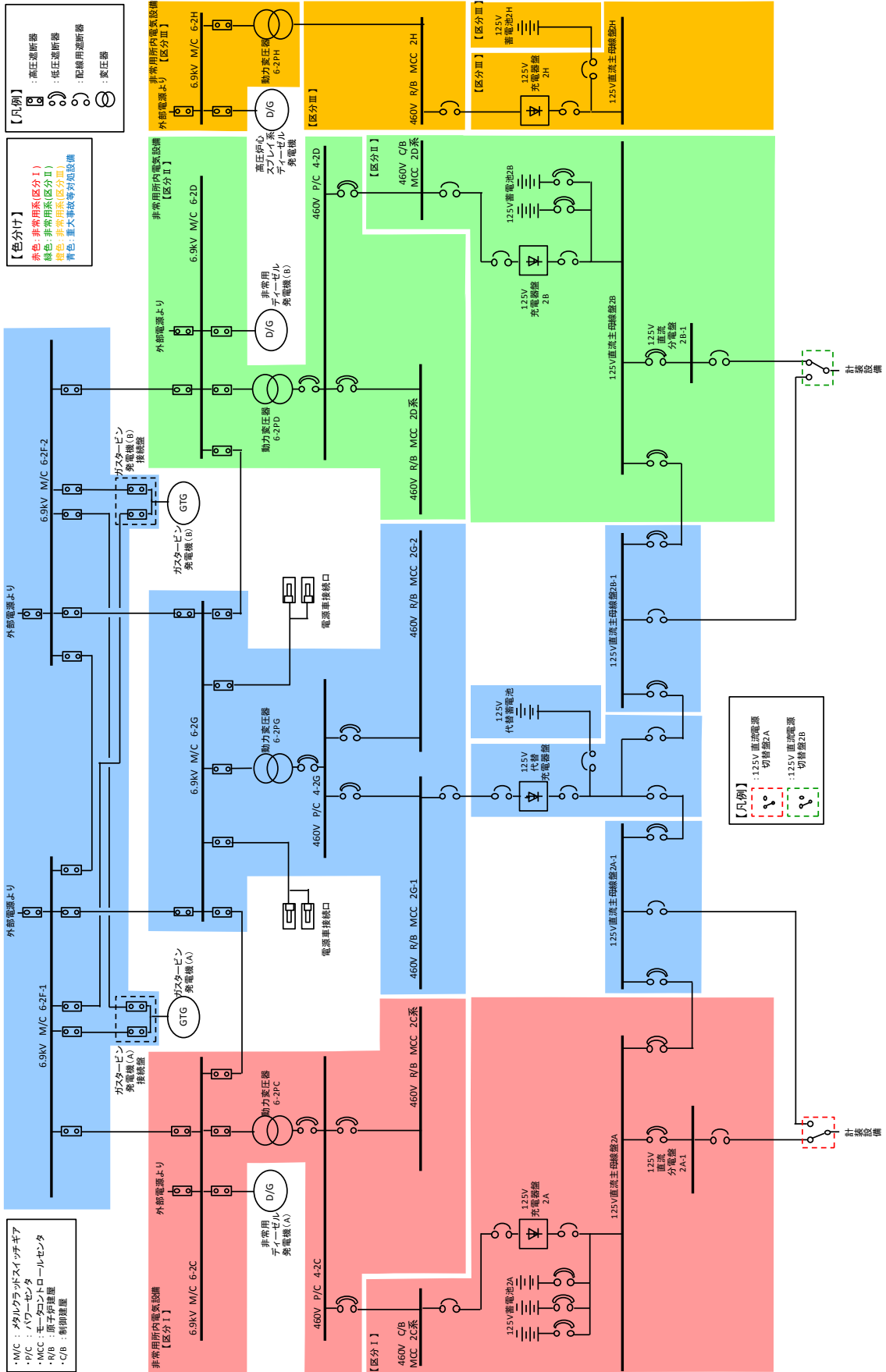


図 48-2-2 原子炉補機代替冷却水系に係る直流電源単線結線図

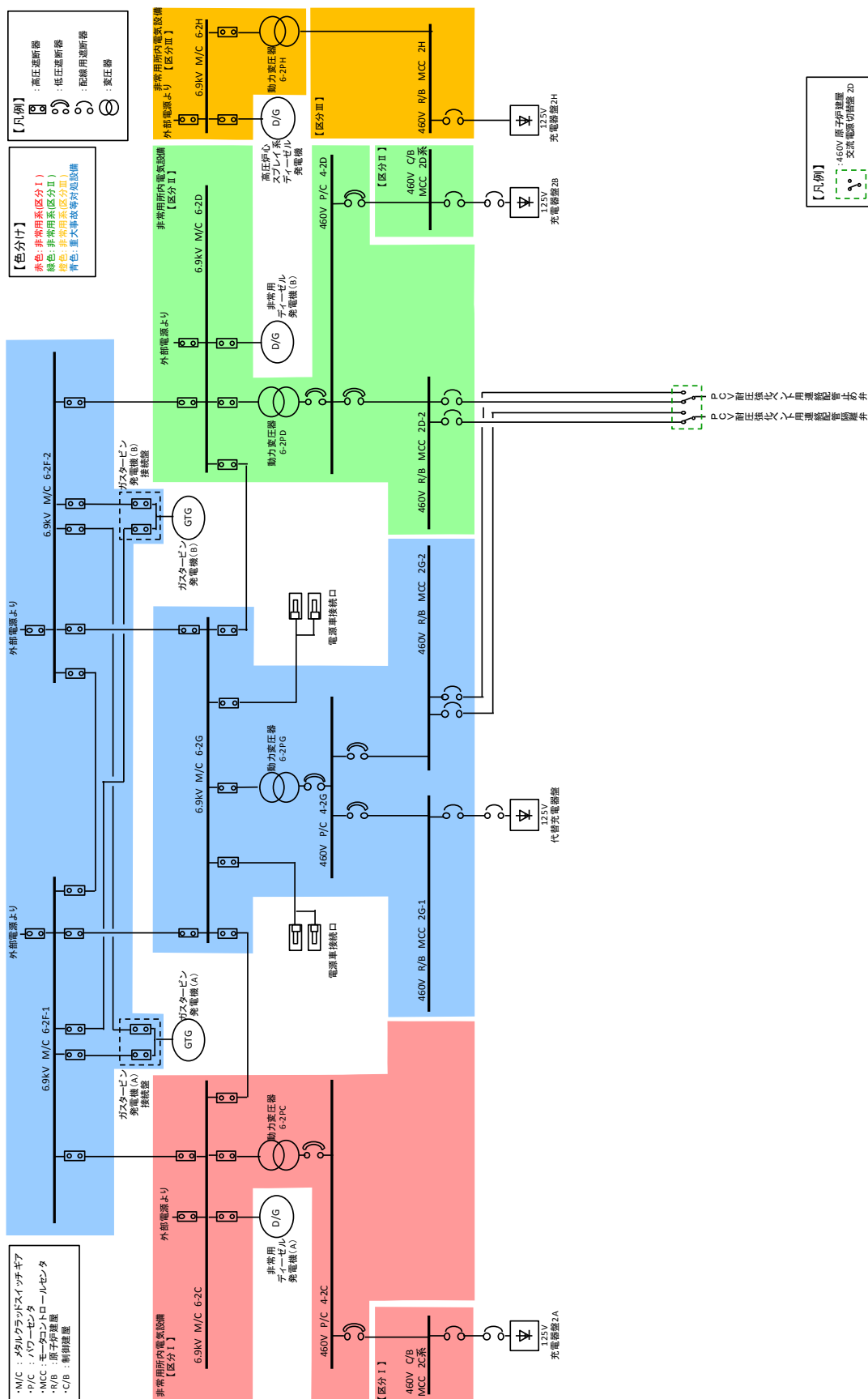


図 48-2-3 耐圧強化VENT系に係る交流電源単線結線図

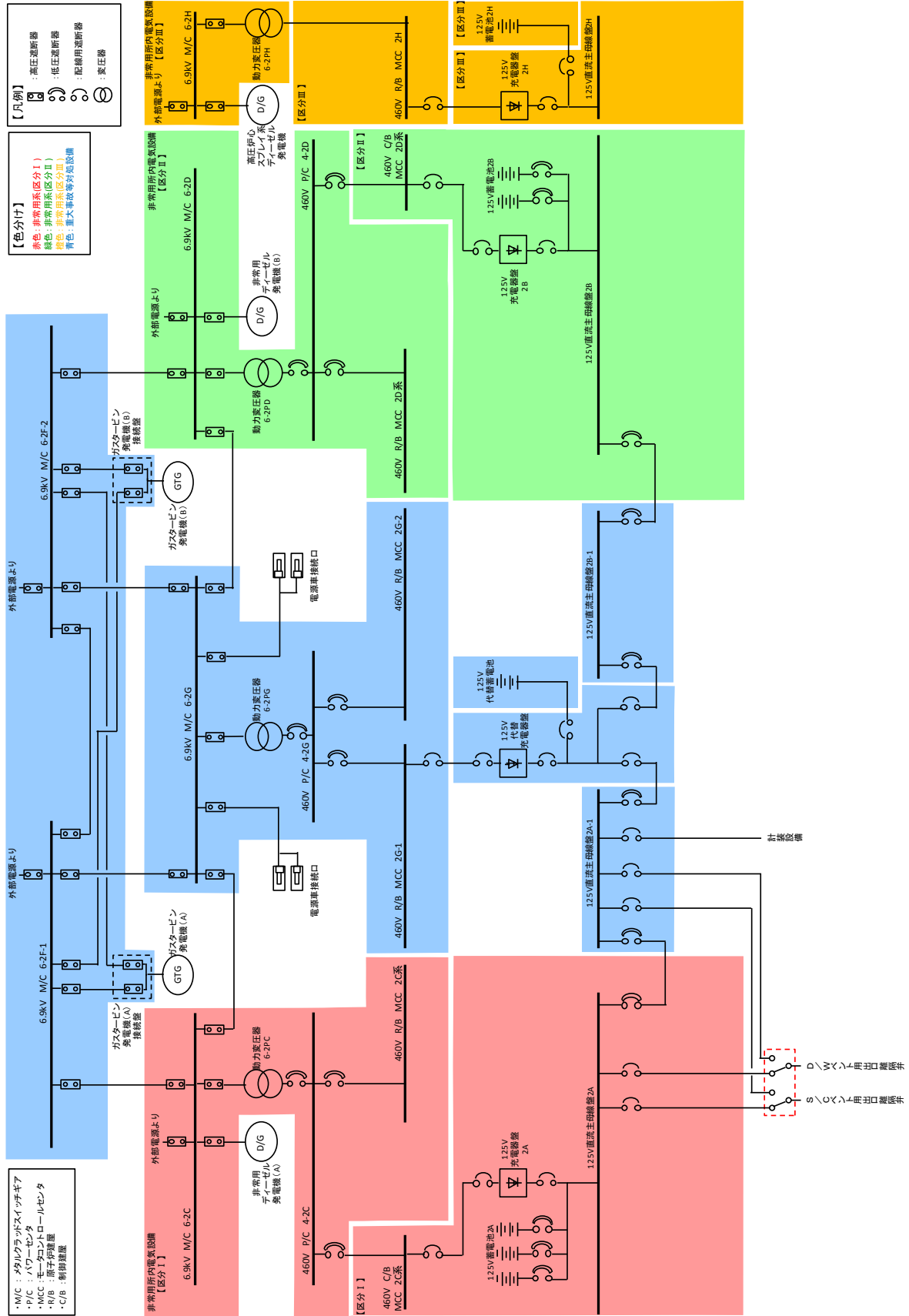




図 48-2-4 耐圧強化ベント系に係る直流電源単線結線図

48-3

配置図

(原子炉格納容器フィルタベント系は 50 条にて整理)

	: 設計基準対象施設
	: 重大事故等対処設備

- ・原子炉補機代替冷却水系

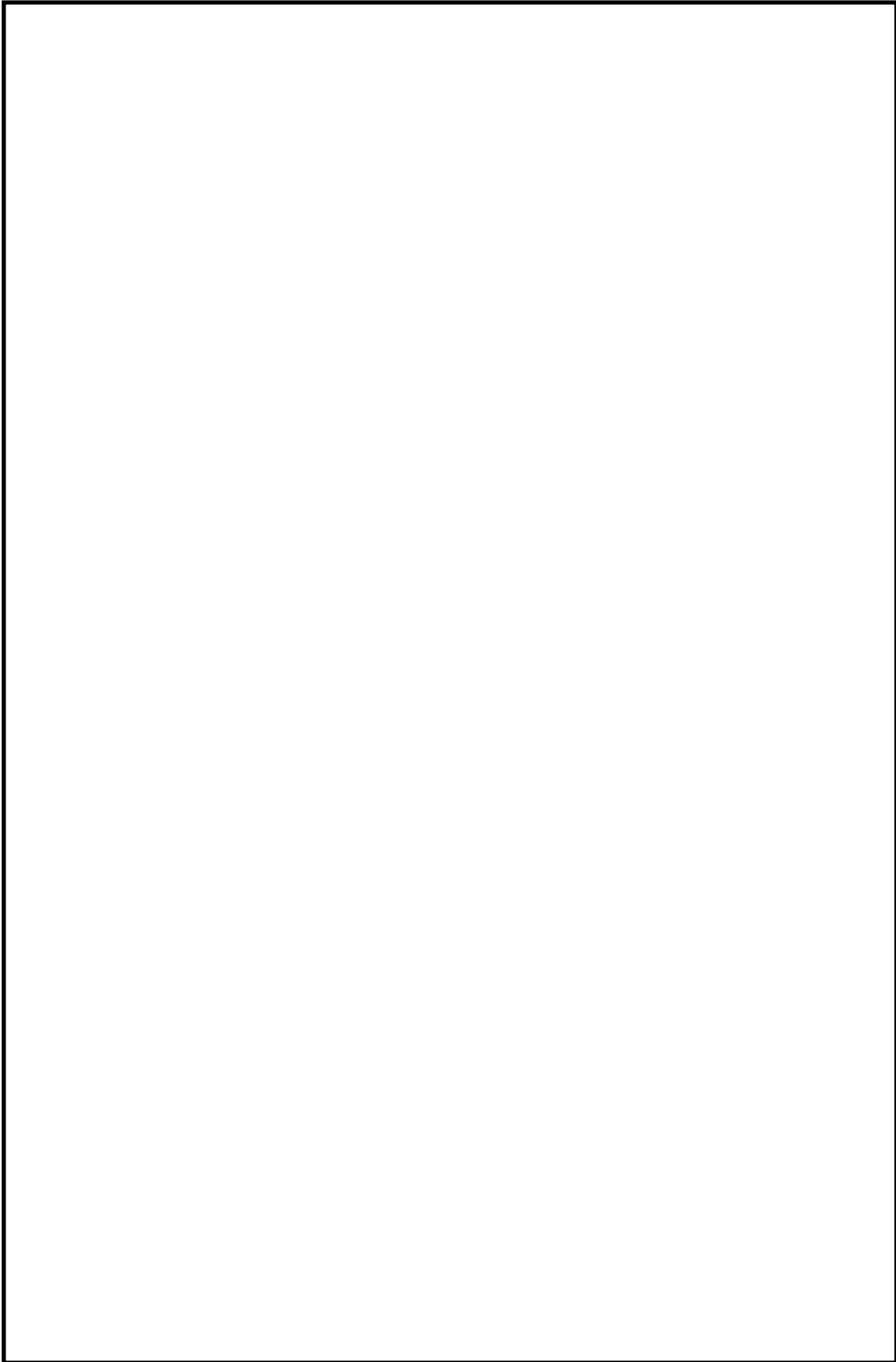


図 48-3-1 配置図 (海水ポンプ室)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- 原子炉補機代替冷却水系

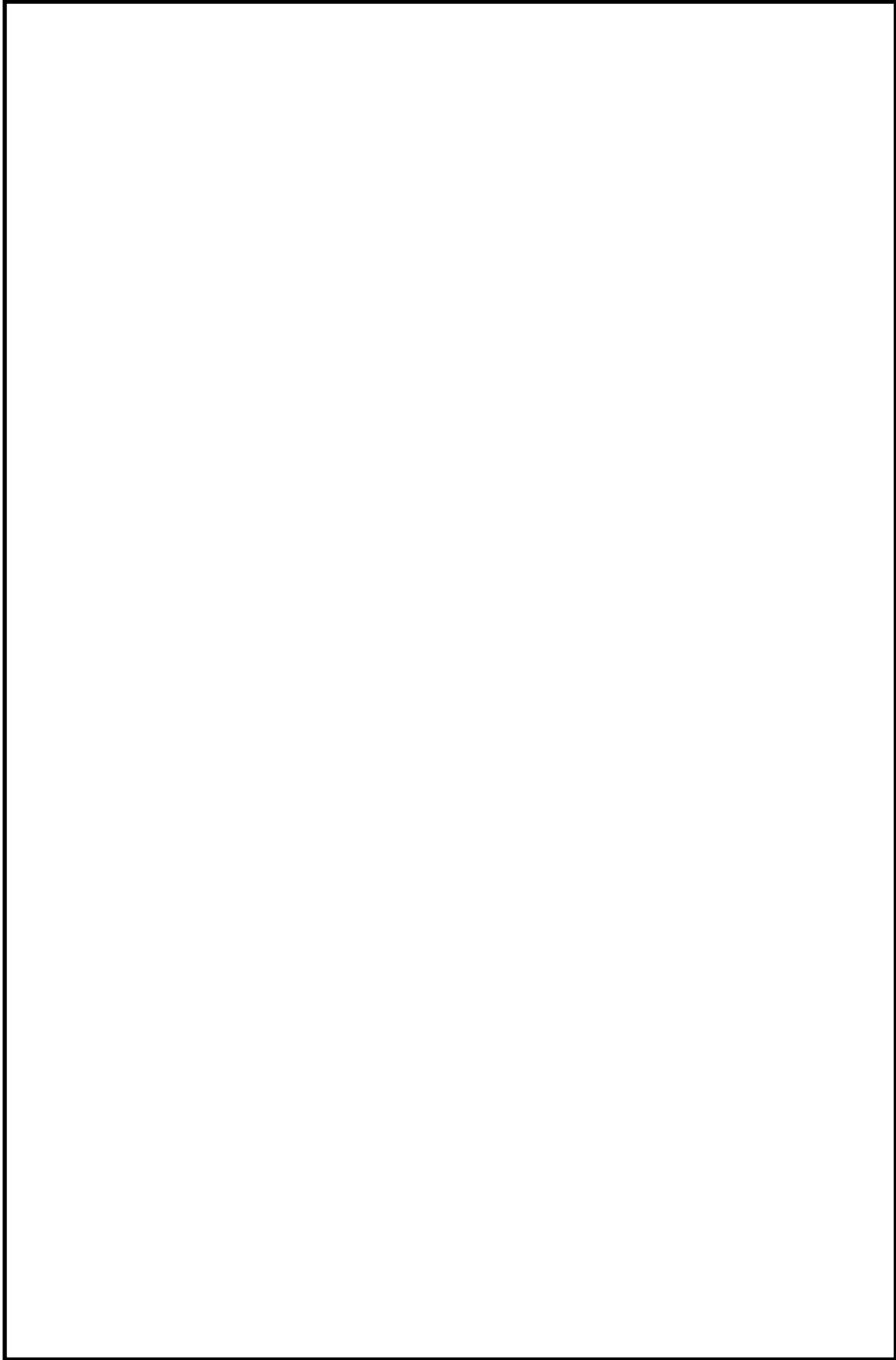


図 48-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- 原子炉補機代替冷却水系

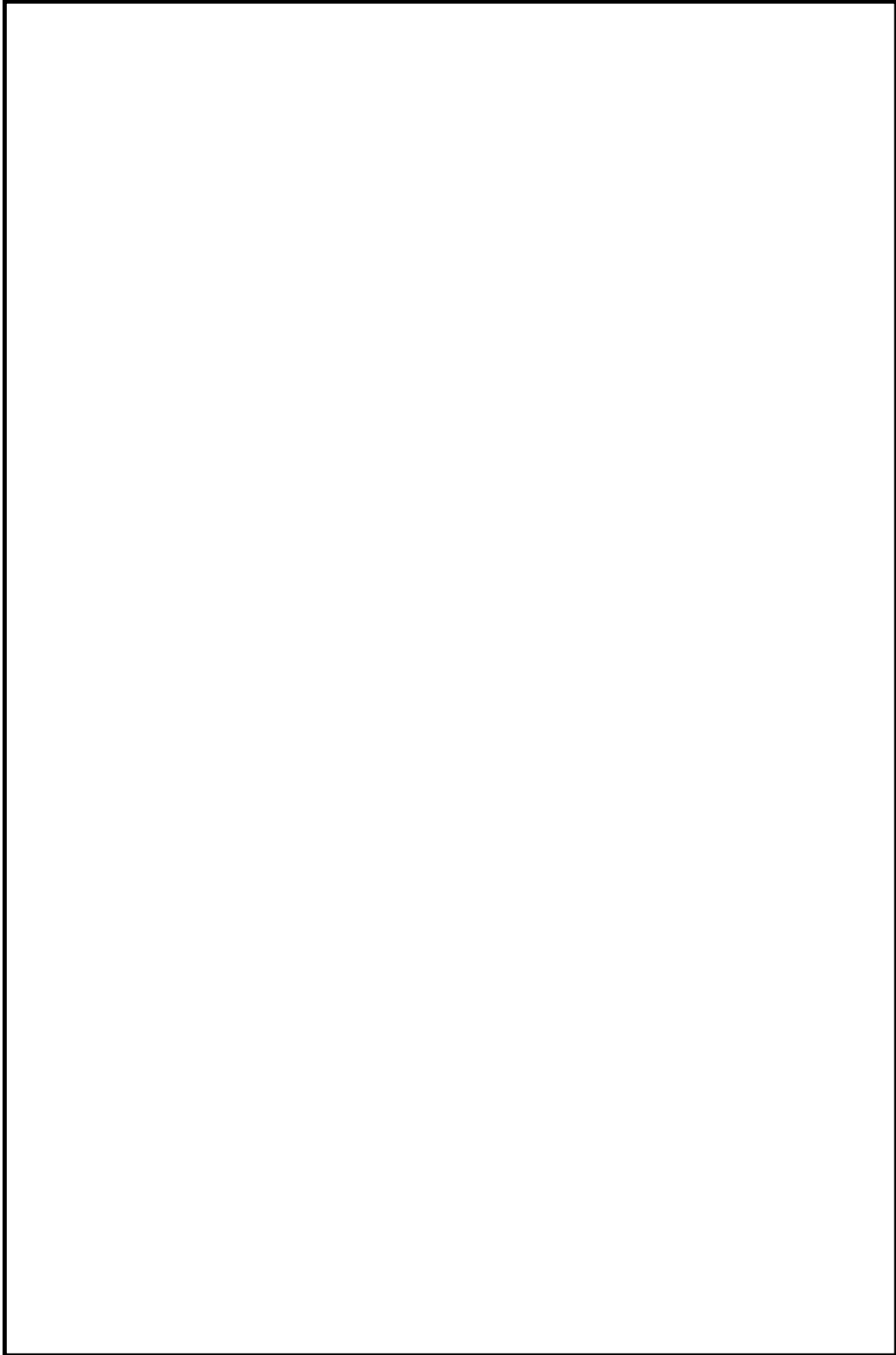


図 48-3-3 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



- ・原子炉補機代替冷却水系

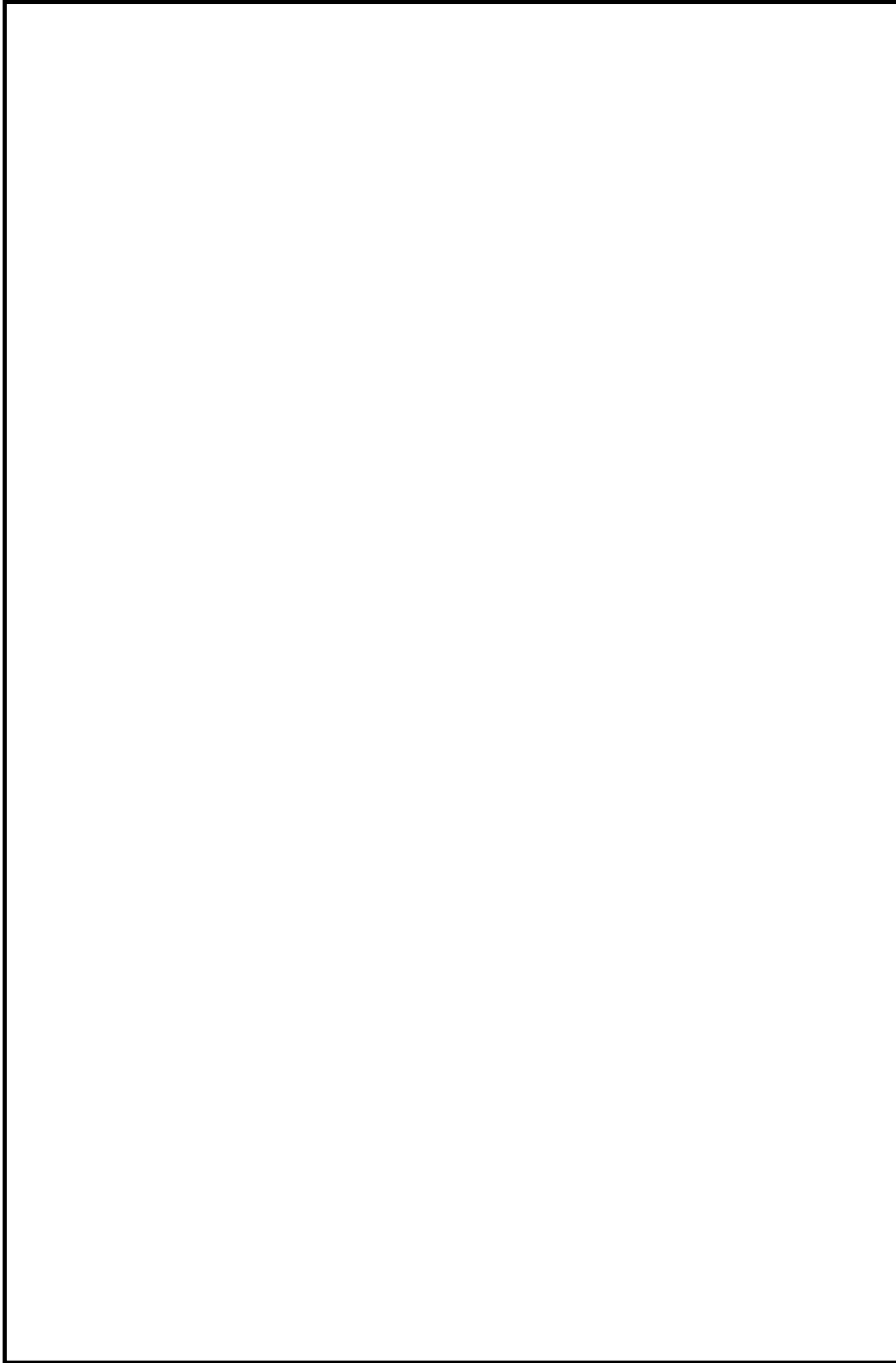


図 48-3-4 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

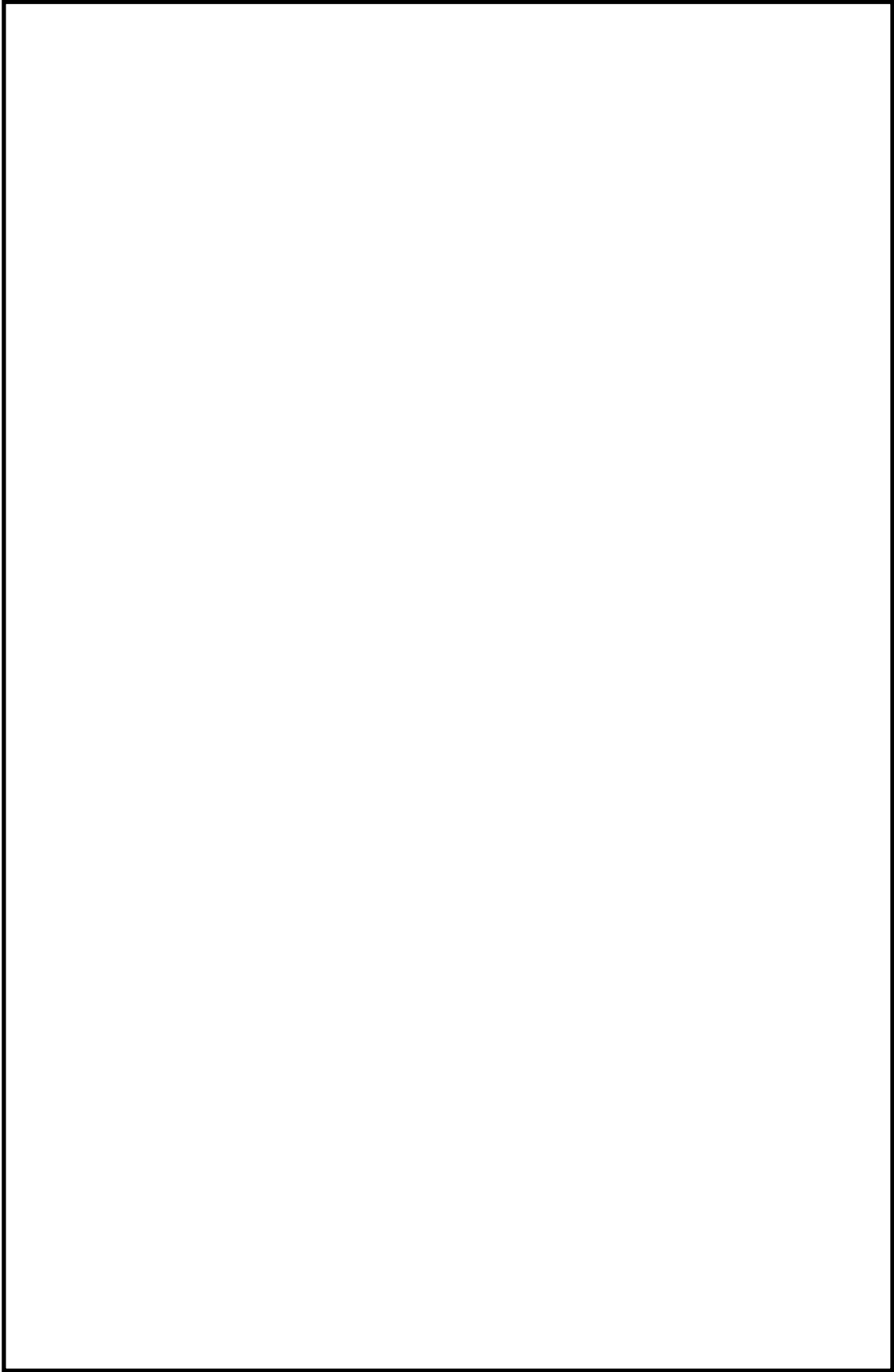


図 48-3-5 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

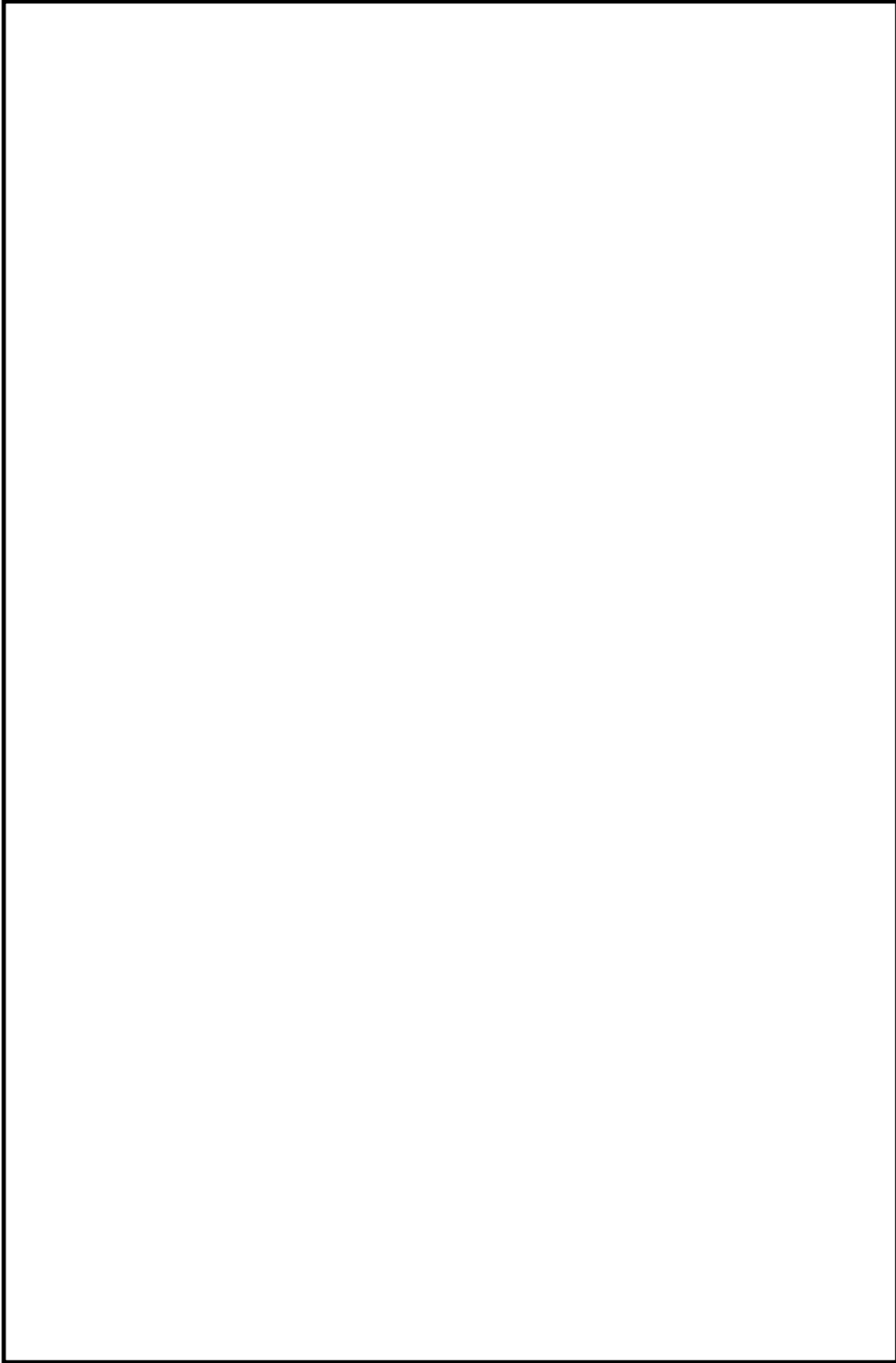


図 48-3-6 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

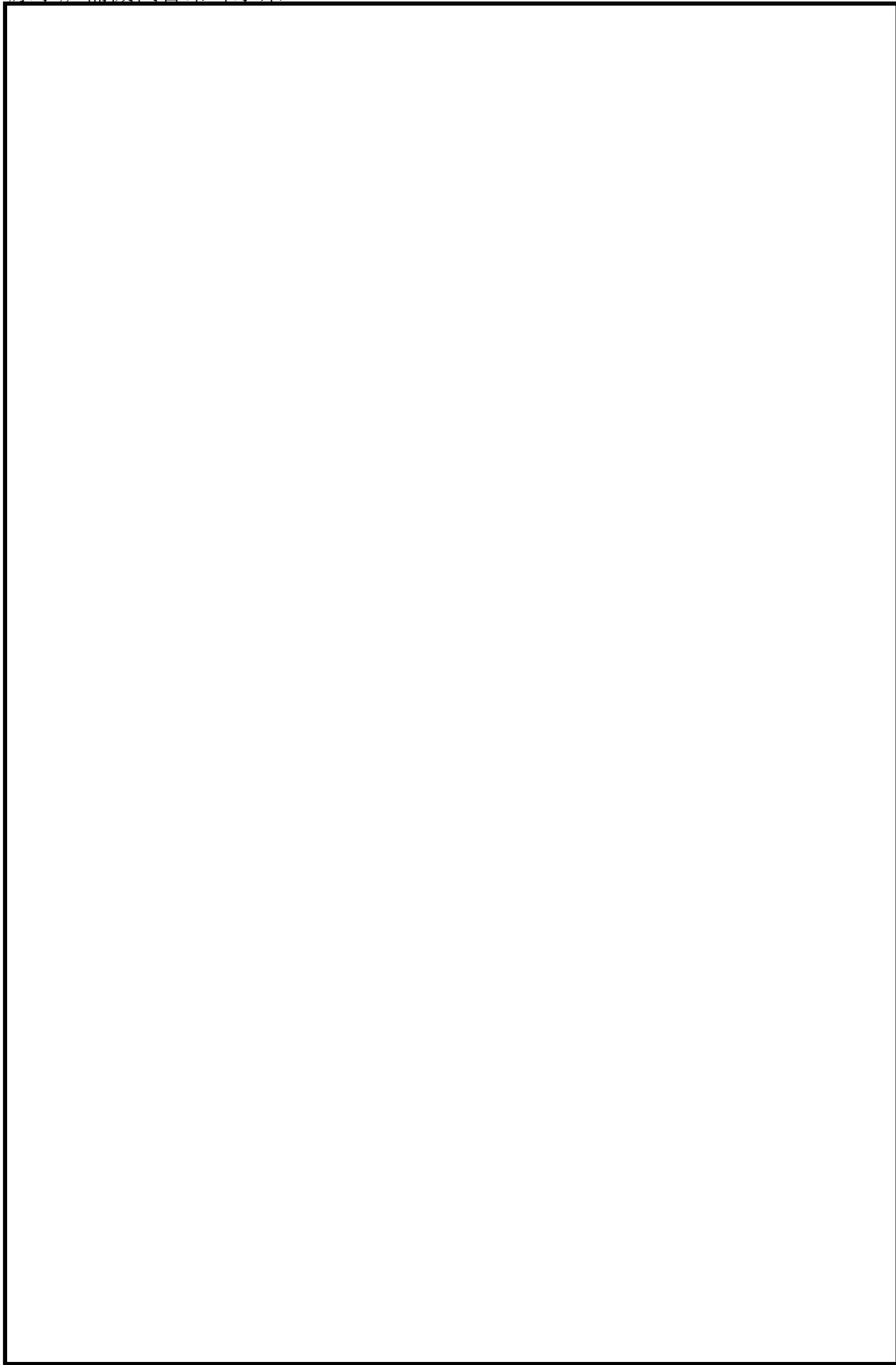


図 48-3-7 配置図（中央制御室（制御建屋  ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・耐圧強化ベント系

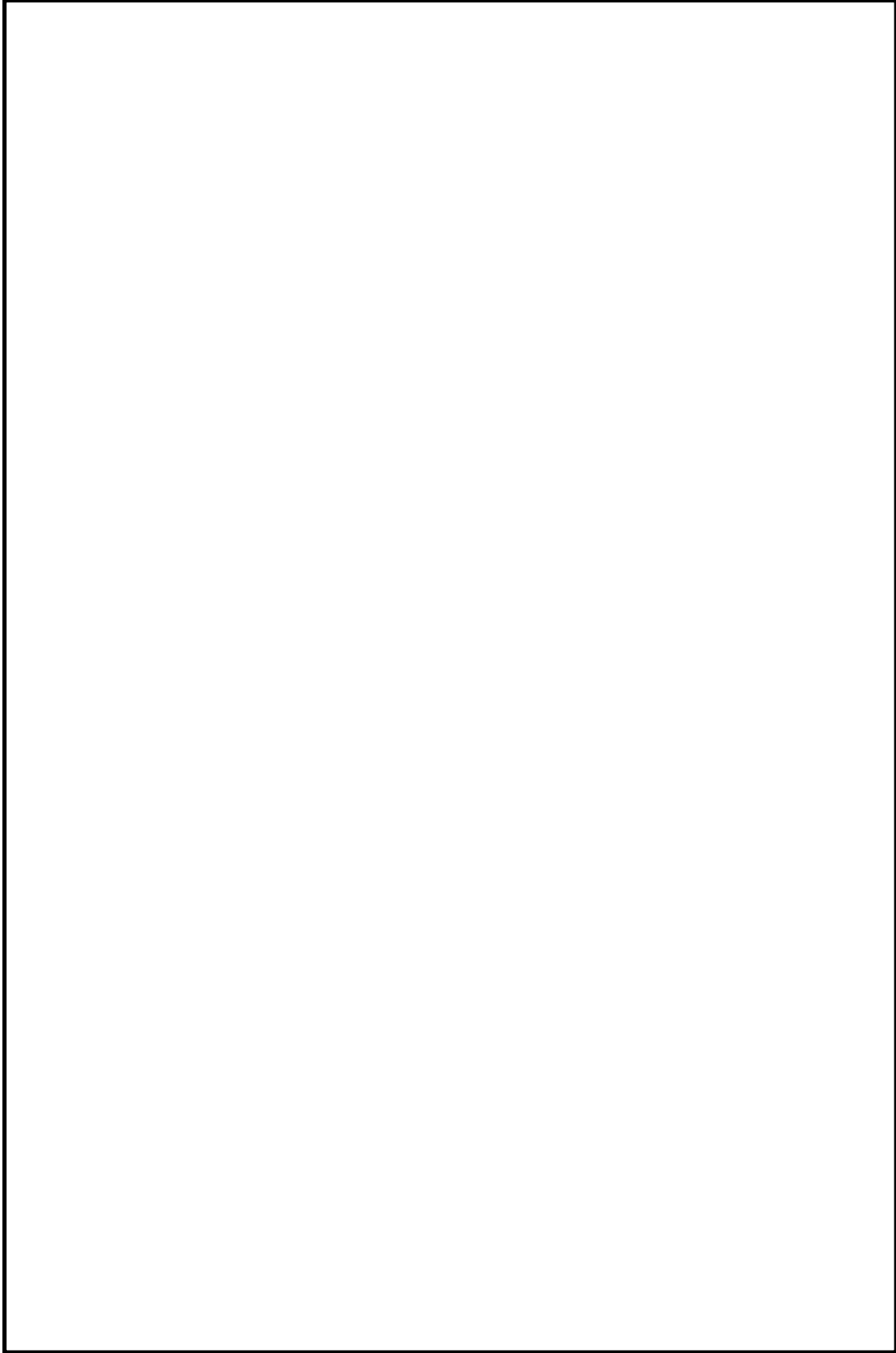


図 48-3-8 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

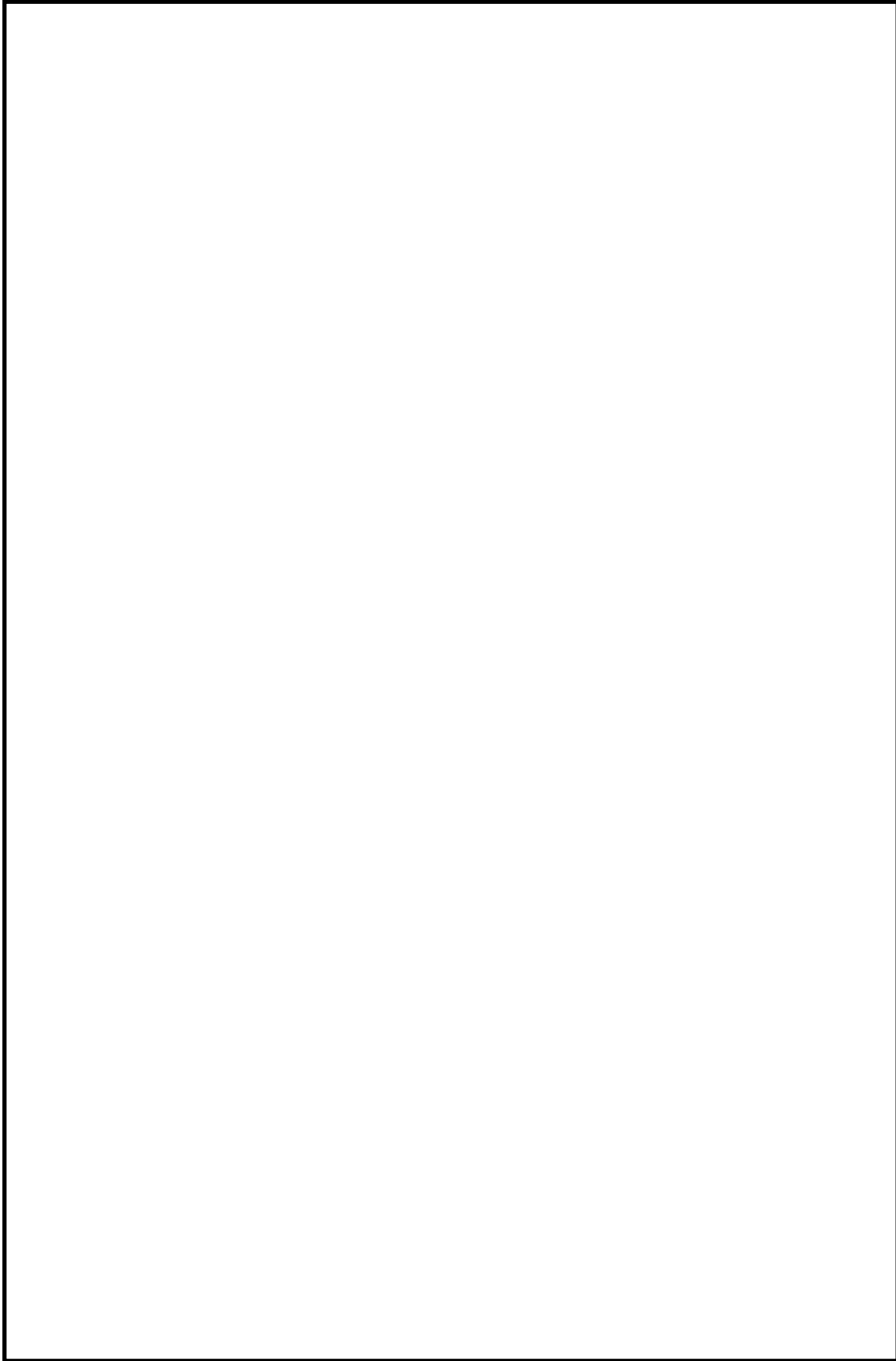


図 48-3-9 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・ 耐圧強化ベント系

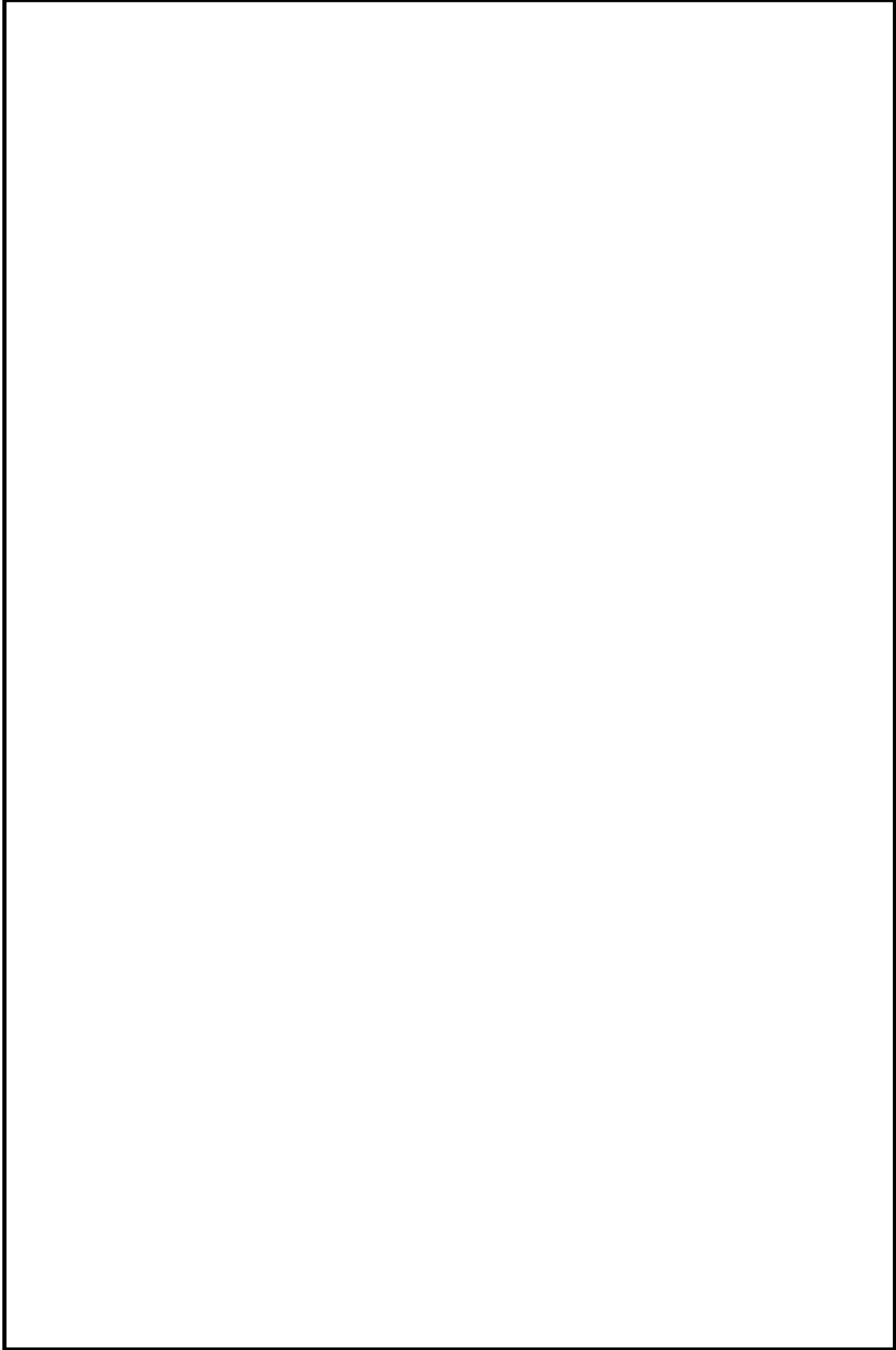


図 48-3-10 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-3-10

・ 耐圧強化ベント系

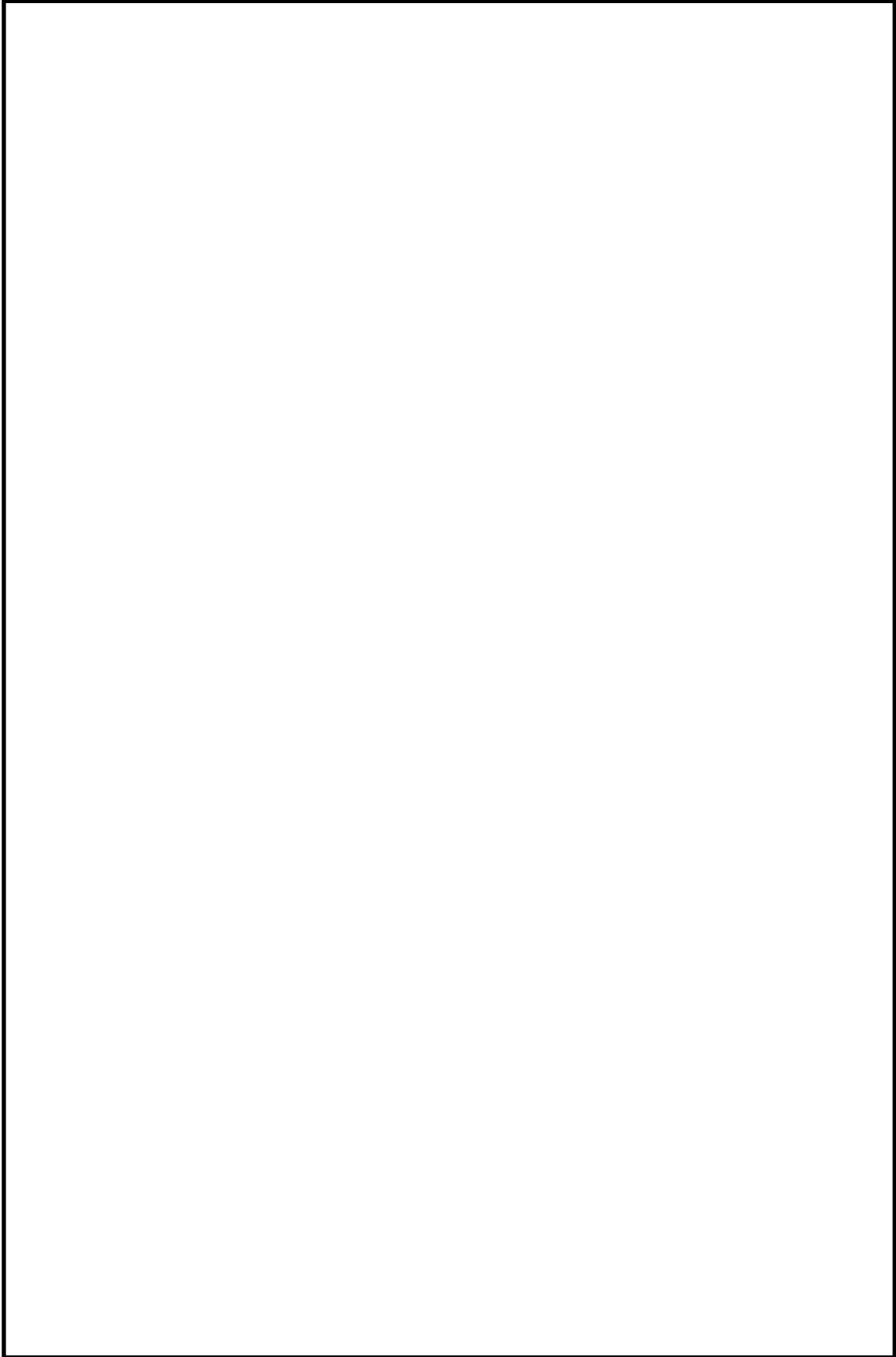



図 48-3-11 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-3-11



- ・耐圧強化ベント系

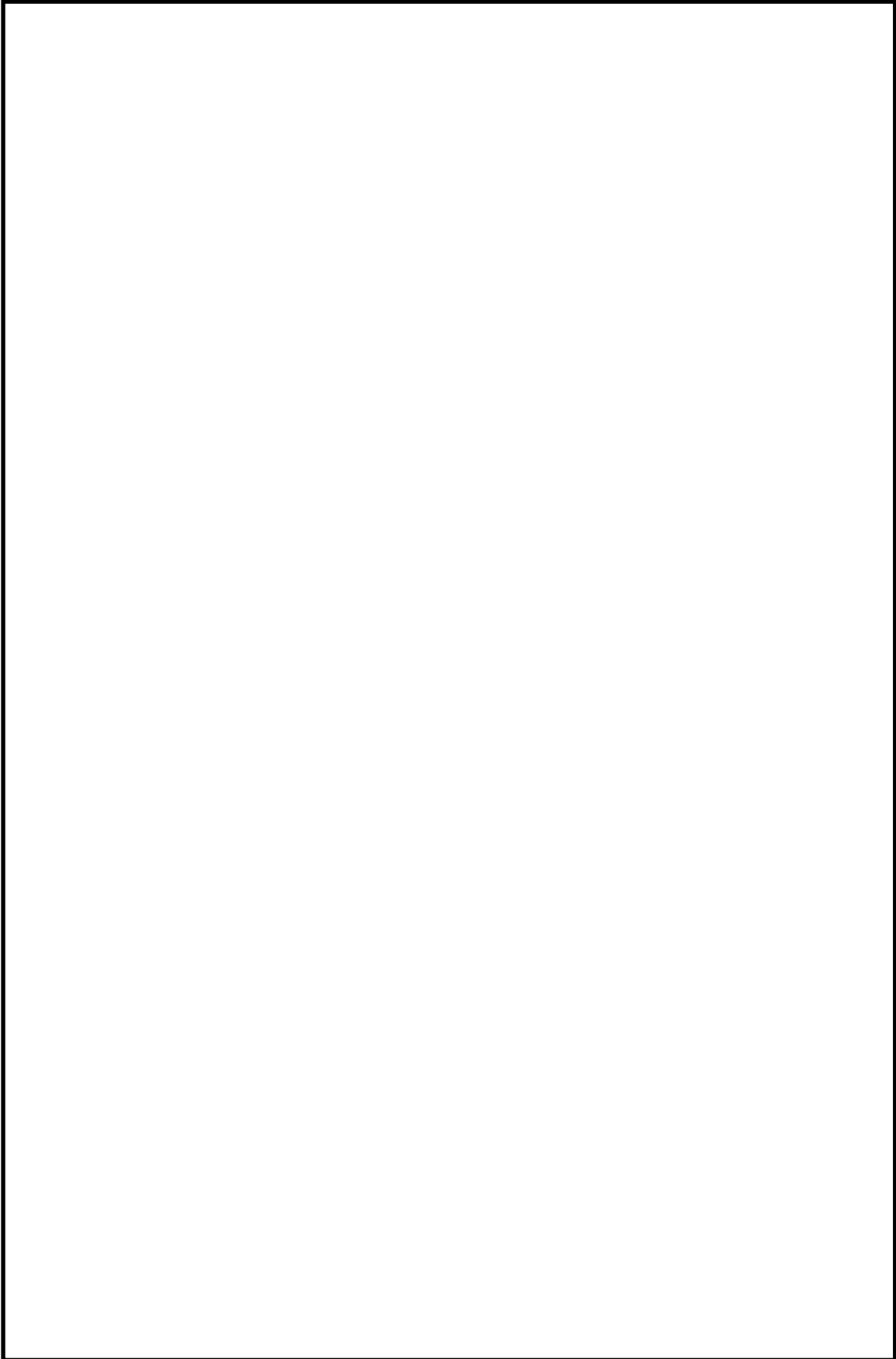


図 48-3-12 配置図（原子炉建屋  ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

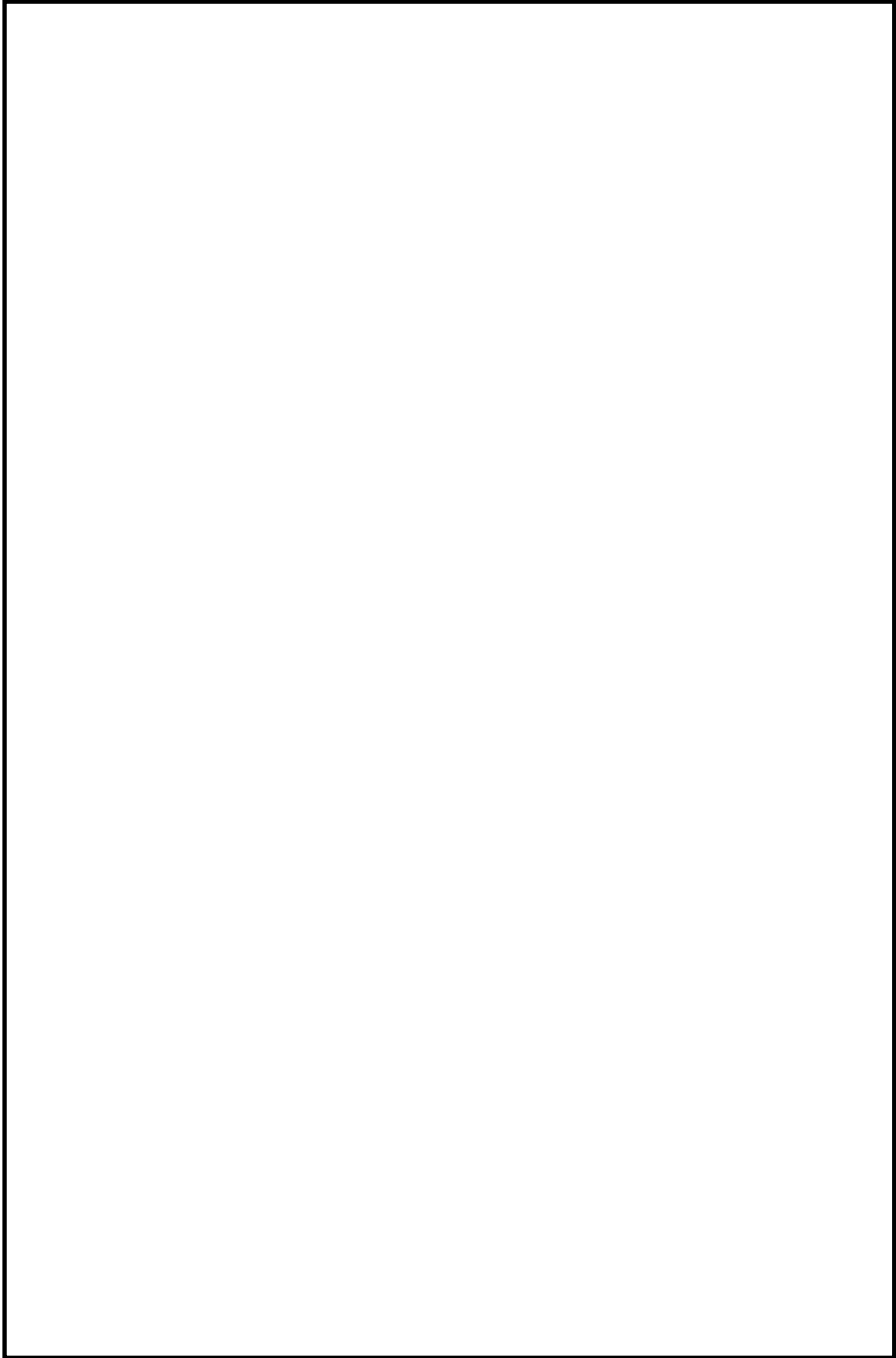


図 48-3-13 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

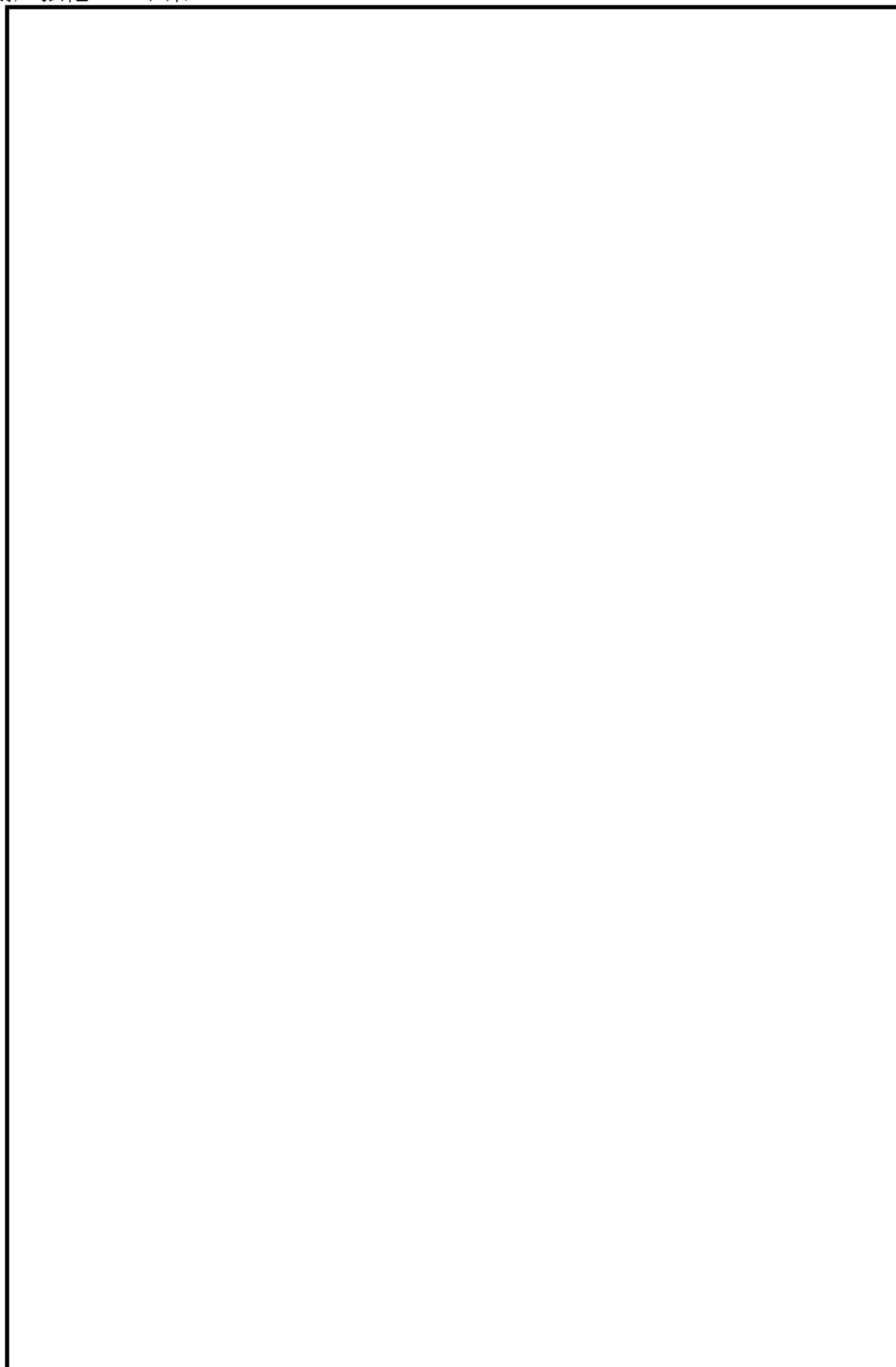


図 48-3-14 配置図（制御建屋  ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

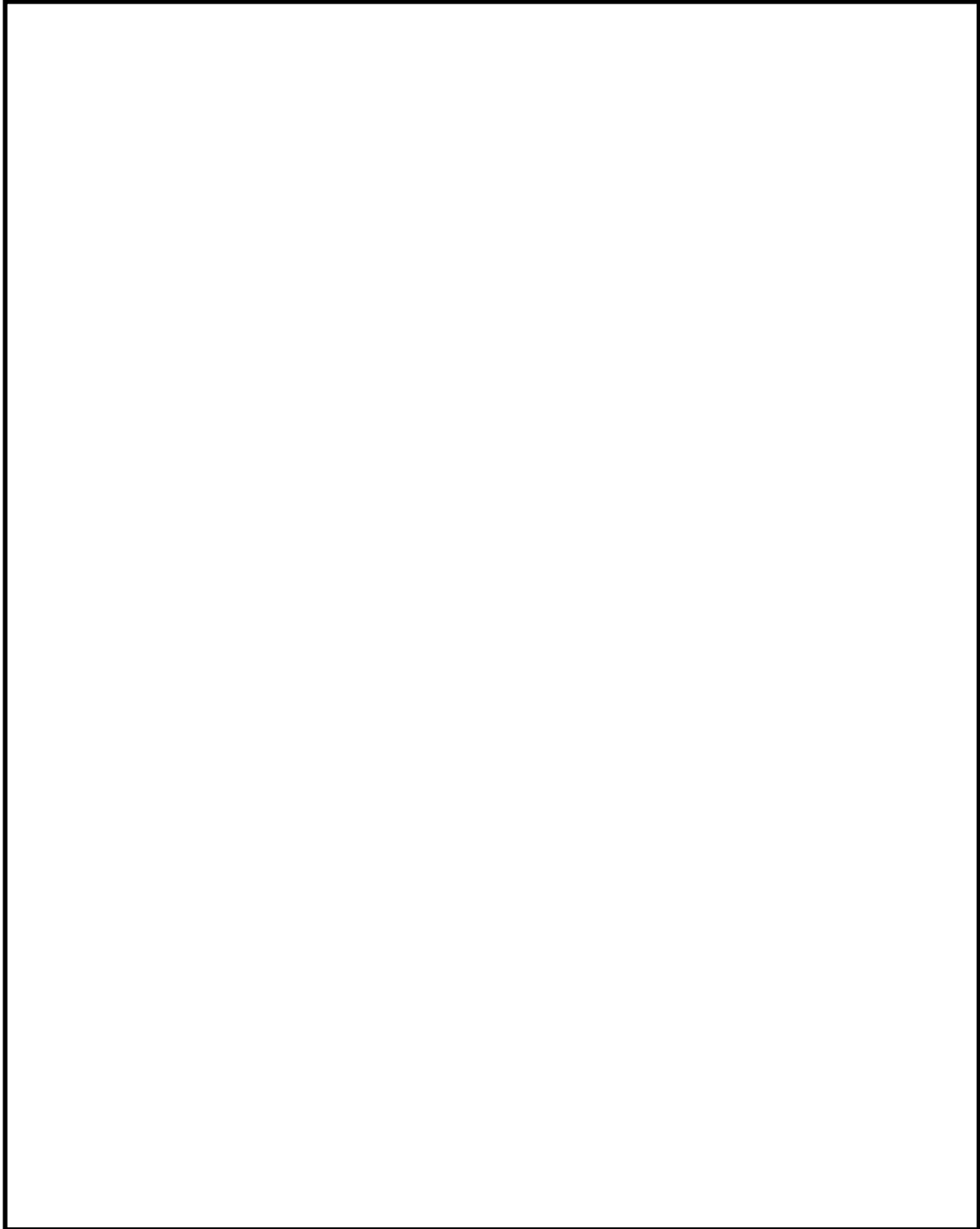


図 48-3-15 真空破壊装置設置位置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-4

系統図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

・原子炉補機代替冷却水系

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外
②	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
③	RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
④	RCW ポンプ(A)吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑤	RCW ポンプ(C)吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑨	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩	大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑪	熱交換器ユニット	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑫	淡水ポンプ出口弁	全開→調整開	手動操作	屋外
⑬	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑭	FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	調整開→調整開	スイッチ操作	中央制御室

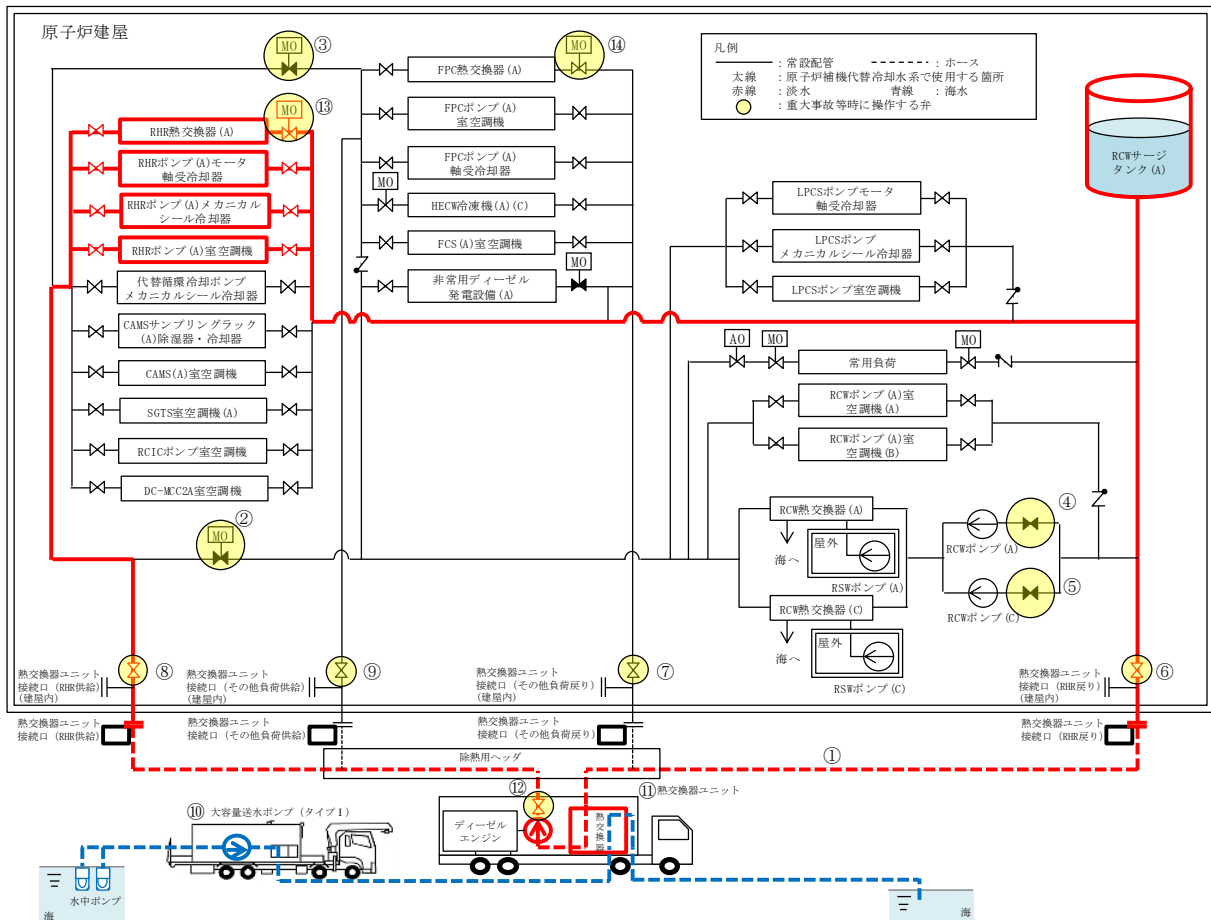


図 48-4-1 原子炉補機代替冷却水系 A 系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・原子炉補機代替冷却水系

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外
②	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
③	RCW ポンプ(B)吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
④	RCW ポンプ(D)吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑤	非常用 D/G(B) 冷却水入口弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑨	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩	大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑪	熱交換器ユニット	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑫	淡水ポンプ出口弁	全開→調整開	手動操作	屋外
⑬	RHR 熱交換器(B) 冷却水出口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑭	FPC 熱交換器(B) 冷却水出口弁	調整開→調整開	スイッチ操作	中央制御室

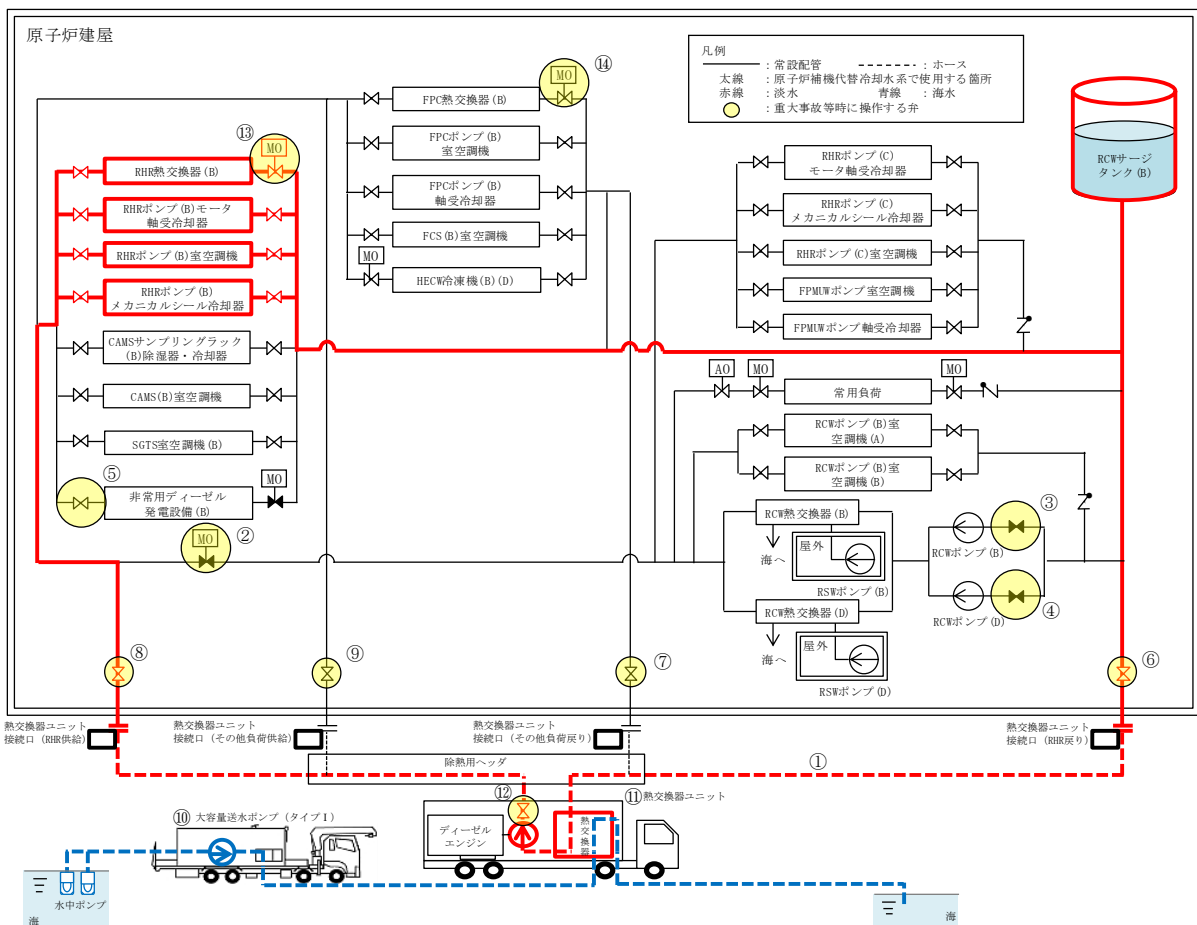


図 48-4-2 原子炉補機代替冷却水系 B 系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・耐圧強化ベント系

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	D/Wベント用出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ドライウェルからのベント時に開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
②	S/Cベント用出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	サプレッションチェンバからのベント時に開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
③	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
			人力操作	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	
④	PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			人力操作	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	

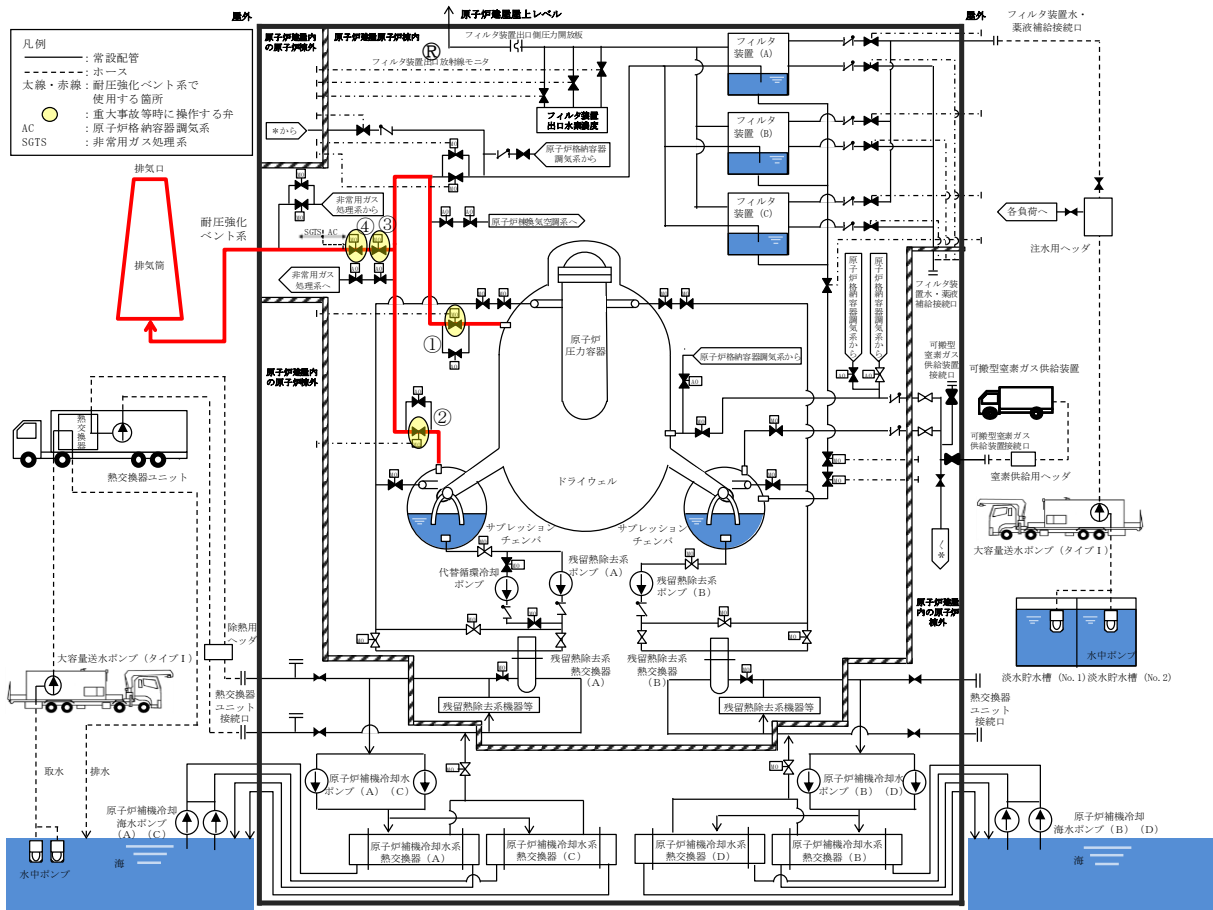


図 48-4-3 耐圧強化ベント系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



48-5

試験及び検査

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

- ・原子炉補機代替冷却水系

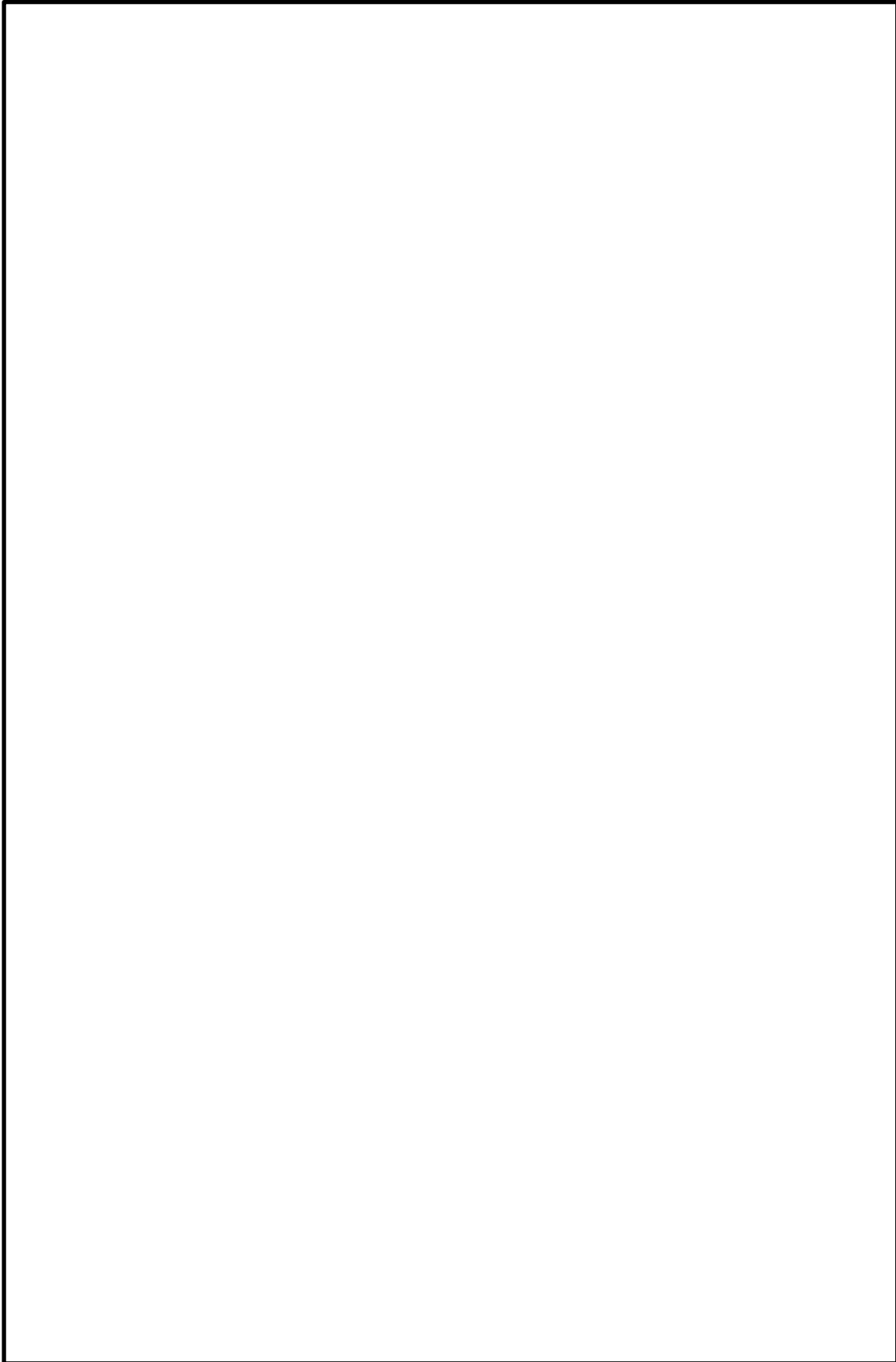


図 48-5-1 構造図（熱交換器ユニット熱交換器）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

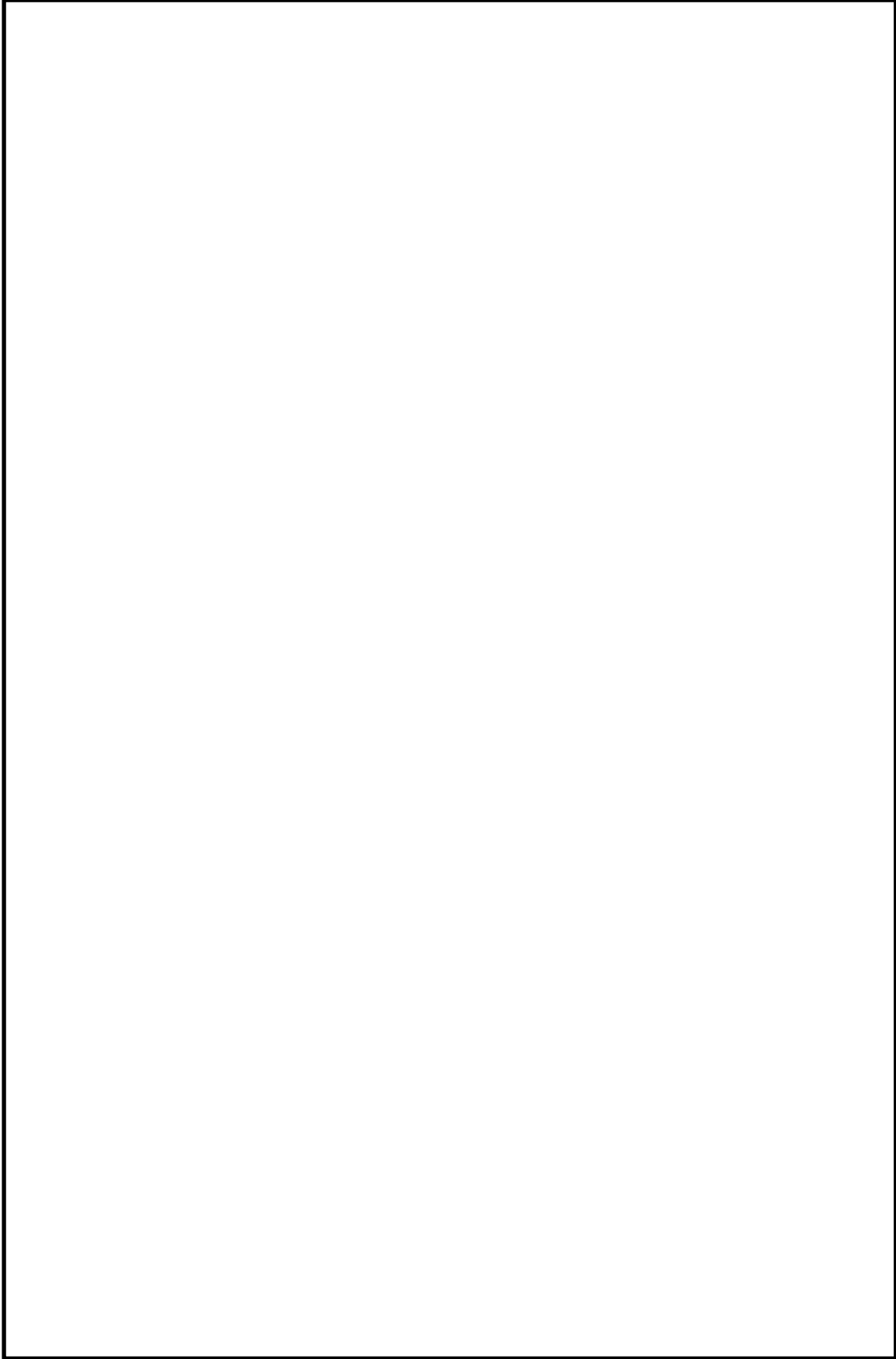


図 48-5-2 構造図（熱交換器ユニット淡水ポンプ）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

• 原子炉補機代替冷却水系

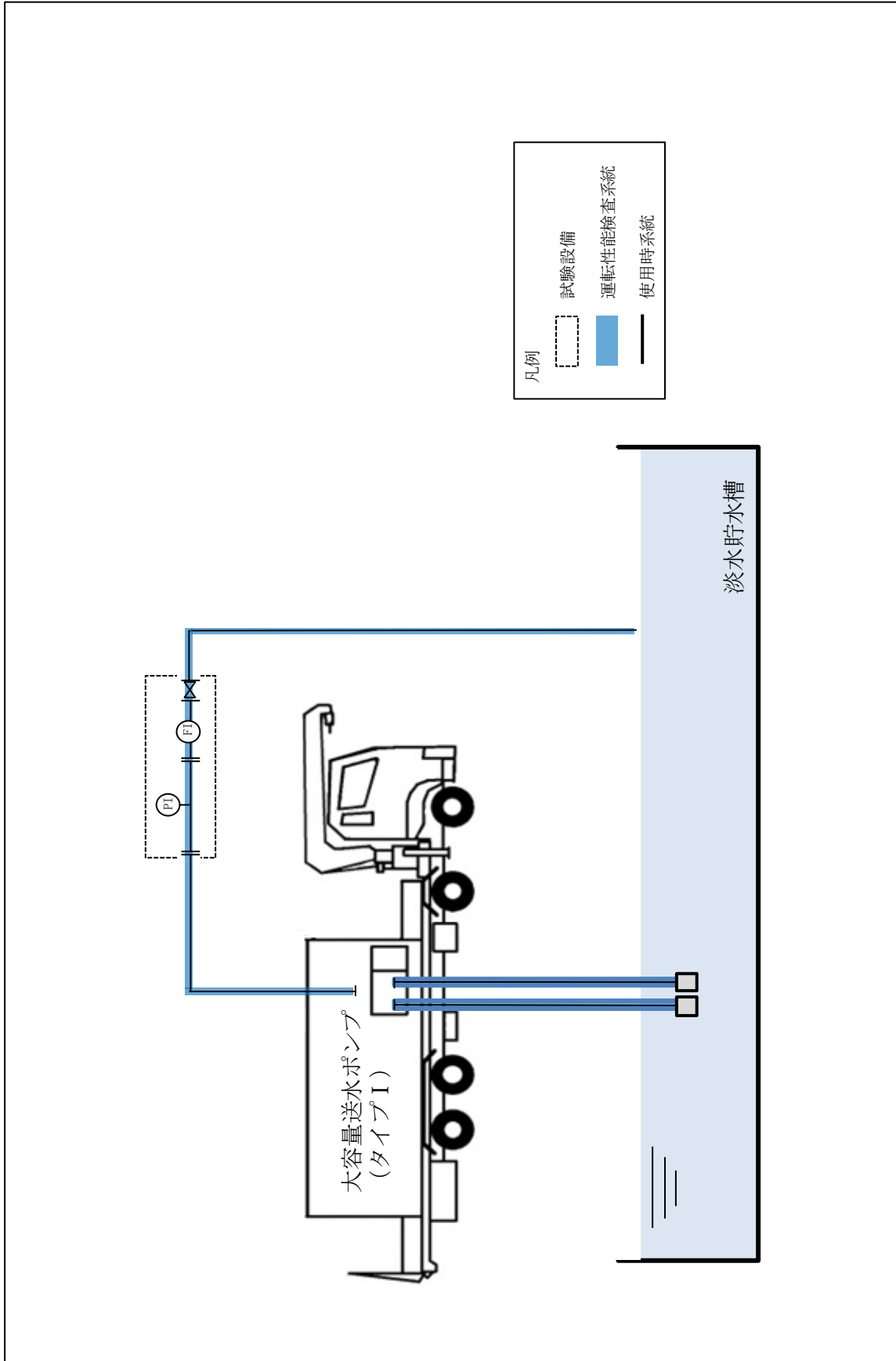


図 48-5-3 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

・原子炉補機代替冷却水系

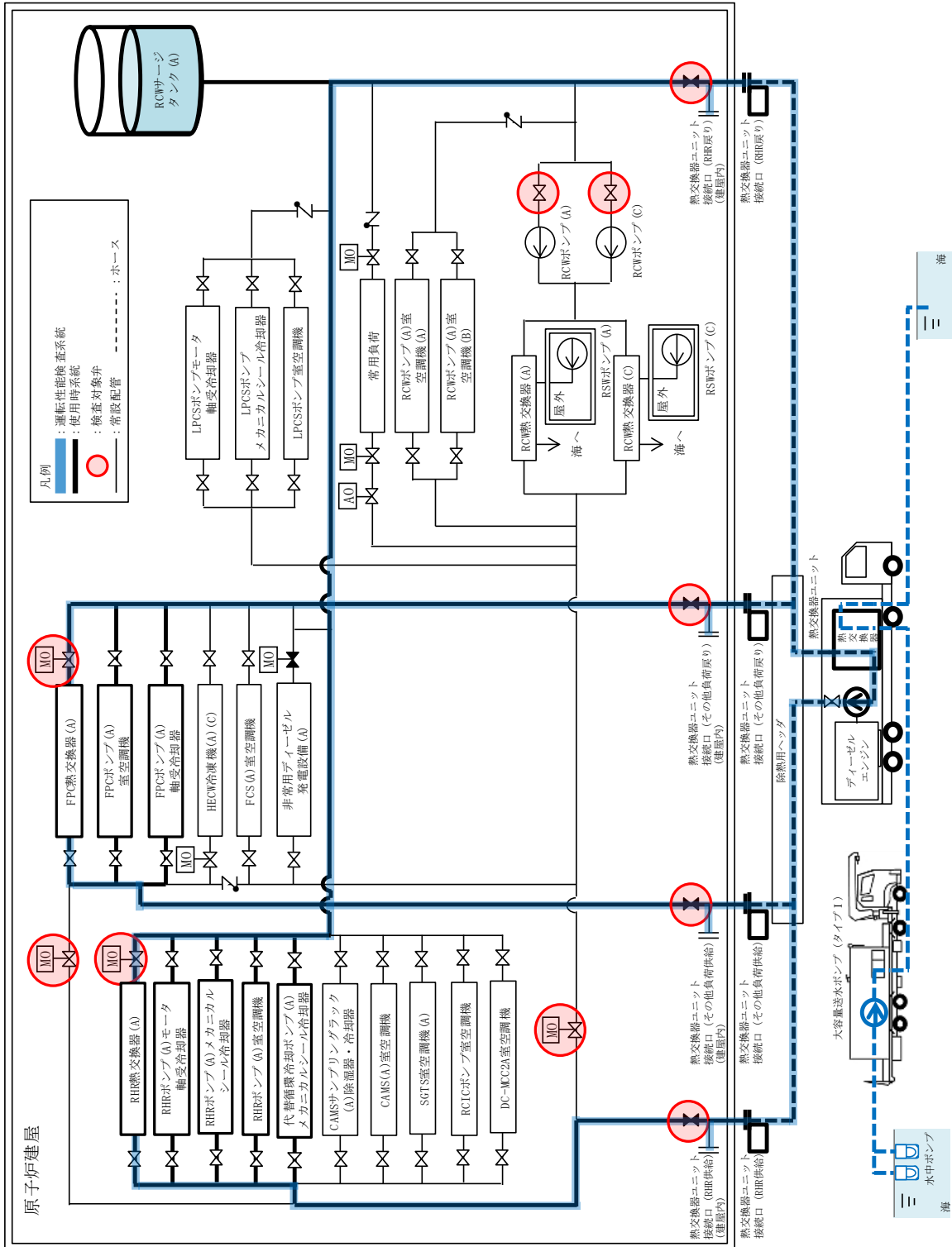


図 48-5-4 運転性能検査系統図 (原子炉補機代替冷却水系 A 系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・原子炉補機代替冷却水系

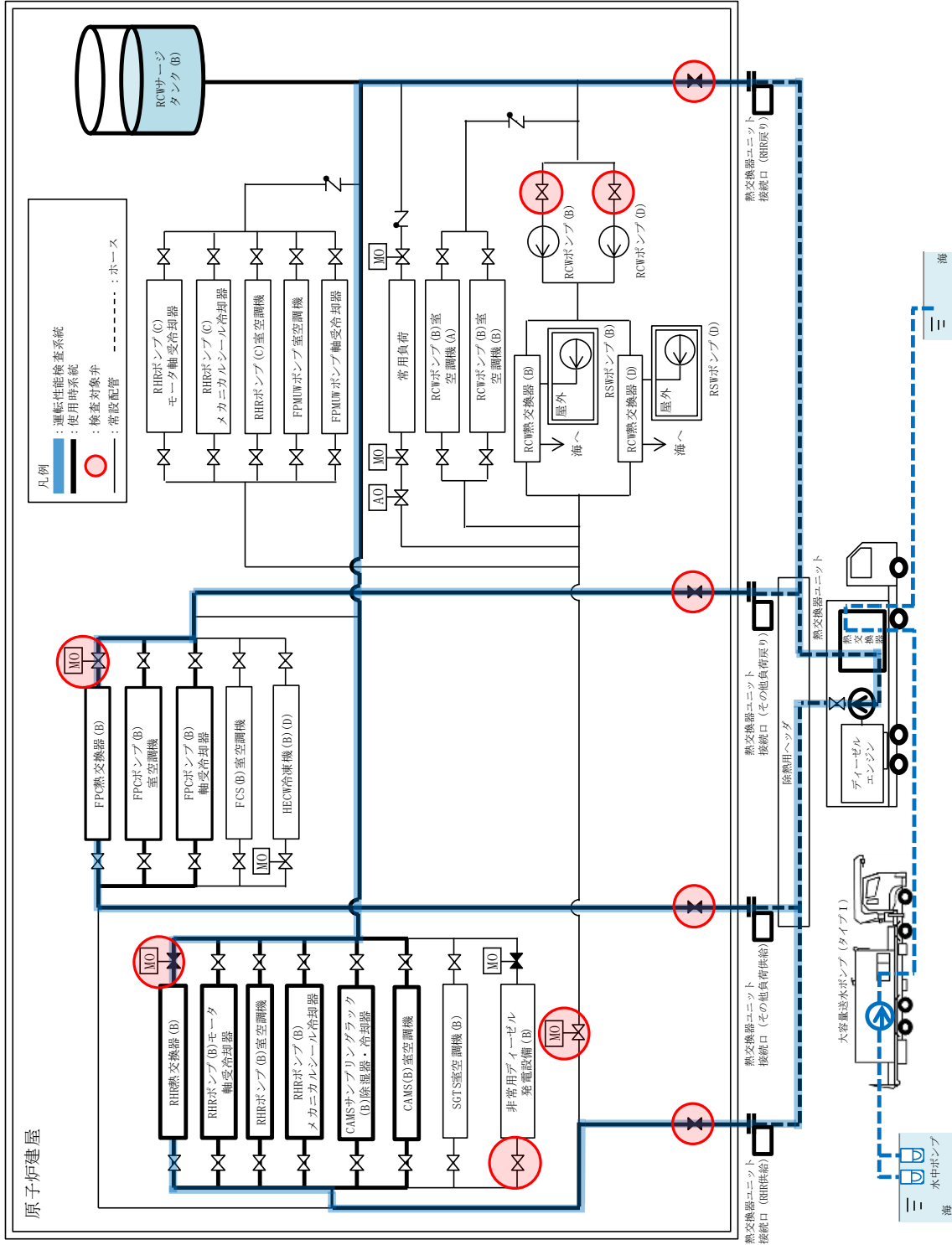


図 48-5-5 運転性能検査系統図 (原子炉補機代替冷却水系 B 系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・耐圧強化ベント系

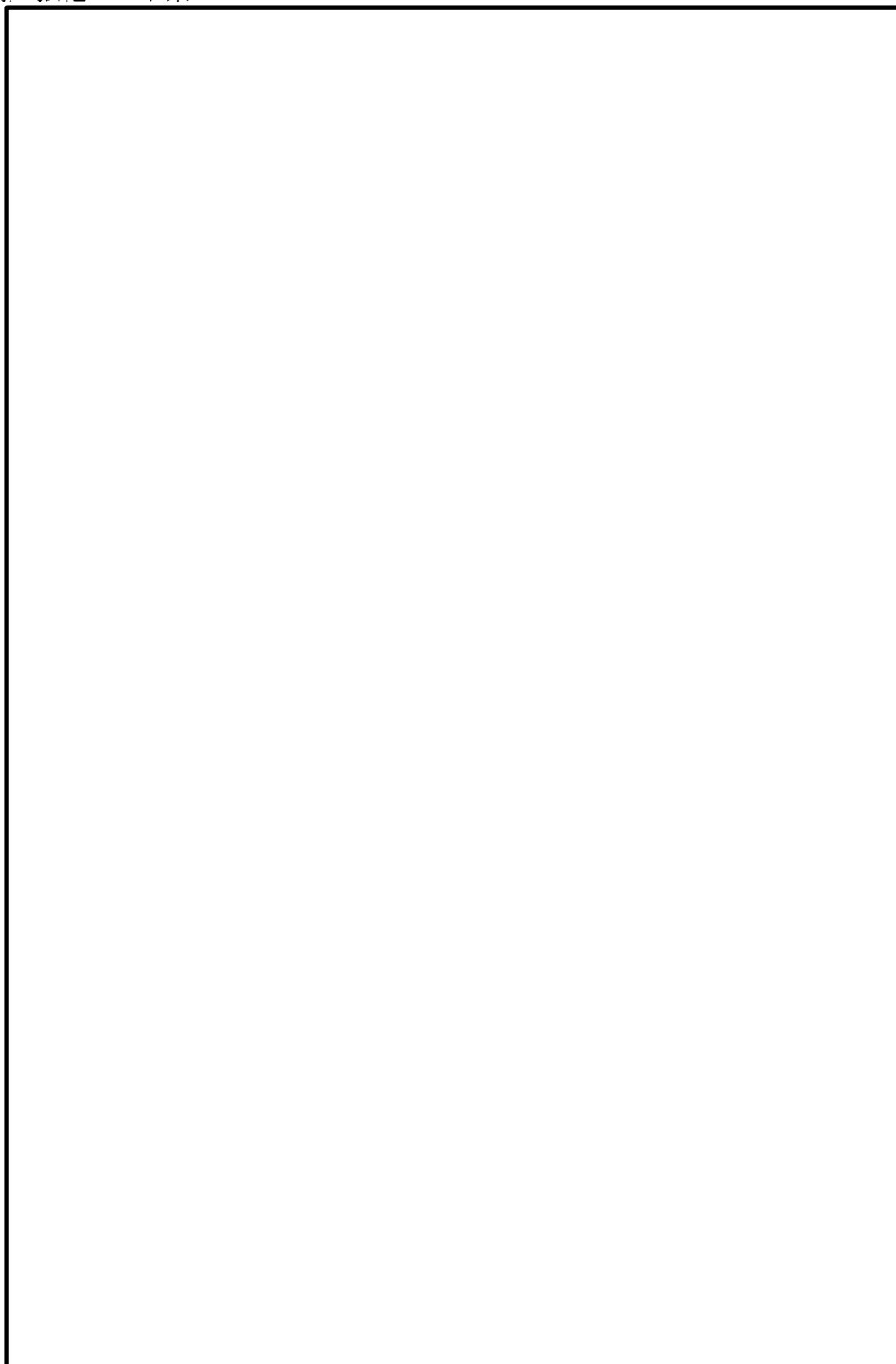


図 48-5-6 構造図  
(D/W ベント用出口隔離弁, S/C ベント用出口隔離弁)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

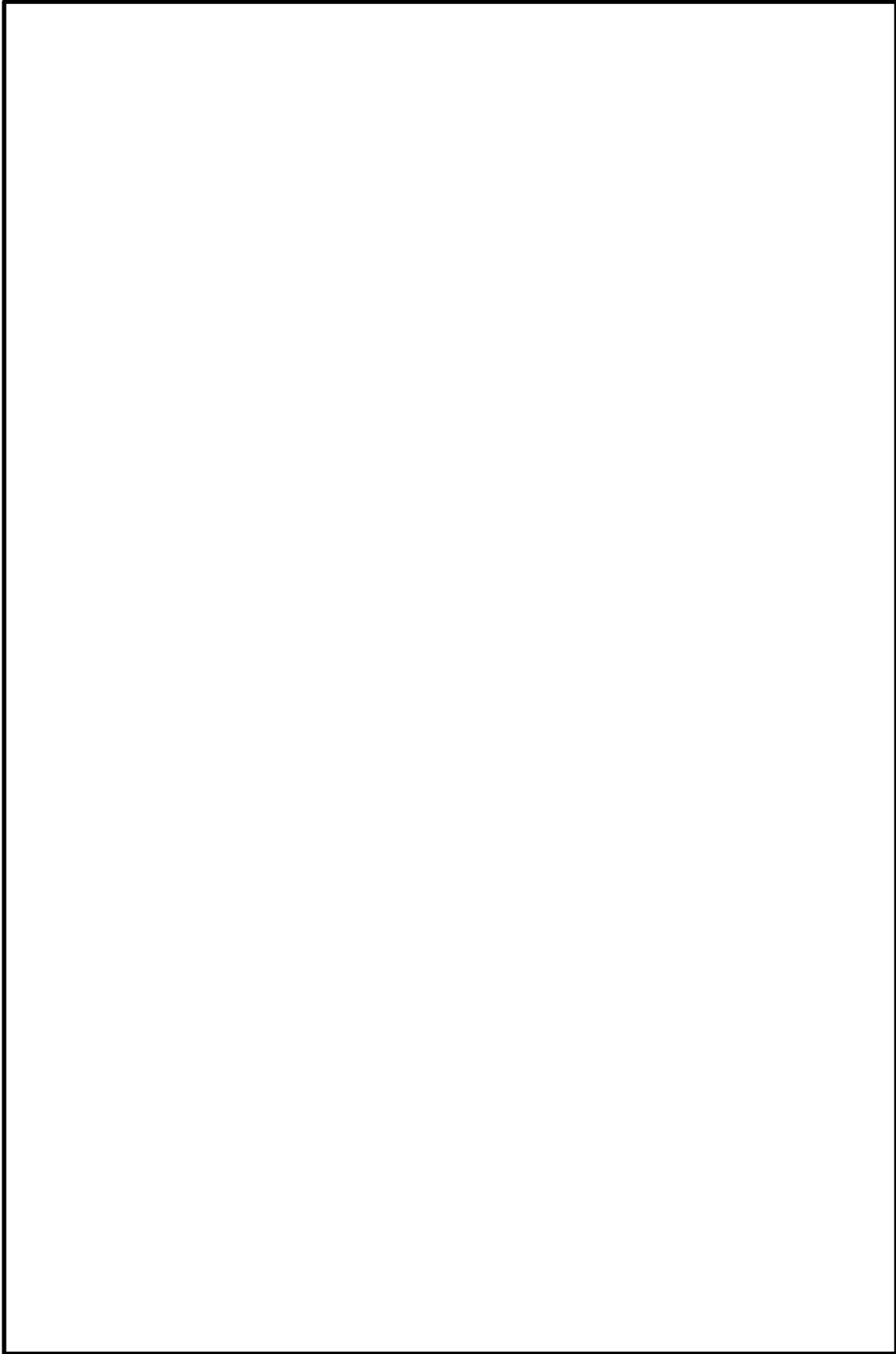


図 48-5-7 構造図  
(PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁, PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





図 48-5-8 遠隔手動弁操作設備構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

48-6

容量設定根拠

(原子炉格納容器フィルタベント系は 50 条にて整理)

・原子炉補機代替冷却水系

名 称		熱交換器ユニット	
個 数	—	3 (うち予備1)	
容量 (設計熱交換量)	MW/個	20.0	
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.18	海水側 1.20
最高使用温度	℃	淡水側 70	海水側 50
伝熱面積	m <sup>2</sup> /個	□	

**【設 定 根 拠】**

熱交換器ユニットは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、大容量送水ポンプ (タイプ I) と組み合わせて使用することにより、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ための設備並びに使用済燃料プールを冷却するための設備として設置する。

本システムは、海を最終ヒートシンクとして、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) により、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を介し、原子炉補機冷却水系配管及び接続口を経由して発電用原子炉、原子炉格納容器及び使用済燃料プールの除熱を行うことが可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1セット1台で使用することから、保有数は2セットで2台、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で1台の合計で3台を確保する。

熱交換器ユニット内には、熱交換器を3基設置し、必要な熱交換量を熱交換器ユニット1台で確保可能な設計とする。

1. 容量 (設計熱交換量)

熱交換器の容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、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)」シナリオにおいてサブレーションプール水の除熱効果が確認されている熱交換量 16.0 MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合として、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」シナリオ及び有効性評価「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて除熱効果が確認されている熱交換量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量 2.29 MW を除熱可能な容量として、20.0 MW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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）」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 48-6-1 に示す。原子炉補機代替冷却水系による残留熱除去系の運転開始により、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

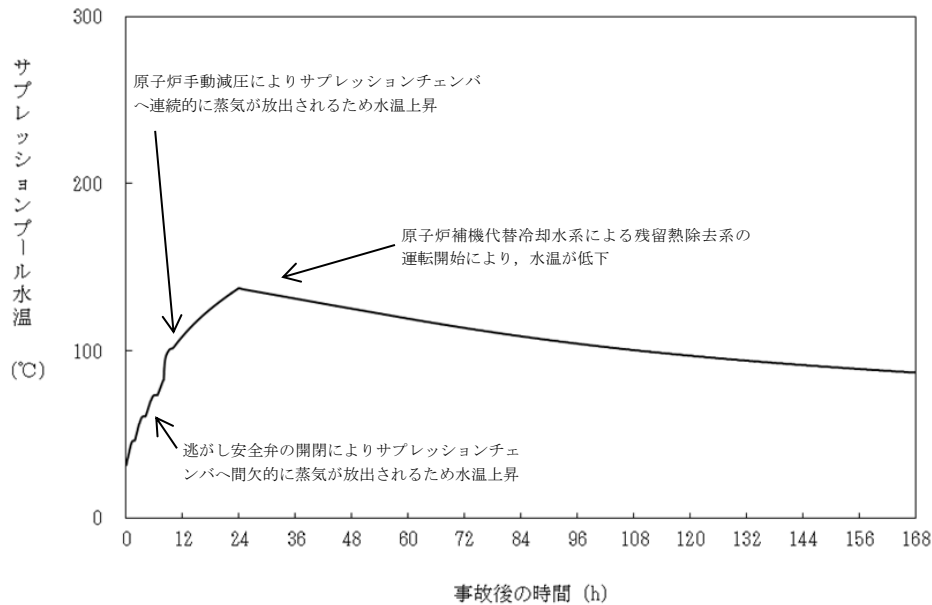


図 48-6-1 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 48-6-2 に示す。代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水により、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

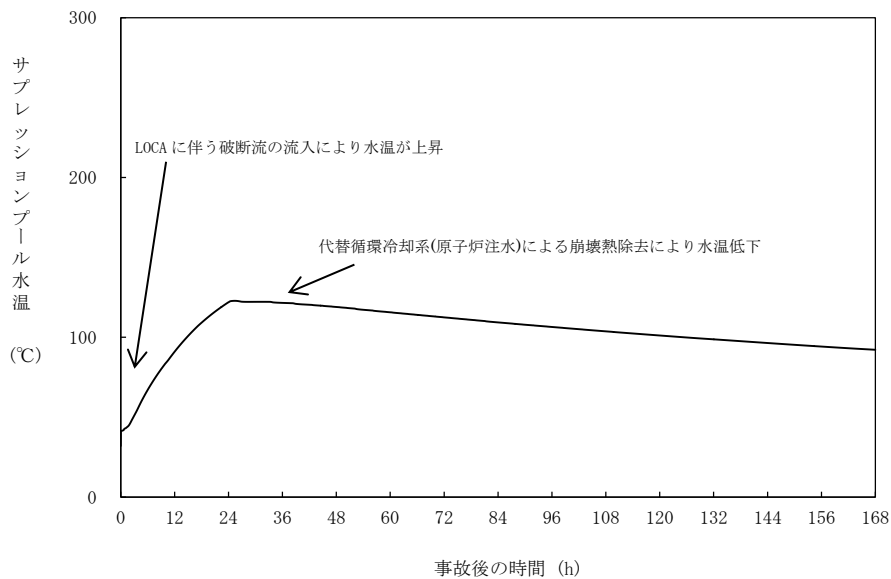


図 48-6-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 48-6-3 に示す。代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイにより、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

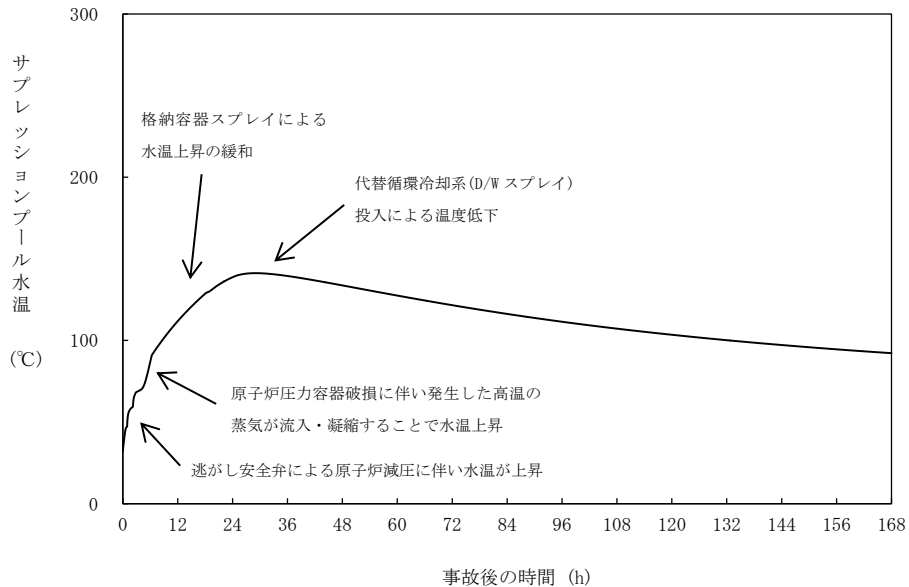


図 48-6-3 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」におけるサブプレッションプール水温の推移

## 2. 最高使用圧力

### (1) 淡水側

熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用圧力を考慮し、1.18MPa とする。

### (2) 海水側

大容量送水ポンプ（タイプ I）のポンプ吐出圧力を考慮し、1.20MPa とする。

## 3. 最高使用温度

### (1) 淡水側

熱交換器の淡水側の最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系配管の最高使用温度を考慮し、70°C とする。

### (2) 海水側

熱交換器の海水側の最高使用温度は、熱交換後の海水温度を考慮し、50°C とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニット1台に設置される熱交換器3基の合計の必要伝熱面積は、設計熱交換量20 MWを満足するための性能計算で求められる  m<sup>2</sup> とする。

必要伝熱面積は、設計熱交換量、総括伝熱係数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。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{U_c \times \Delta T} = \frac{20 \times 10^6}{\text{} \times 5.60}$$

Q : 設計熱交換量 = 20.0 MW

U<sup>c</sup> : 総括伝熱係数 =  kW/(m<sup>2</sup>・K)

ΔT : 対数平均温度差 = 5.60 K

(引用文献:「熱交換器設計ハンドブック」(昭和49年))

以上より、必要伝熱面積は  m<sup>2</sup> となることから熱交換器ユニットの面積は  m<sup>2</sup> とする。

なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び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8.8 MWである。

- ・管側 (サプレッションプール水) 流量 : 1,160 m<sup>3</sup>/h (残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機冷却水系) 流量 :  m<sup>3</sup>/h
- ・管側 (サプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・海水温度 : 26 °C
- ・(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原子炉補機代替冷却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5.8 MWである。

- ・管側 (サプレッションプール水) 流量 : 1,160 m<sup>3</sup>/h (残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機代替冷却水系) 流量 :  m<sup>3</sup>/h
- ・管側 (サプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・海水温度 : 26 °C
- ・(参考) 熱交換器ユニット伝熱面積 :  m<sup>2</sup>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		熱交換器ユニットのうち淡水ポンプ
個数	—	1
容量	m <sup>3</sup> /h/個	730 (注1), 730 (注2)
揚程	m	45 (注1), 70 (注2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.18
最高使用温度	℃	70
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：規格値を示す。

### 【設 定 根 拠】

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット内には、淡水ポンプを1台設置し必要な流量を確保可能な設計とする。

#### 1. 容量

淡水ポンプの容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、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）」シナリオにおいて除熱効果が確認されている流量  m<sup>3</sup>/h、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合として、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」シナリオ及び有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて除熱効果が確認されている流量  m<sup>3</sup>/h と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な流量  m<sup>3</sup>/h を供給可能な容量として、730 m<sup>3</sup>/h/個とする。

#### 2. 揚程

淡水ポンプの揚程は、原子炉補機代替冷却水系が閉ループであることを考慮し、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<熱交換器ユニット接続口  に接続する場合\*1>

熱交換器ユニット内圧力損失	約 <input type="text"/> m
配管及び弁類の圧力損失	約 <input type="text"/> m
ホース等の圧力損失	約 <input type="text"/> m
合計	約 47 m

\*1：圧力損失が最も大きくなる敷設ルートにて評価。

上記を踏まえ淡水ポンプの全揚程は70 mとする。

#### 3. 最高使用圧力

淡水ポンプの最高使用圧力は、熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力を考慮し1.18MPa [gage]とする。

#### 4. 最高使用温度

淡水ポンプの最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系主配管の最高使用温度を考慮し、70℃とする。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません

5. 原動機出力

淡水ポンプの原動機出力は、流量 730 m<sup>3</sup>/h 時の軸動力を基に設定する。

淡水ポンプの流量が 730 m<sup>3</sup>/h、全揚程が 70 m の時の必要軸動力は、以下のとおりである。

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\frac{\eta}{100}}$$

$$= \frac{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \frac{730}{3,600} \times 70}{\frac{\square}{100}}$$

$$\doteq \square \text{ kW}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
- $\rho$  : 流体密度 (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>/s) = 730/3,600
- H : ポンプ揚程 (m) = 70 (図 48-6-4 参照)
- $\eta$  : ポンプ効率 (%) =  $\square$  (図 48-6-4 参照)

(参考文献：日本工業規格「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))  
 以上より、必要軸動力を上回る原動機出力として  $\square$  kW/個とする。

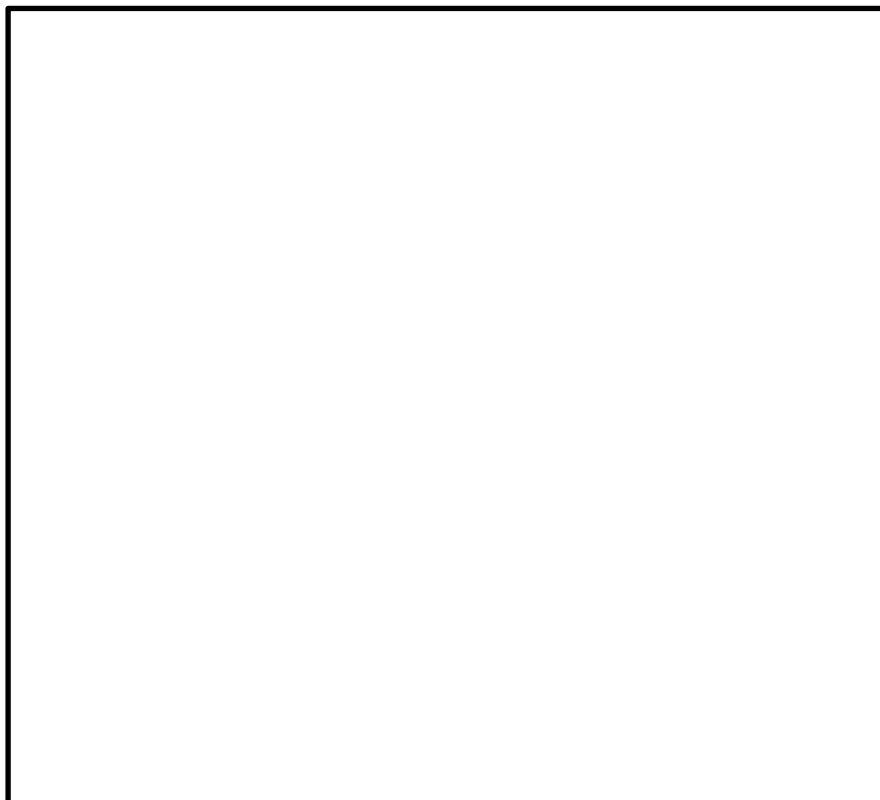


図 48-6-4 淡水ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



名 称		大容量送水ポンプ（タイプ I）
容量	m <sup>3</sup> /h/個	1,200（注 1）, 1,440（注 2）
揚程	m	120.5（注 1）, 122（注 2）
最高使用圧力	MPa [gage]	0.9（注 3）, 1.2（注 4, 注 5）
最高使用温度	℃	50
原動機出力	kW/個	<input type="checkbox"/>

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。  
注 3：淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。  
注 4：原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合の値を示す。  
注 5：海を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。

【 設 定 根 拠 】

大容量送水ポンプ（タイプ I）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）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、設計基準事故対処設備が有する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。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉圧力容器に注水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設計とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。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。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉格納容器内へスプレイ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設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、補給水系配管を経由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、スプレイノズルを経由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本系統は、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、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で 1 台の合計 5 台を確保する。

## 1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレ

イ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統各系統に必要な流量を確保可能な設計とする。

なお, 代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)) を水源として使用する場合には, 設置作業の効率化, 被ばく低減を図るため, 1.1~1.7 に示す「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量を 1 台で確保可能な設計とし, 表 48-6-1 に示すとおり 569m<sup>3</sup>/h 以上の容量を有する設計とする。これら全ての系統を同時に使用することはないものの, 保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し, これらを足し合わせた流量として 569m<sup>3</sup>/h 以上としている。

さらに, 大容量送水ポンプ (タイプ I) は, 1.8 に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量 1,200m<sup>3</sup>/h 以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ, 大容量送水ポンプ (タイプ I) の容量は, 1 台で 1,440m<sup>3</sup>/h の容量を有する設計とする。

表 48-6-1 代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)) を水源とした場合に必要となる最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系 (可搬型)	145m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)	50m <sup>3</sup> /h
燃料プールのスプレイ系 (燃料プール代替注水系 (常設配管) 及び燃料プール代替注水系 (可搬型)) *	126m <sup>3</sup> /h (114m <sup>3</sup> /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m <sup>3</sup> /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m <sup>3</sup> /h
合計	569m <sup>3</sup> /h

\* : 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型) 及び燃料プールのスプレイ系は同時使用しないことから, 燃料プールのスプレイ系の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

### 1.1 低圧代替注水系 (可搬型)

#### (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち, 「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「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において、有効性が確認されている原子炉压力容器への注水流量として120m<sup>3</sup>/h以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉压力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉压力容器への注水流量として145m<sup>3</sup>/h以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「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「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において有効性が確認されている, 原子炉格納容器内へのスプレイ流量として, 88m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の注水流量 50m<sup>3</sup>/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量として、50m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 35m<sup>3</sup>/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている熔融炉心の冷却時の注水流量として、35m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m<sup>3</sup>/h 以上

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シーケンスのうち、「想定事故1」及び「想定事故2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

## 1.5 燃料プールスプレイ系

### (1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126m<sup>3</sup>/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約9.7 m<sup>3</sup>/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm (約 45.4m<sup>3</sup>/h) である。さらに、スプレイノズル1個当たりの必要流量が 42m<sup>3</sup>/h であり、スプレイノズル3個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため126m<sup>3</sup>/h が必要であることから、126m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

## 1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

### (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m<sup>3</sup>/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

## 1.7 復水貯蔵タンクへの補給

### (1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m<sup>3</sup>/h 以上を補給可能な設計とする。

## 1.8 原子炉補機代替冷却水系

### (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の流量 1,200 m<sup>3</sup>/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合の除熱効果が確認されている熱交換量 16.0 MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている熱交換量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量 2.29 MW を除熱可能な容量として 20.0 MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892 m<sup>3</sup>/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m<sup>3</sup>/h を考慮した 1,200m<sup>3</sup>/h 以上を供給可能な設計とする。

## 2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.1.1～2.1.7 及び 2.3.1～2.3.6 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を 1 台で確保する設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.2 に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して 122 m とする。

### 2.1 淡水貯水槽を水源として使用する場合

#### 2.1.1 低圧代替注水系（可搬型）

##### (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 時の揚程 60.9m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。  
 <原子炉・格納容器下部注水接続口   から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計			約 60.9 m	

##### (2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 時の揚程 79.8m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。  
 <原子炉・格納容器下部注水接続口   から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計			約 79.8 m	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2.1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 75.6m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口 [ ] から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合 計			約 75.6 m

2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 14.5m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合 計			約 14.5 m

(2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 54.1m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合 計			約 54.1 m

2.1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 1.8m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口 [ ] から使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合 計			約 1.8 m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -3.8m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 <sup>*2</sup> )
合 計			約 -3.8 m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### 2.1.5 燃料プールのスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 37.8m 以上

燃料プールのスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源地と注水先の圧力差、(スプレイノズル必要圧力)、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 <sup>*2</sup> )
合 計		約	37.8 m

### 2.1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 17.7m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源地と注入先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口(屋内)から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注入先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	17.7 m

### 2.1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -11.0m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源地と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	-11.0 m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2.2 原子炉補機代替冷却水系

- (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 94.7m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
熱交換器ユニット内の圧力損失	約		m	
合 計			約 94.7 m	

## 2.3 海を水源として使用する場合

### 2.3.1 低圧代替注水系（可搬型）

- (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 時の揚程 100.1m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海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，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計			約 100.1m	

- (2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 時の揚程 120.5m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海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，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉压力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	120.5	m

### 2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 116.2m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口 [ ] から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	116.2	m

### 2.3.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 53.3m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	53.3	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(2) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 92.5m 以上  
 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口  から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>＞

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m	
静水頭	約	<input type="text"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	
合計	約	92.5	m	

#### 2.3.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 40.2m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

＜燃料プール注水接続口  から使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>＞

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m	
静水頭	約	<input type="text"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	
合計	約	40.2	m	

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 34.3m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>＞

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m	
静水頭	約	<input type="text"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
合計	約	34.3	m	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### 2.3.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 77.3m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、(スプレイノズル必要圧力)、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへスプレイする場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
合 計		約	77.3 m

### 2.3.6 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 28.5m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水へ復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	28.5 m

\*1：複数あるルートのうち、最も圧力損失が保守的な場合。

\*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、作業性及び他設備の干渉を考慮し、ポンプ容量の範囲で適切に選定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

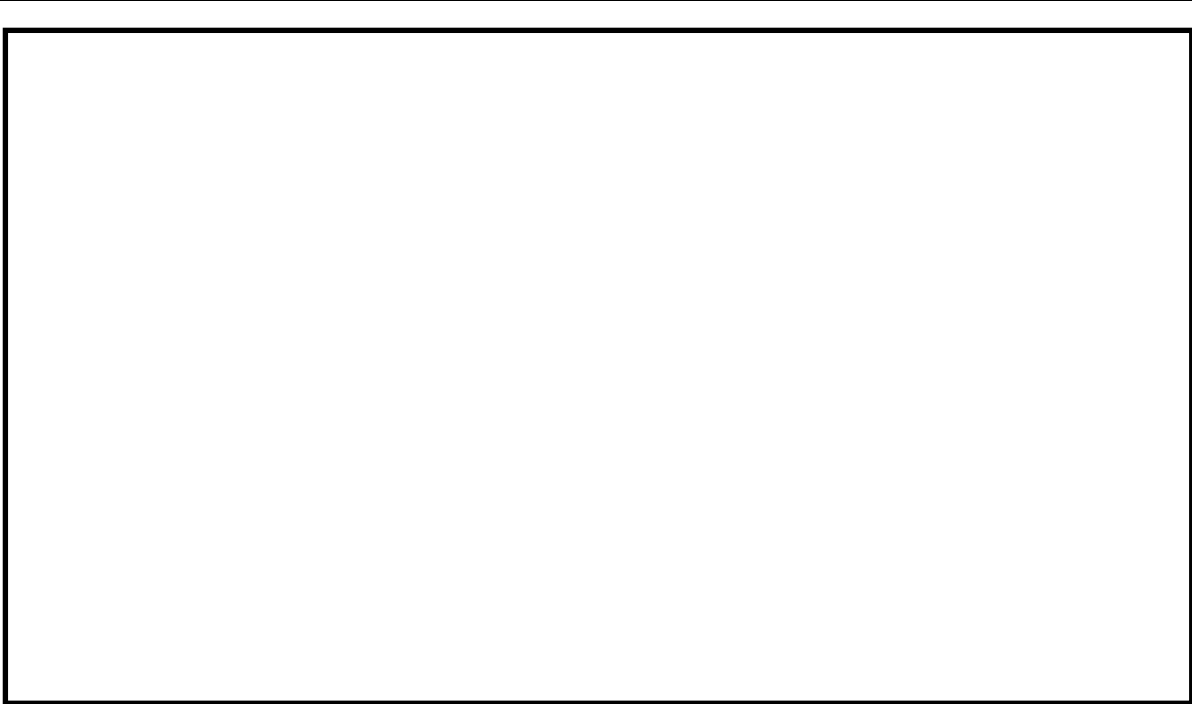


図 48-6-5 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

### 3. 最高使用圧力

- 3.1 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 0.9MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、これらシステムの同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、0.9MPa とする。

- 3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.3 海を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPa とする。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所の海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃ とする。

5. 原動機出力  kW

大容量送水ポンプ（タイプ I）の原動機出力は、流量 1,440 m<sup>3</sup>/h、揚程 122 m での軸動力を考慮し、 kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 付属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要なとなる揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 48-6-2 に示す。

表 48-6-2 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要なとなる揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 48-6-2 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量 [m <sup>3</sup> /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差 ① [m]	水中ポンプの吐出圧力 ② [m]	増圧ポンプへの必要給水圧力 ③ [m]	ホースの圧力損失 ④ [m]	水中ポンプ揚程 (②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	569	11.7				35.4
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

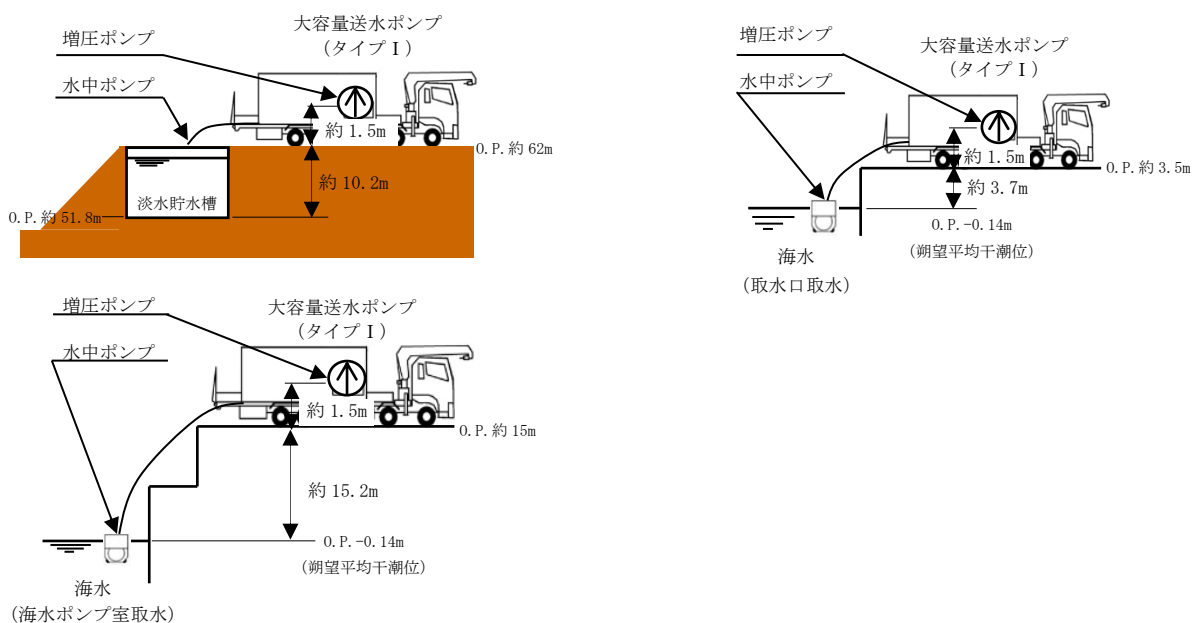


図 48-6-6 大容量送水ポンプ (タイプ I) の配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		耐圧強化ベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	427
最高使用温度	℃	171
設計流量	kg/s	10.0 (原子炉格納容器圧力 427kPa[gage]に おいて)

**【設定根拠】**

1. 最高使用圧力

原子炉格納容器の最高使用圧力である 427kPa[gage]とする。

炉心損傷前のベントは、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力である 427 kPa[gage]までに実施することとなるため、耐圧強化ベント系の最高使用圧力を 427kPa[gage]とする。

有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオである LOCA 時注水機能喪失における、原子炉格納容器圧力の推移について図 48-6-7 に示す。

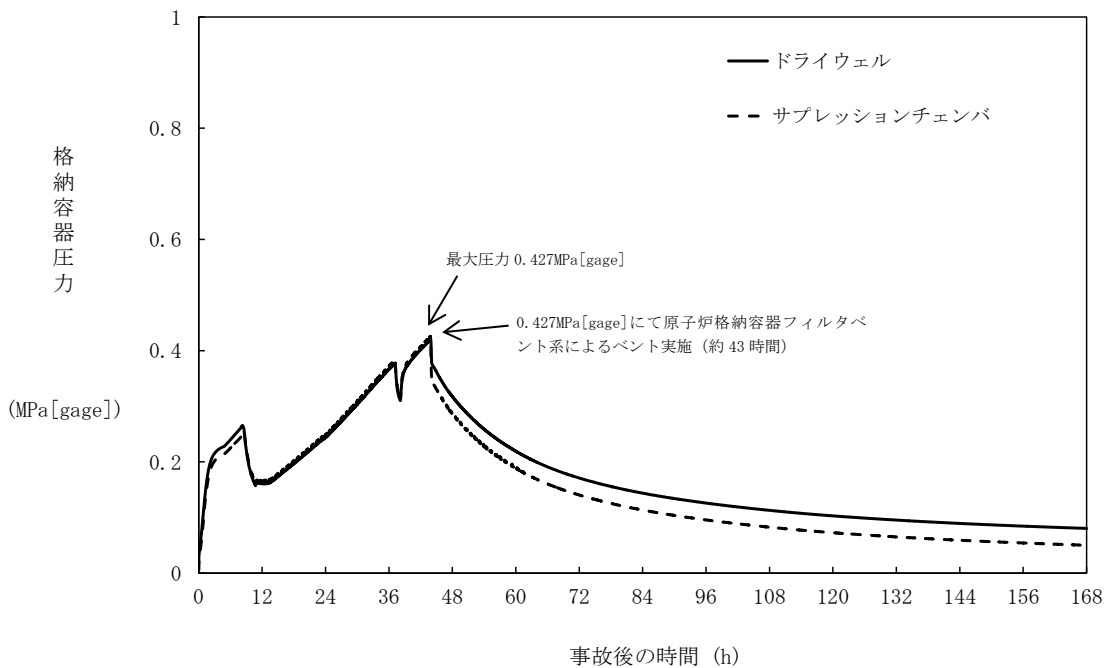


図 48-6-7 原子炉格納容器圧力の推移 (LOCA 時注水機能喪失)

## 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 LOCA 時注水機能喪失において、ベント後の格納容器温度は 171 °C 以下となることを確認している。(図 48-6-8 参照)。そのため、原子炉格納容器に接続している耐圧強化ベント系の温度も 171 °C 以下となる。

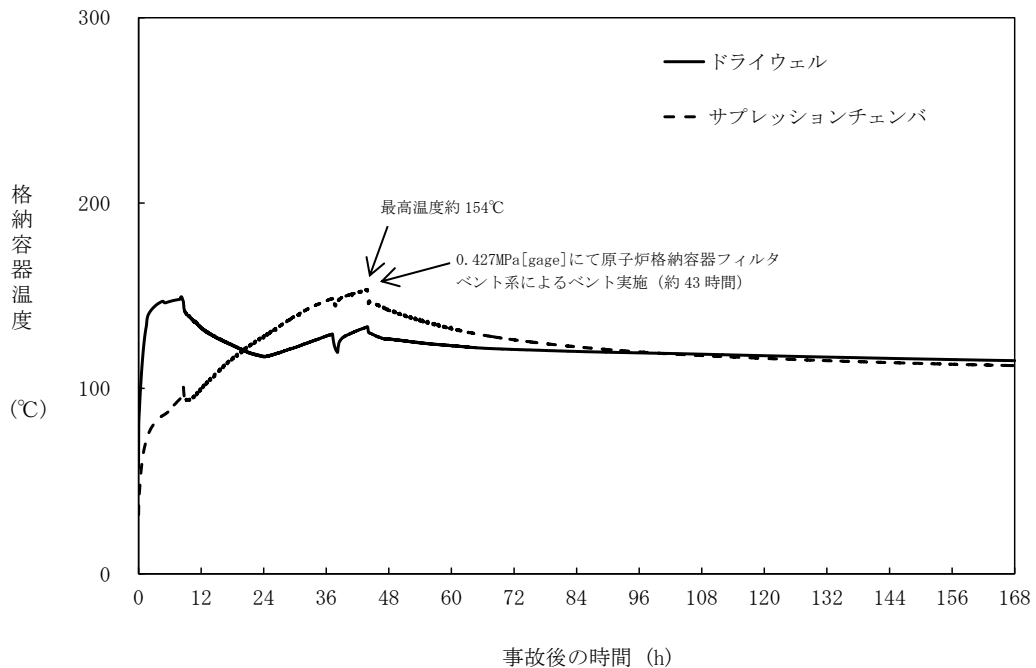


図 48-6-8 原子炉格納容器温度の推移 (LOCA 時注水機能喪失)

## 3. 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器が最高使用圧力にてベントを実施した際に、原子炉の定格熱出力の 1% に相当する発生蒸気量 10.0 kg/s を排出可能な設計とする。

炉心の崩壊熱が定格熱出力の 1% になるのは、原子炉停止から 2~3 時間後である。一方、有効性評価シナリオである LOCA 時注水機能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 43 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原子炉格納容器を減圧することは可能である。

48-7

接続図

(原子炉格納容器フィルタベント系は 50 条にて整理)

- ・原子炉補機代替冷却水系

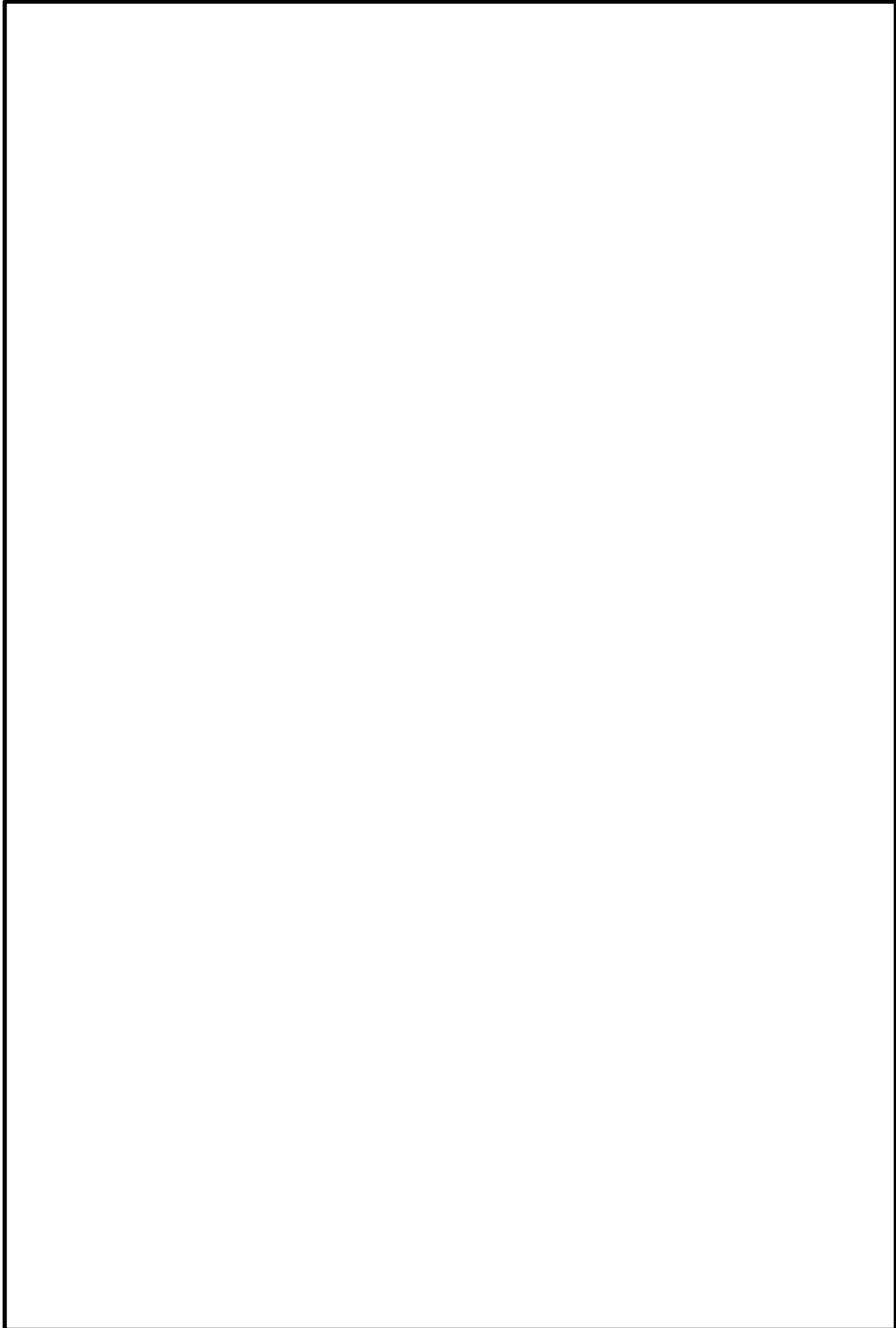


図 48-7-1 接続図  
(2号炉海水ポンプ室から熱交換器ユニット接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

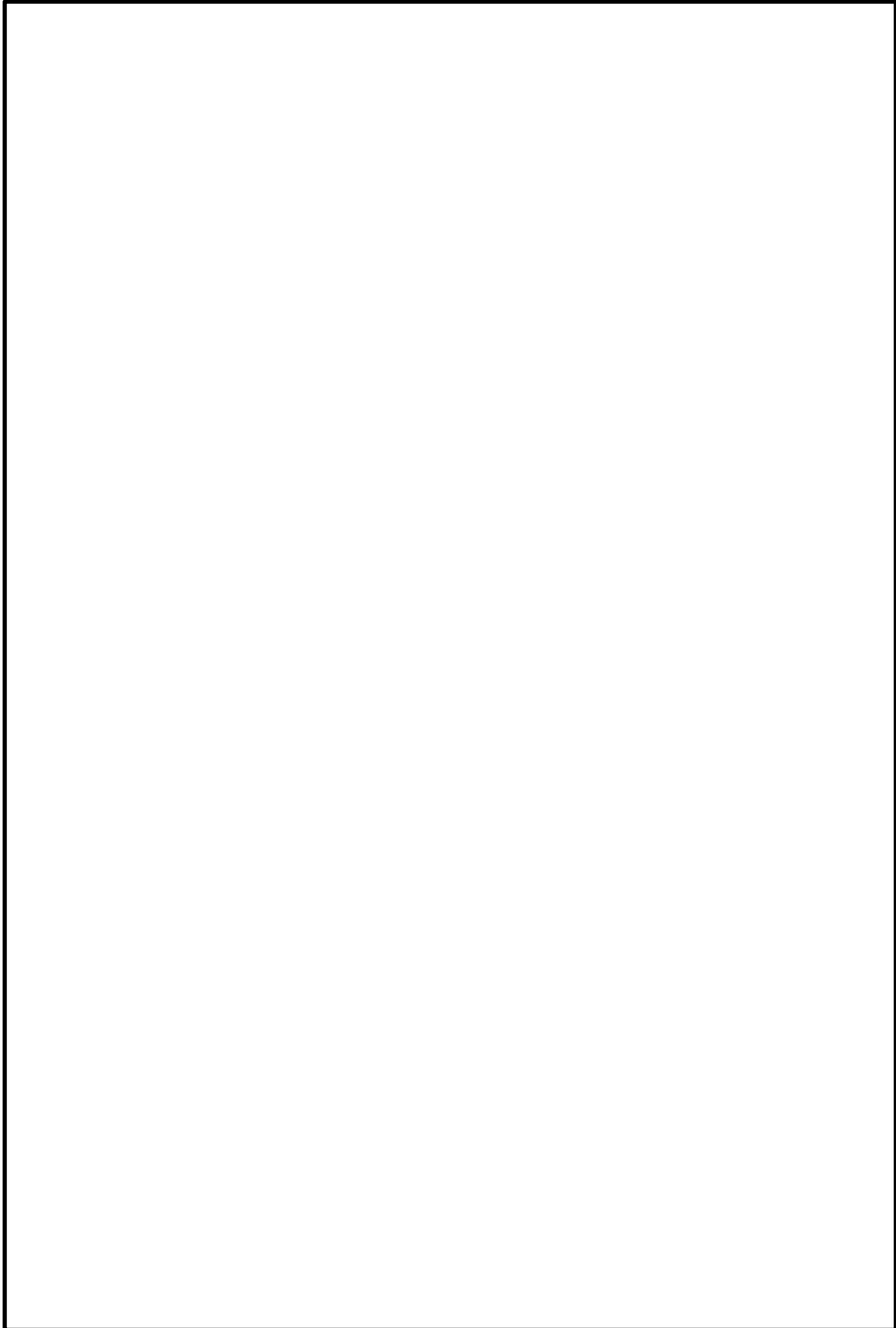


図 48-7-2 接続図  
(2号炉取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (海側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

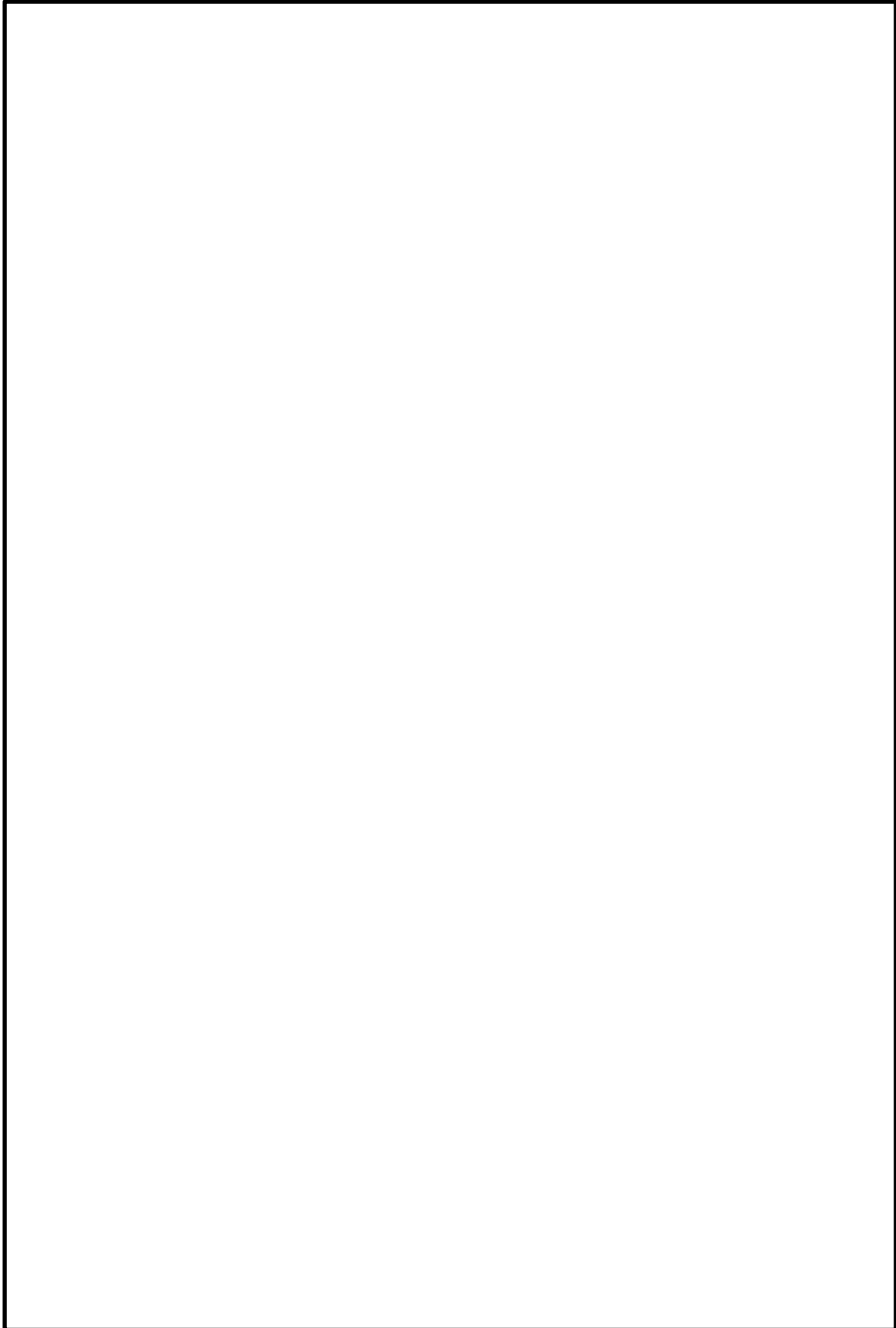


図 48-7-3 接続図  
( 2 号炉取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (山側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-8

保管場所図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)



- 原子炉補機代替冷却水系

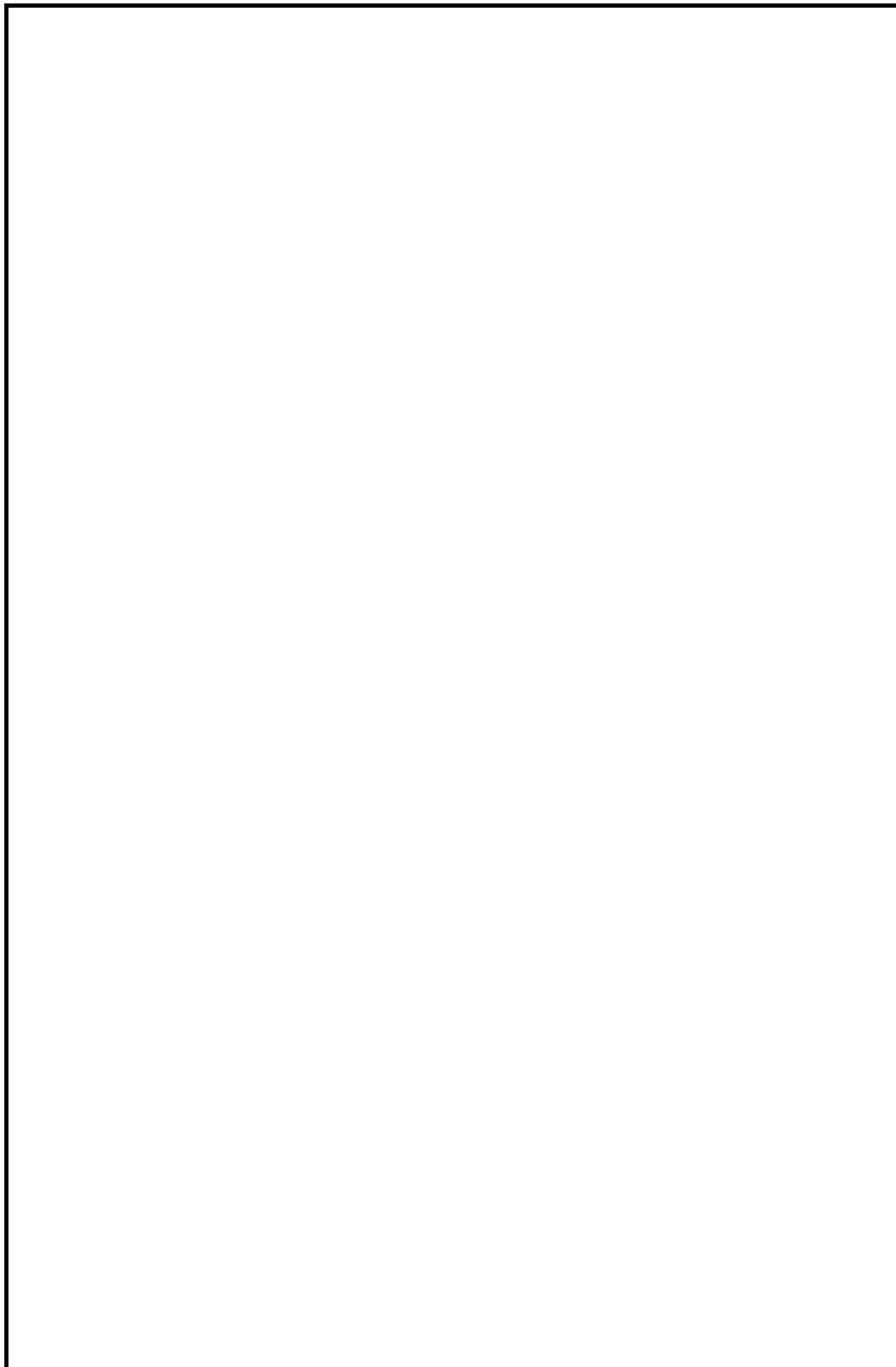


図 48-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

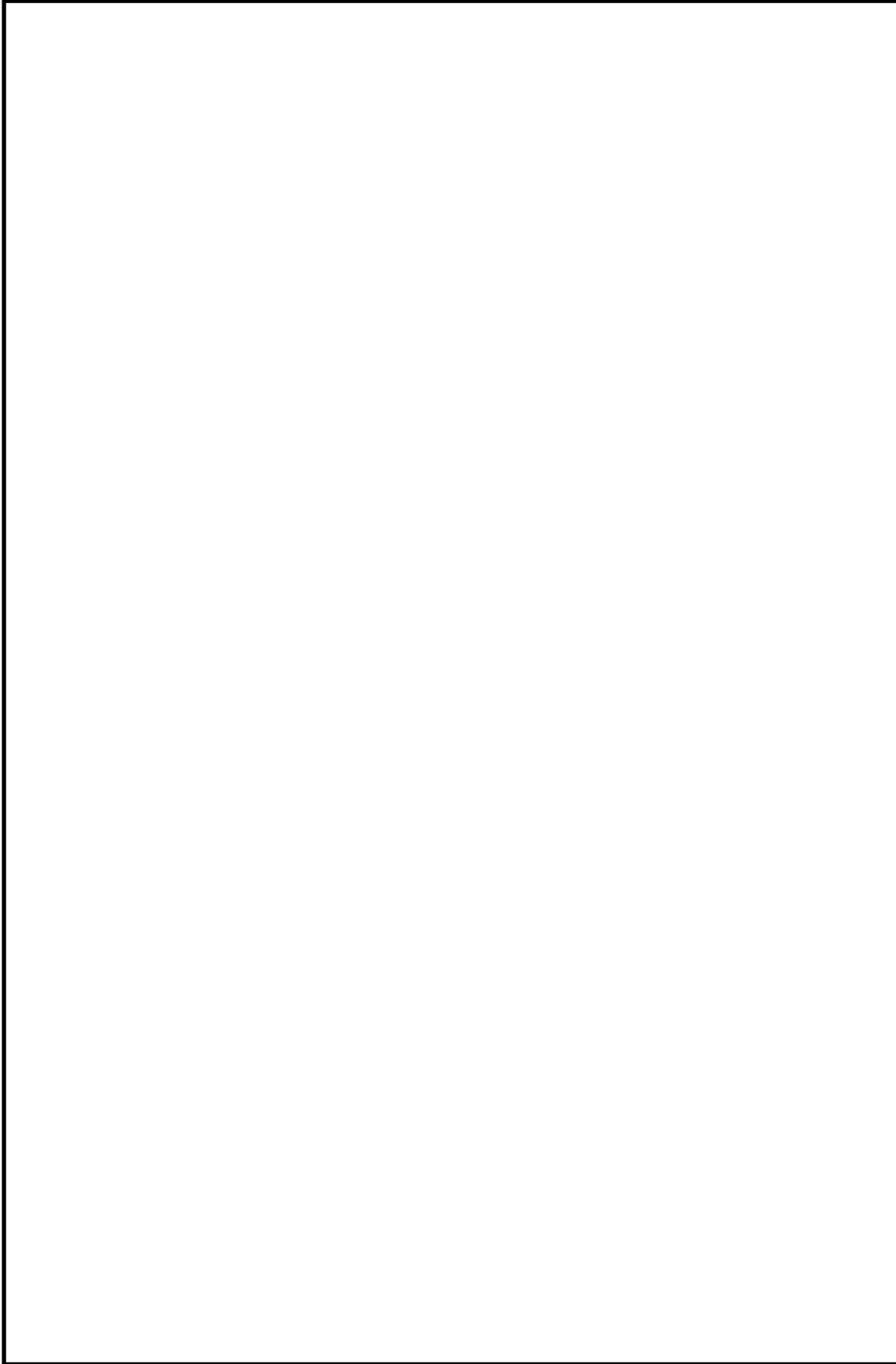


図 48-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

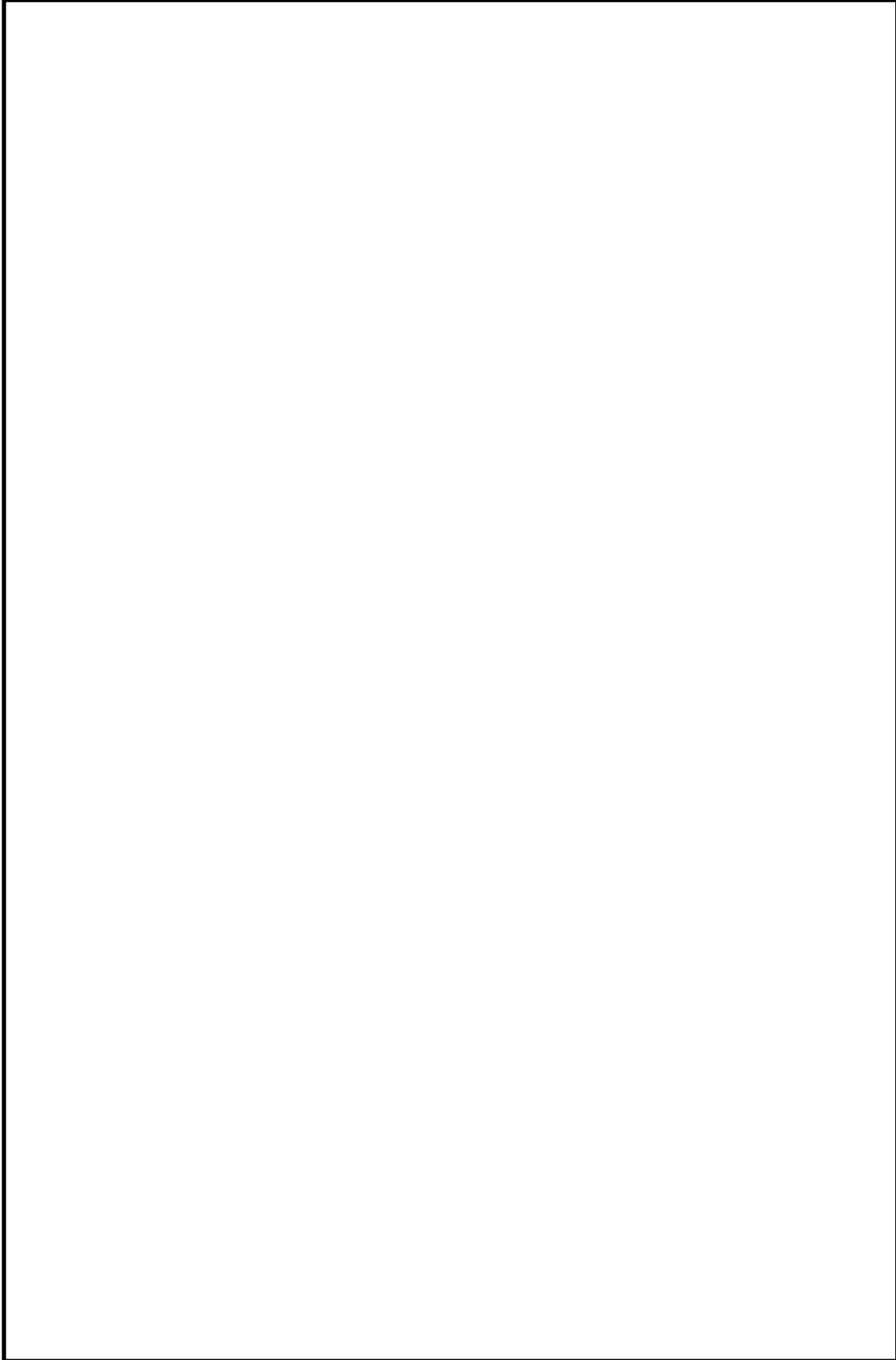


図 48-8-3 保管場所図（機器配置）

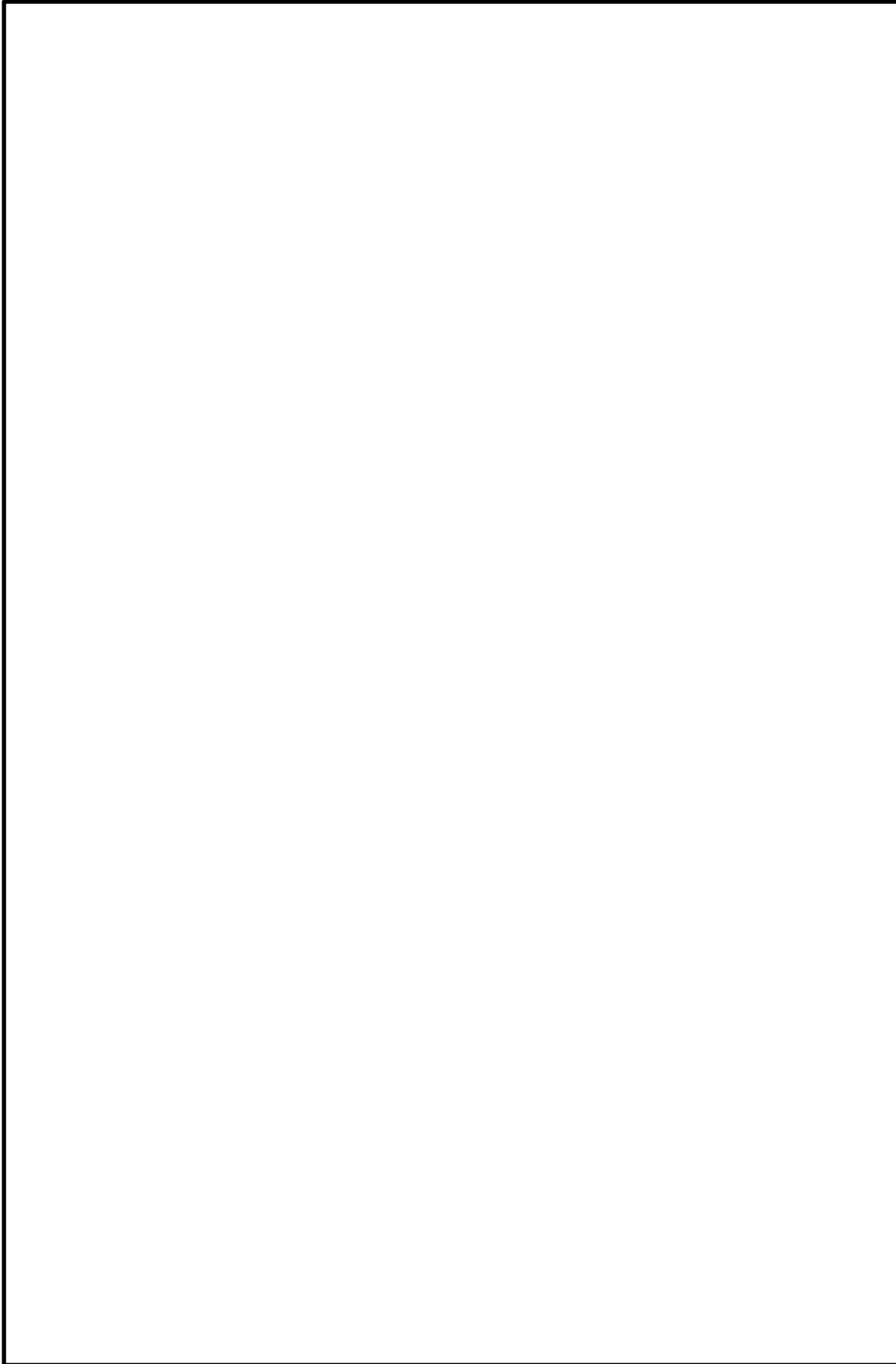
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-9

アクセスルート図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

- ・原子炉補機代替冷却水系



女川原子力発電所2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（02-NP-0026（改7）」  
（平成30年4月19日提出版）より抜粋

図 48-9-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

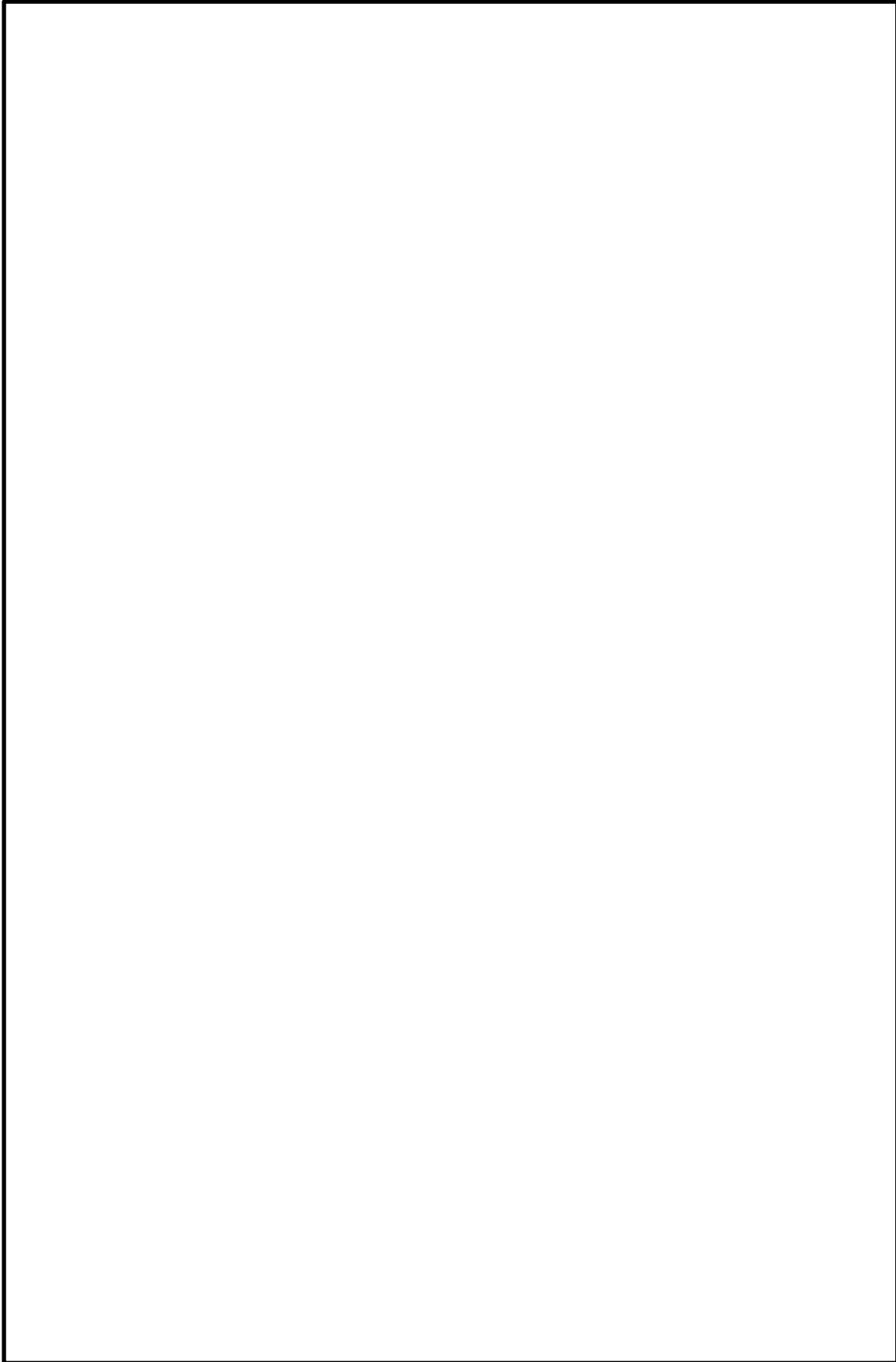


図 48-9-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

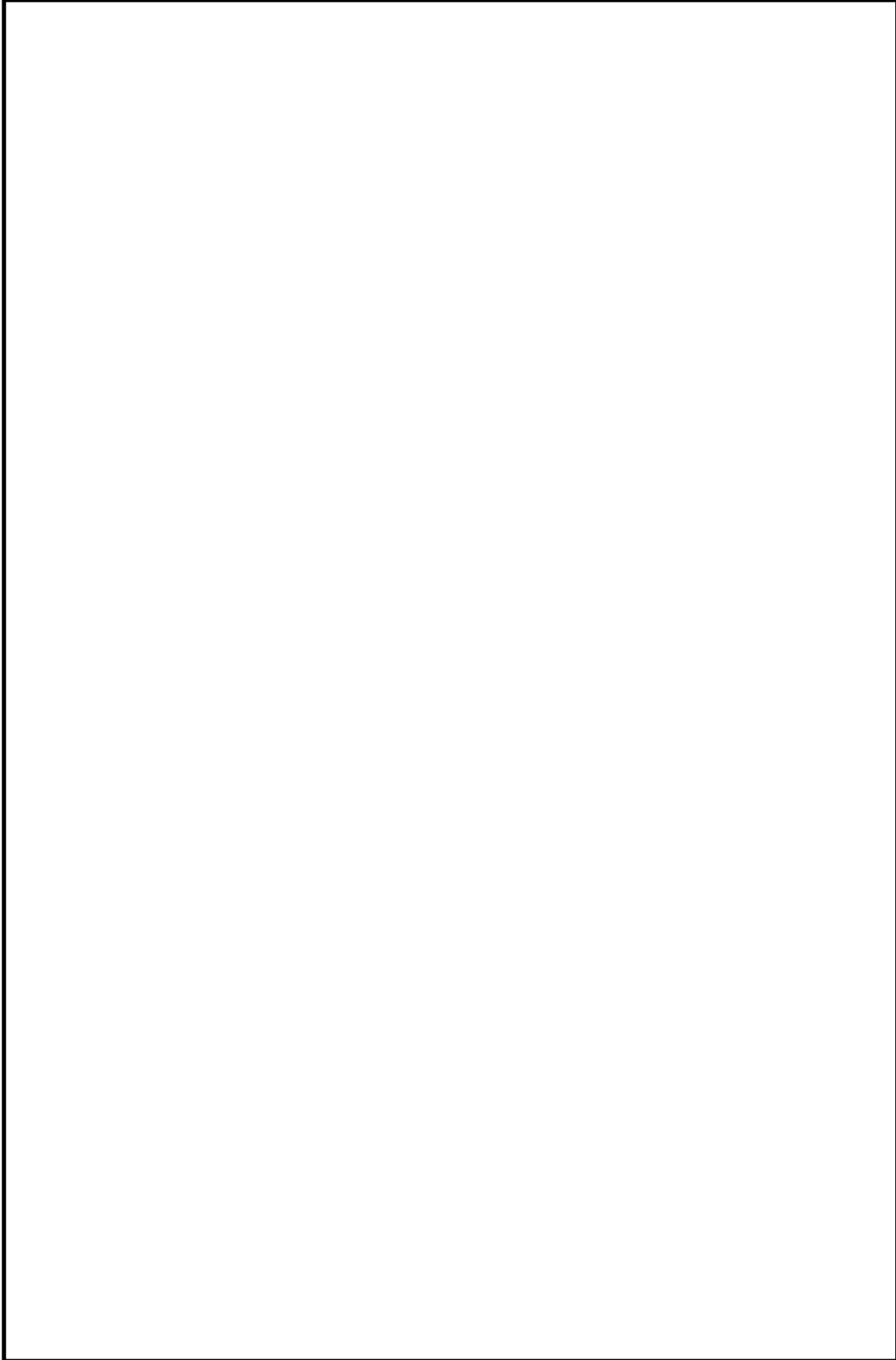


図 48-9-3 津波時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

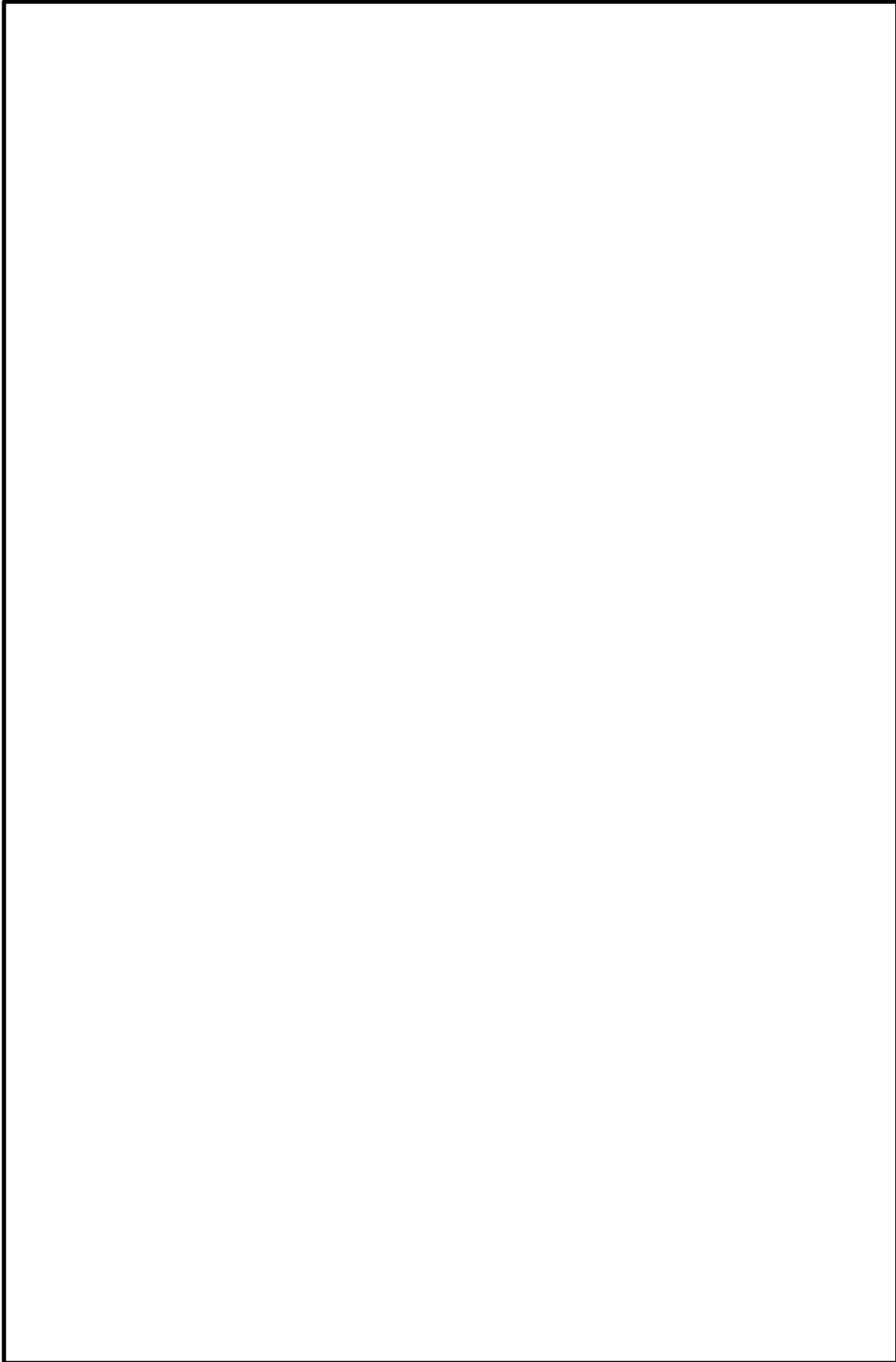


図 48-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



48-10

熱交換器ユニット構造について

## 熱交換器ユニットの構造について

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットは、図 48-10-1 で示すとおり淡水ポンプ 1 台、ディーゼルエンジン 1 台、熱交換器 3 基、海水ストレーナ 1 基等で構成される。

淡水ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動可能であり外部電源が不要な設計とする。熱交換器は、大容量送水ポンプ（タイプ I）から送水される海水により、原子炉補機冷却水（淡水）を冷却する。また、熱交換器ユニット内に海水ストレーナを設置し、異物の流入を防止する設計とする。

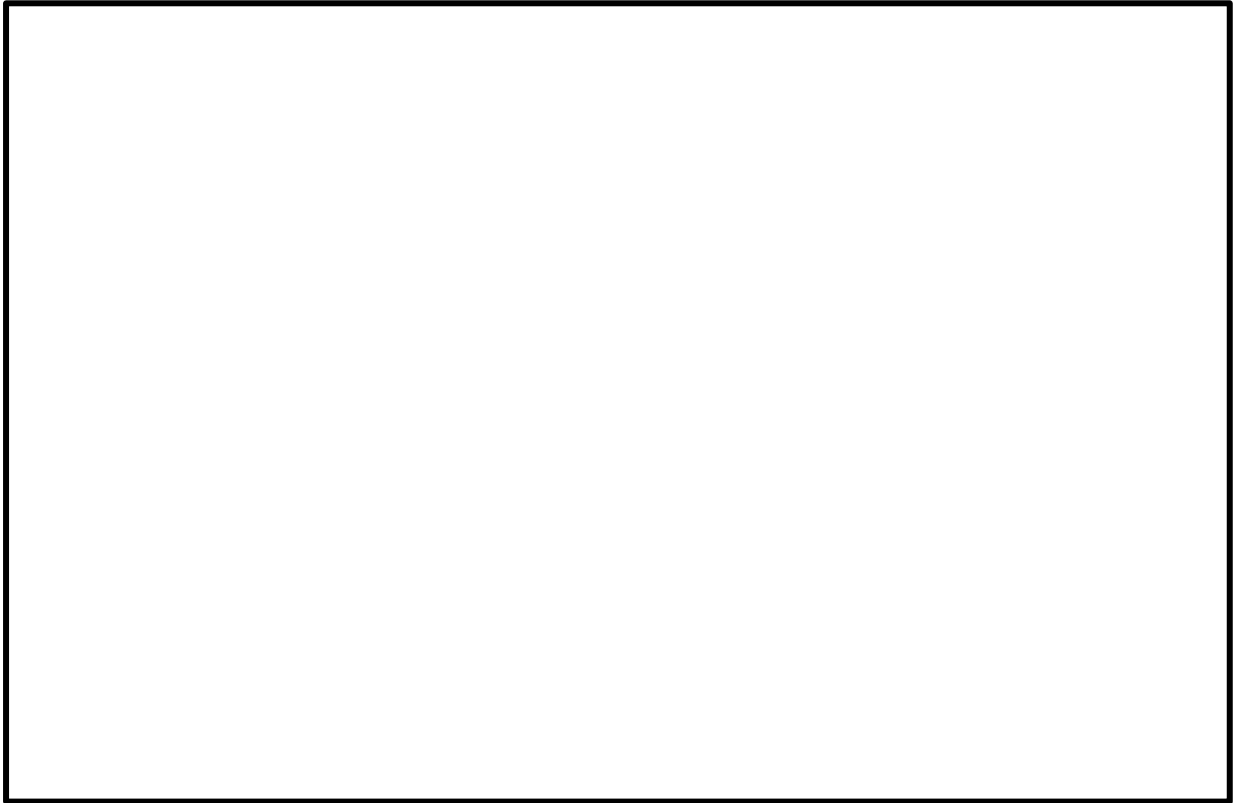


図 48-10-1 熱交換器ユニット 概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

48-11

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

## 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、図 48-11-1 で示すとおり増圧ポンプ 1 台，附属水中ポンプ 2 台，ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，附属水中ポンプ及び増圧ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり，外部電源が不要な設計である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，淡水又は海水を附属水中ポンプにて取水した後，ホースを介して増圧ポンプへと送水し，加圧した水を各注水先へ送水する。

なお，附属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し，異物の流入を防止する設計としている。

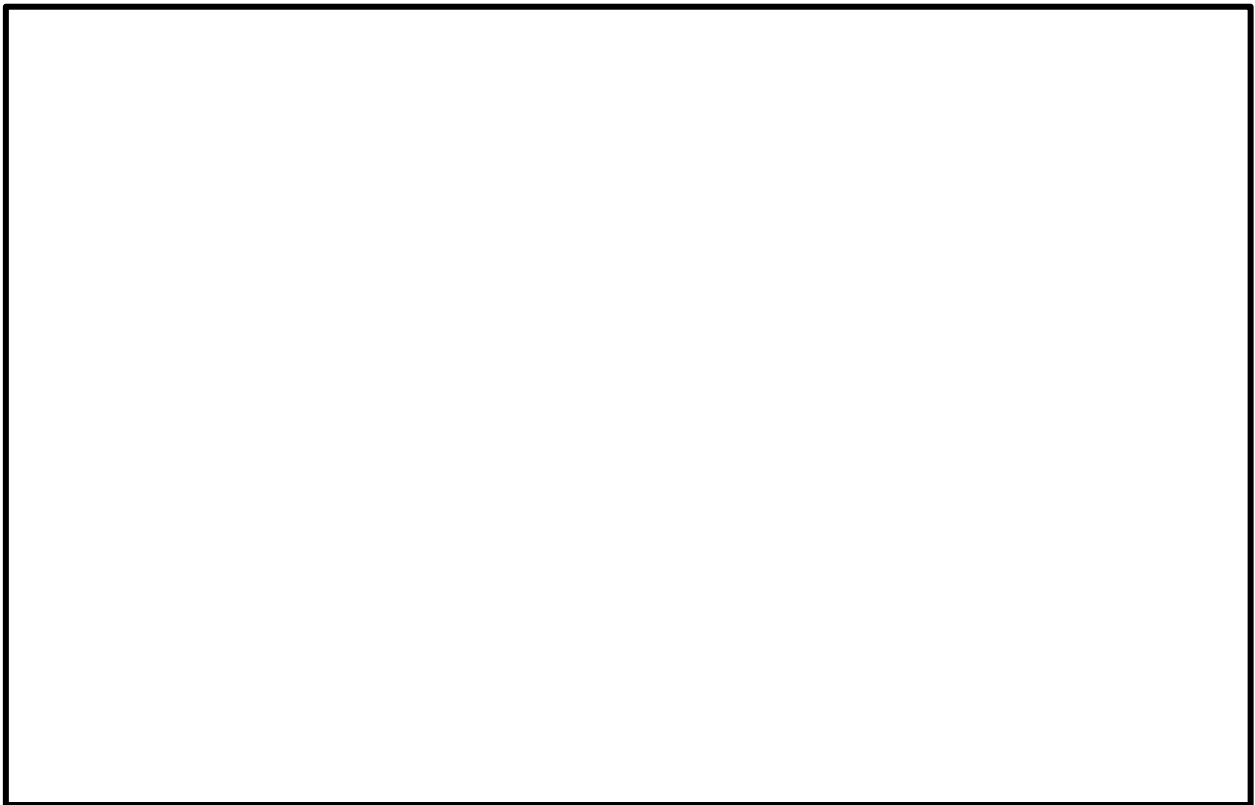


図 48-11-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

49 条

49-1 SA 設備基準適合性一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

49-6 容量設定根拠

49-7 接続図

49-8 保管場所図

49-9 アクセスルート図

49-10 その他設備

49-11 注水用ヘッダについて

49-12 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

49-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 9 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		大容量送水ポンプ(タイプ I)		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	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		使用時海水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		49-7 接続図, 49-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性		現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g
		関連資料		49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A
		関連資料		49-5 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b
	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)		対象外	対象外
		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 (設置場所で操作可能)	A a	
	関連資料		49-3 配置図, 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		単独の機能で使用	A b
			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 設備あり) - 屋内	A a
	サポート系要因			対象 (サポート系あり) - 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			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 9 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレィ冷却モード） （設計基準拡張）	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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等から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
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	ポンプ	A	
		関連資料	—		
	第 4 号	切替え性	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	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	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（サポート系あり）－異なる駆動源，又は冷却源	C a
			関連資料	—	



女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 9 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系熱交換器（格納容器スプレイ冷却モード） （設計基準拡張）	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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等から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	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	熱交換器	D	
		関連資料	—		
	第 4 号	切替え性	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	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	—	
		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	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）	対象外
		関連資料	—		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 9 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系ポンプ（サブプレッションプール水冷却モード） （設計基準拡張）	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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	—	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	ポンプ	A	
		関連資料	—		
	第 4 号	切替え性	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	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	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（サポート系あり）－異なる駆動源，又は冷却源	C a
	関連資料	—			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 9 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系熱交換器（サプレッションプール水冷却モード） （設計基準拡張）	類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	第 1 号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重		（有効に機能を発揮する）	－
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		（周辺機器等から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		操作不要	対象外	
		関連資料		－		
	第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		熱交換器	D	
		関連資料		－		
	第 4 号	切替え性		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		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		－	
		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		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）	対象外
	関連資料		－			

49-2  
単線結線図

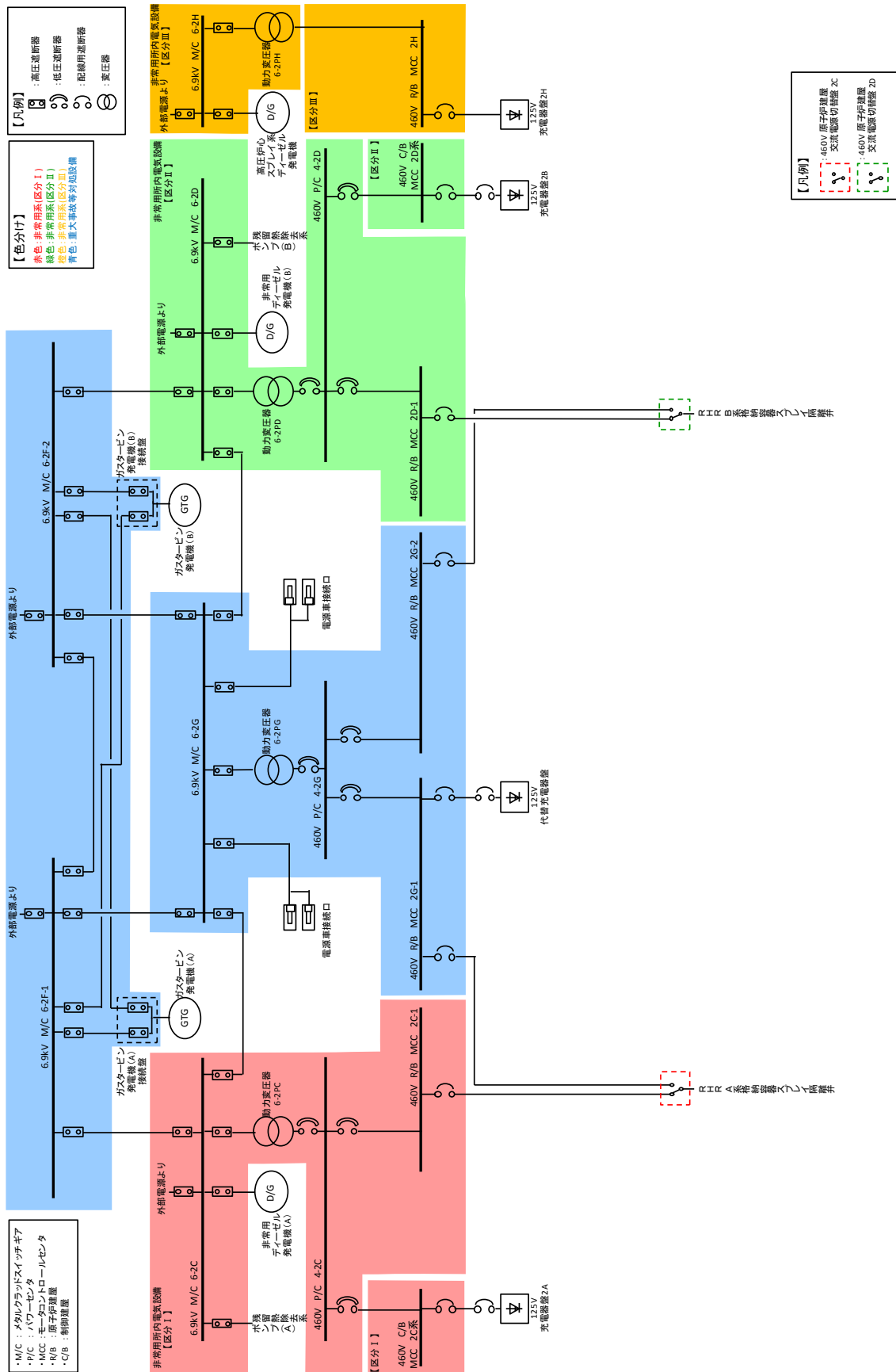


図 49-2-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に係る交流電源単線結線図

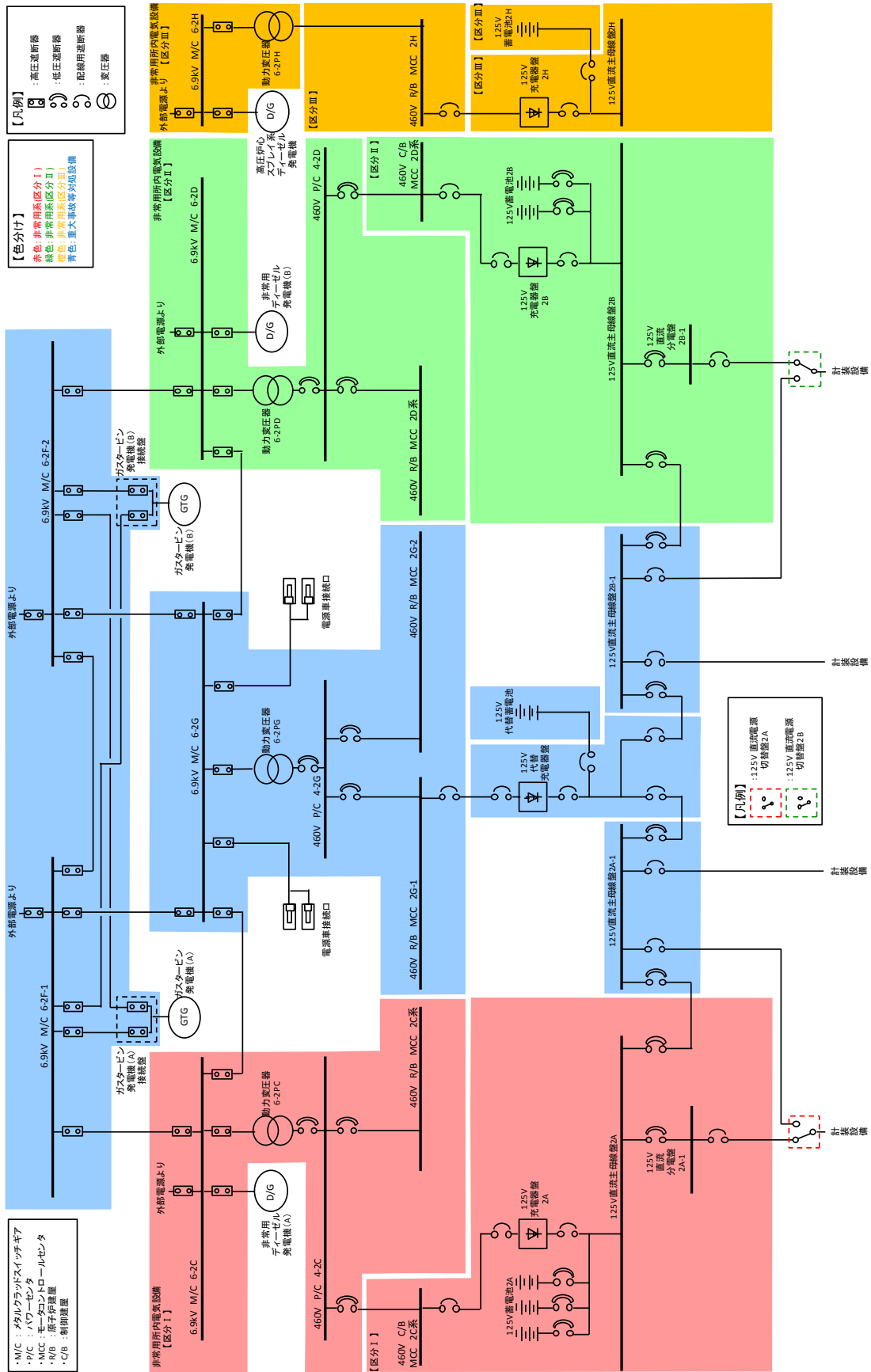
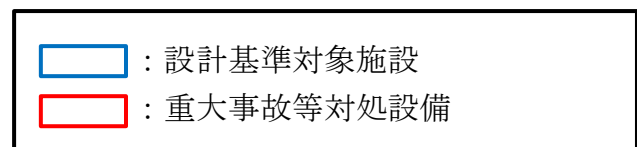


図 49-2-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に係る直流電源単線結線図

49-3  
配置図



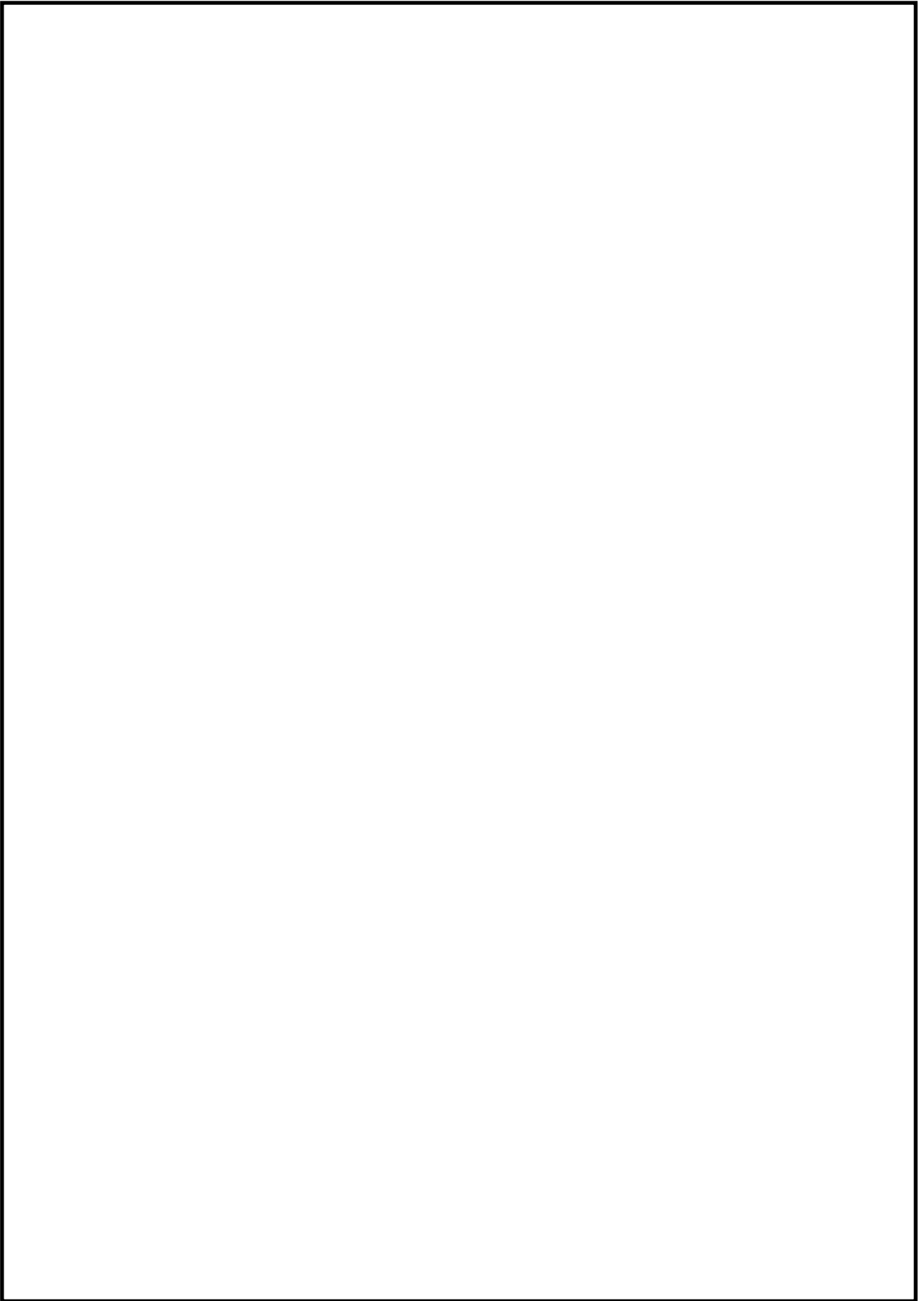


図 49-3-1 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



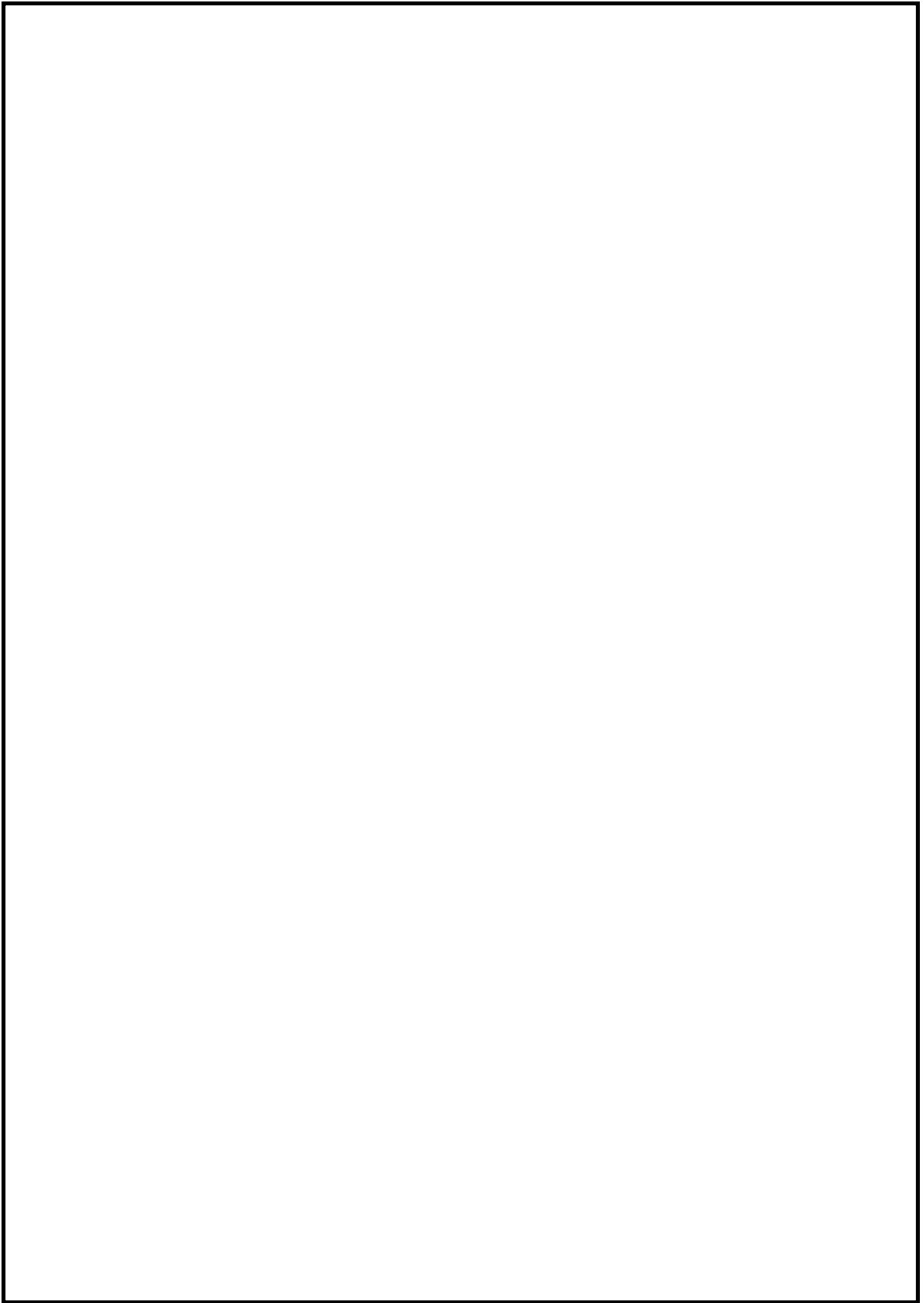


図 49-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

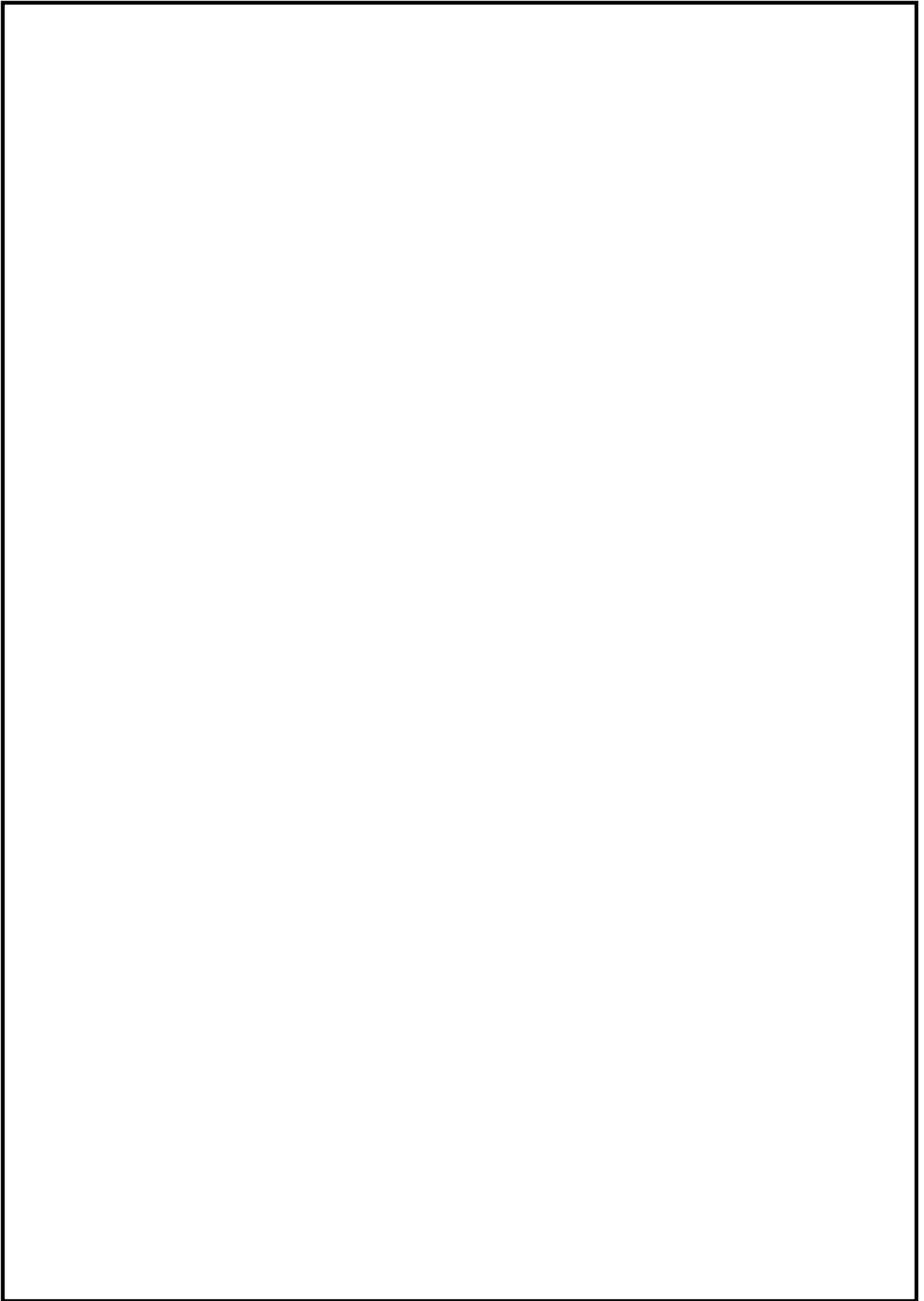


図 49-3-3 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

49-4  
系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
③	格納容器スプレイ弁	全閉→調整開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
④	RHR A 系格納容器代替スプレイ注 入元弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑤	RHR A 系格納容器スプレイ 隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

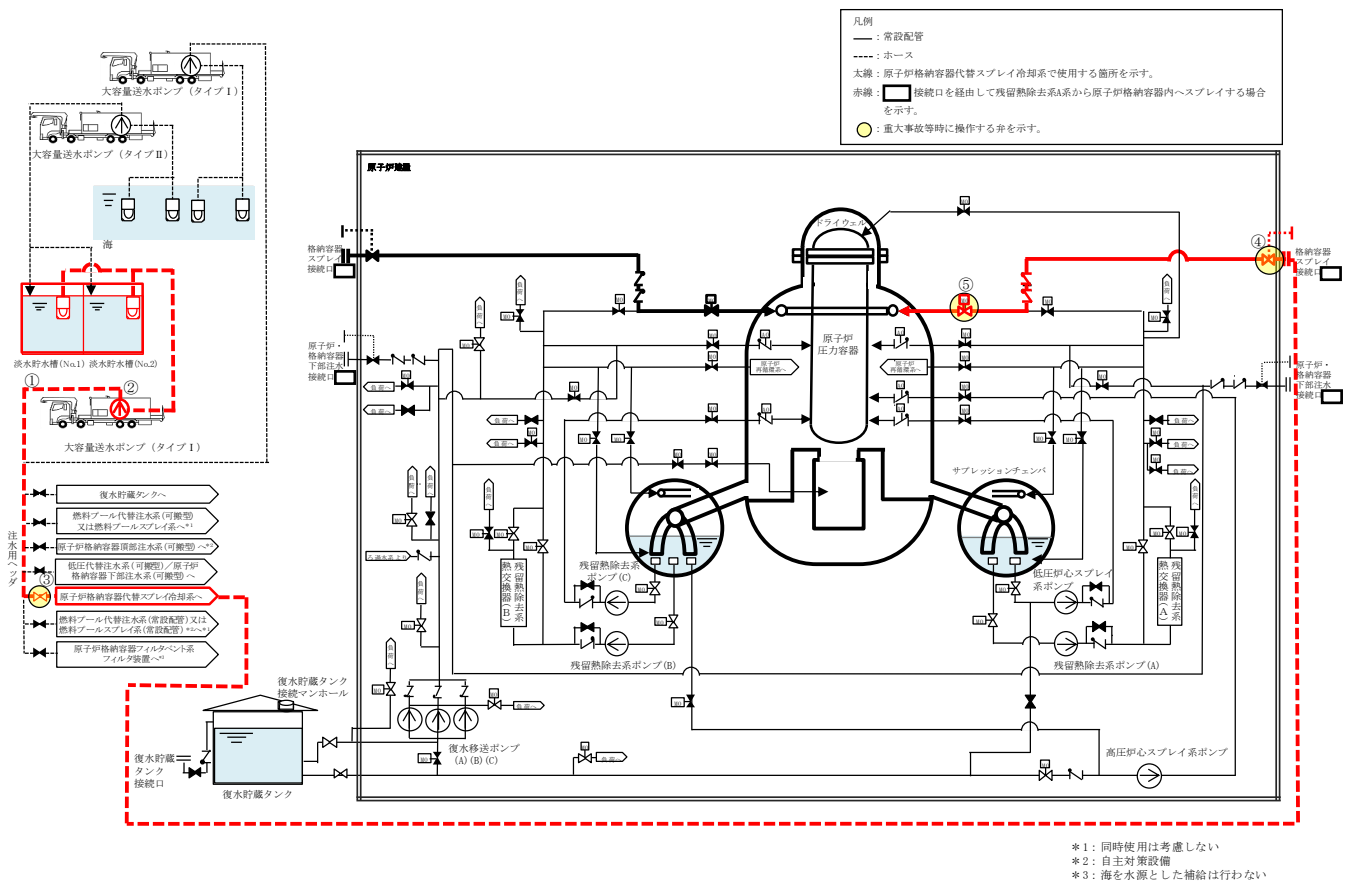


図 49-4-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 系統概要図  
 (格納容器スプレイ接続口  から残留熱除去系 A 系を経由して原子炉格納容器内へスプレイする場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
③	格納容器スプレイ弁	全閉→調整開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
④	RHR B 系格納容器代替スプレイ注 入元弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑤	RHR B 系格納容器スプレイ 隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

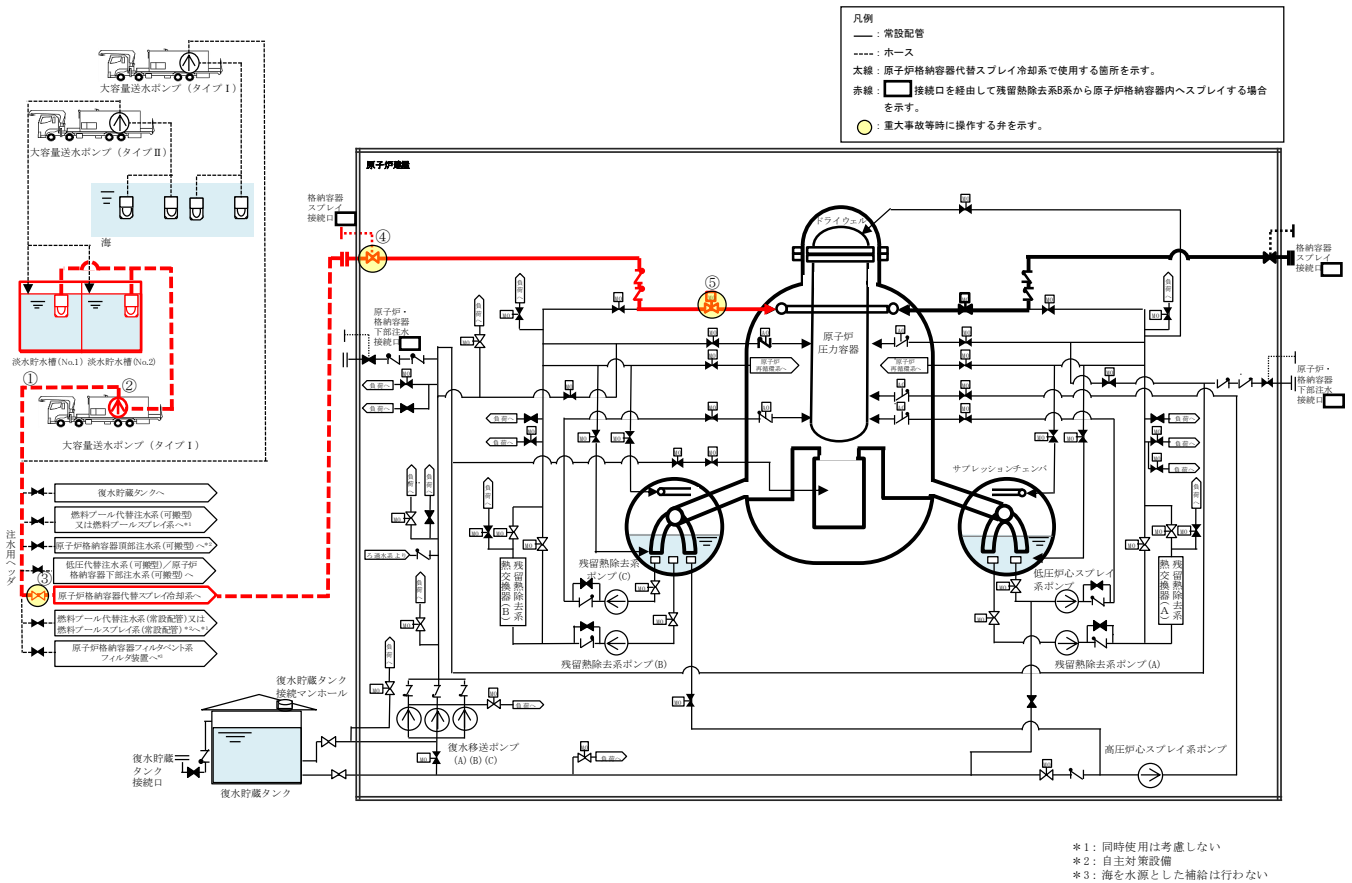


図 49-4-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 系統概要図  
 (格納容器スプレイ接続口  から残留熱除去系 B 系を経由して原子炉格納容器内へスプレイする場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

49-5  
試験及び検査

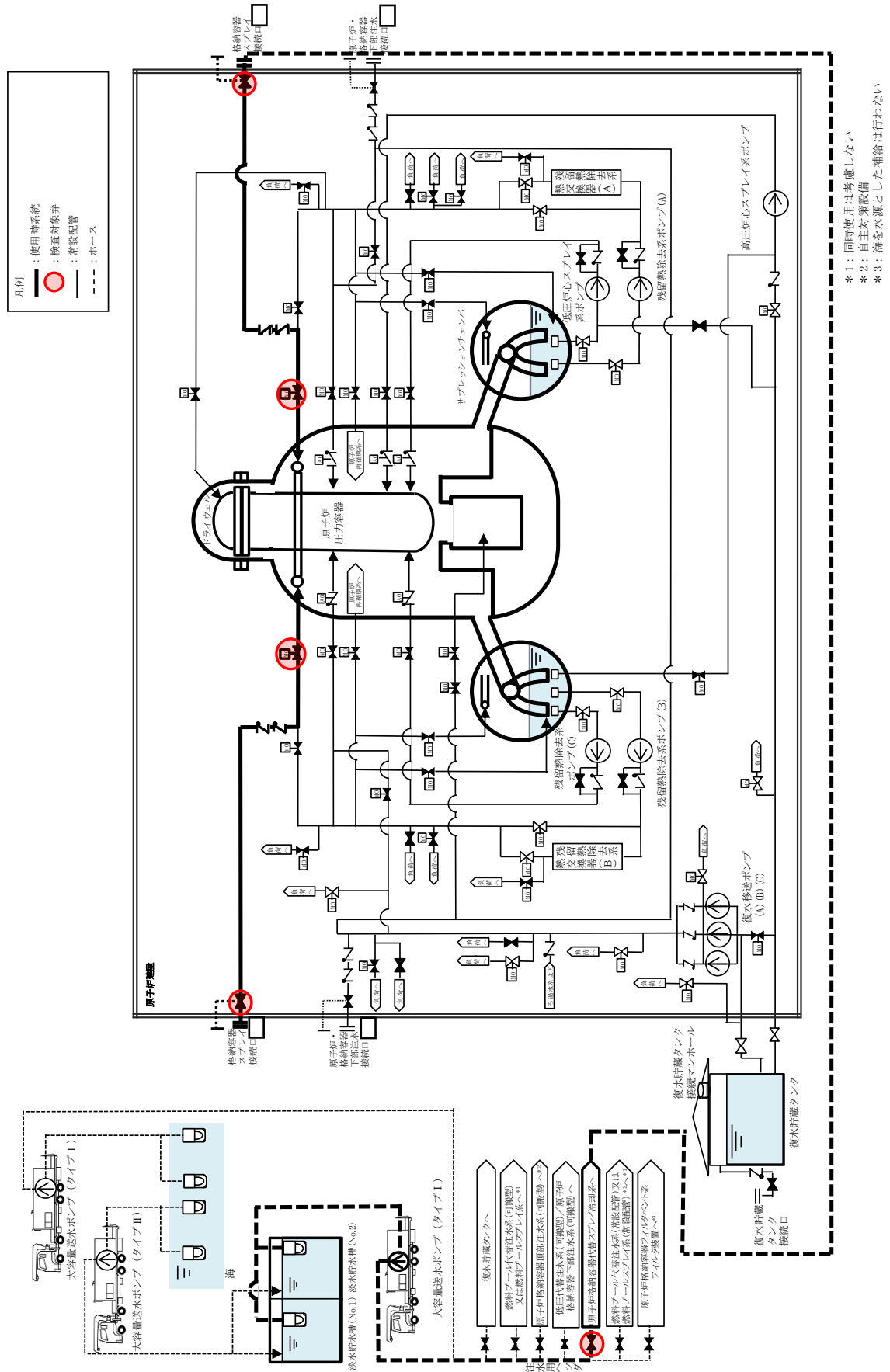


図 49-5-1 運転性能検査系統図 (原子炉格納容器代替スプレー冷却系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

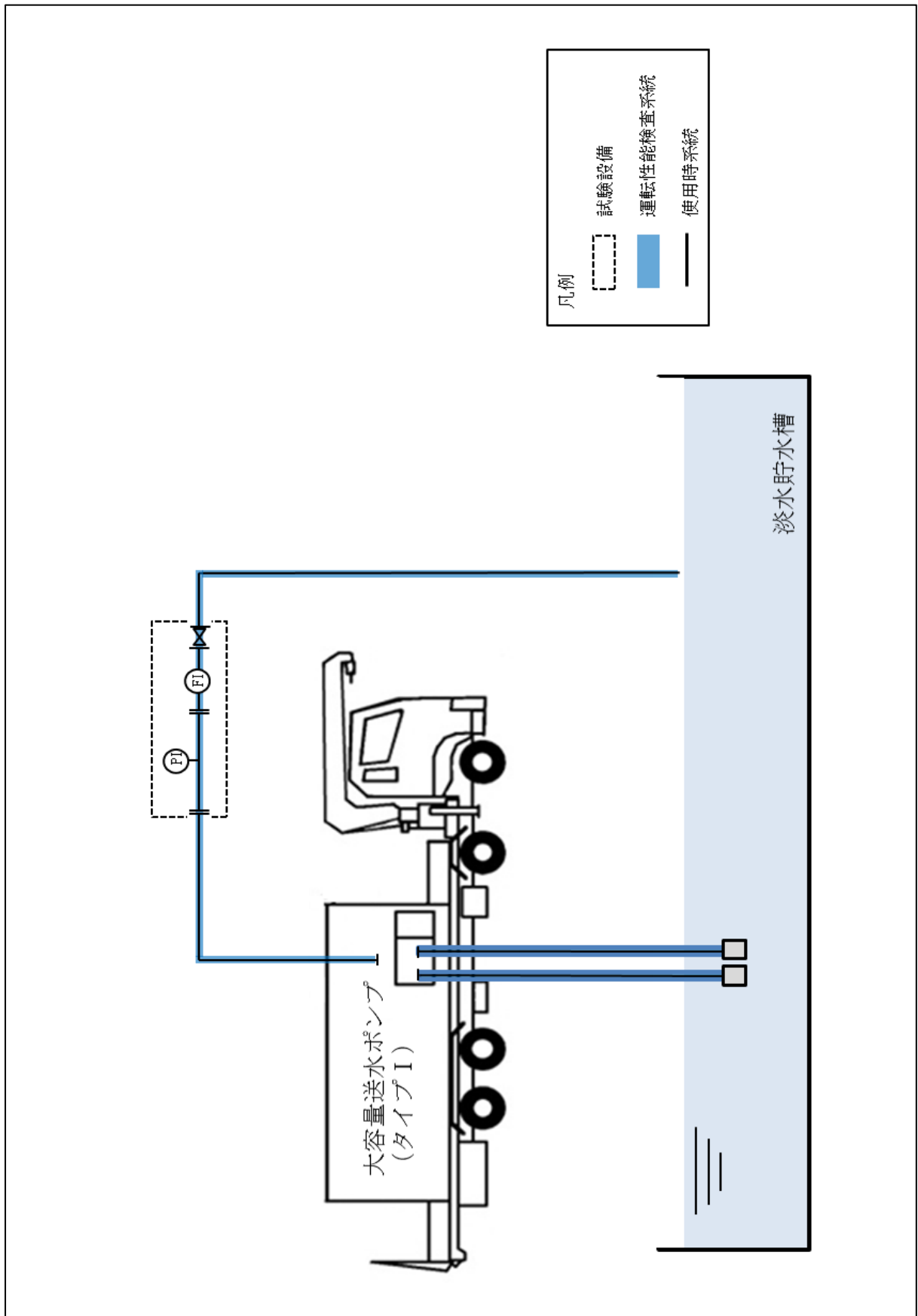


図 49-5-2 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))



49-6  
容量設定根拠

名 称		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m <sup>3</sup> /h/個	1,200 (注 1), 1,440 (注 2)
揚程	m	120.5 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa[gage]	0.9 (注 3), 1.2 (注 4, 注 5)
最高使用温度	℃	50
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: 規格値を示す。  
注 3: 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)、燃料プール代替注水系 (常設配管)、燃料プール代替注水系 (可搬型)、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。  
注 4: 原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合の値を示す。  
注 5: 海を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)、燃料プール代替注水系 (常設配管)、燃料プール代替注水系 (可搬型)、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。

【 設 定 根 拠 】

大容量送水ポンプ (タイプ I) 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) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、設計基準事故対処設備が有する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。

本システムは、代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)) 又は海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) により、補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉圧力容器に注水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設計とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。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。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を經由して、原子炉格納容器内へスプレイ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設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、補給水系配管を經由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を經由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、スプレイノズルを經由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本系統は、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として1台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は2セットで4台、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で1台の合計5台を確保する。

## 1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ

系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な流量を確保可能な設計とする。

なお，代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には，設置作業の効率化，被ばく低減を図るため，1.1～1.7に示す「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量を1台で確保可能な設計とし，表49-6-1に示すとおり569m<sup>3</sup>/h以上の容量を有する設計とする。これら全ての系統を同時に使用することはないものの，保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し，これらを足し合わせた流量として569m<sup>3</sup>/h以上としている。

さらに，大容量送水ポンプ（タイプI）は，1.8に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量1,200m<sup>3</sup>/h以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ，大容量送水ポンプ（タイプI）の容量は，1台で1,440m<sup>3</sup>/hの容量を有する設計とする。

表 49-6-1 代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした場合に必要となる最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	145m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m <sup>3</sup> /h
燃料プールのスプレイ系 （燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型））*	126m <sup>3</sup> /h (114m <sup>3</sup> /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m <sup>3</sup> /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m <sup>3</sup> /h
合計	569m <sup>3</sup> /h

\*：燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系は同時使用しないことから，燃料プールのスプレイ系の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

### 1.1 低圧代替注水系（可搬型）

#### (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち，「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「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において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 120m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 145m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「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「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において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の注水流量 50m<sup>3</sup>/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量として、50m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 35m<sup>3</sup>/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている熔融炉心の冷却時の注水流量として、35m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m<sup>3</sup>/h 以上

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シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

### 1.5 燃料プールスプレイ系

#### (1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126m<sup>3</sup>/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7 m<sup>3</sup>/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm (約 45.4m<sup>3</sup>/h) である。さらに、スプレイノズル 1 個当たりの必要流量が 42m<sup>3</sup>/h であり、スプレイノズル 3 個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m<sup>3</sup>/h が必要であることから、126m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

### 1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

#### (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m<sup>3</sup>/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

### 1.7 復水貯蔵タンクへの補給

#### (1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m<sup>3</sup>/h 以上を補給可能な設計とする。

### 1.8 原子炉補機代替冷却水系

#### (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の流量 1,200 m<sup>3</sup>/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合の除熱効果が確認されている熱交換量 16.0 MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている熱交換量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量 2.29 MW を除熱可能な容量として 20.0 MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892 m<sup>3</sup>/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m<sup>3</sup>/h を考慮した 1,200m<sup>3</sup>/h 以上を供給可能な設計とする。

## 2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.1.1～2.1.7 及び 2.3.1～2.3.6 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を 1 台で確保する設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.2 に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して 122m とする。

### 2.1 淡水貯水槽を水源として使用する場合

#### 2.1.1 低圧代替注水系（可搬型）

##### (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 時の揚程 60.9m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口  から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合\*1＞

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	60.9	m	

##### (2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 時の揚程 79.8m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口  から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合\*1＞

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	79.8	m	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



## 2.1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

### (1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 75.6m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口  から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m	
静水頭	約	<input type="text"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	
合計	約	75.6	m	

## 2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

### (1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 14.5m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m	
静水頭	約	<input type="text"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	
合計	約	14.5	m	

### (2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 54.1m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m	
静水頭	約	[ ]	m	
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m	(実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m	
合計	約	54.1	m	

2.1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 1.8m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口 [ ] から使用済燃料プールへ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m	
静水頭	約	[ ]	m	
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m	(実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m	
合計	約	1.8	m	

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -3.8m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m	
静水頭	約	[ ]	m	
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m	(実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合計	約	-3.8	m	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### 2.1.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 37.8m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、(スプレイノズル必要圧力)、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。  
 <原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
合 計		約	37.8 m

### 2.1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 17.7m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口(屋内)から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注入先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合 計		約	17.7 m

### 2.1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -11.0m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合 計		約	-11.0 m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2.2 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合

- (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 94.7m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
熱交換器ユニット内の圧力損失	約		m
合 計	約	94.7	m

## 2.3 海を水源として使用する場合

### 2.3.1 低圧代替注水系（可搬型）

- (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 時の揚程 100.1m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海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，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計	約	100.1	m

- (2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 時の揚程 120.5m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海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，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	120.5	m

### 2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 116.2m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口 [ ] から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	116.2	m

### 2.3.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 53.3m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	53.3	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(2) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 92.5m 以上  
 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	92.5	m

### 2.3.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 40.2m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口 [ ] から使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	40.2	m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 34.3m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
合計	約	34.3	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### 2.3.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 77.3m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
合 計			約 77.3 m

### 2.3.6 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 28.5m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水へ復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計			約 28.5 m

\*1：圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価。

\*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、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適切に選定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

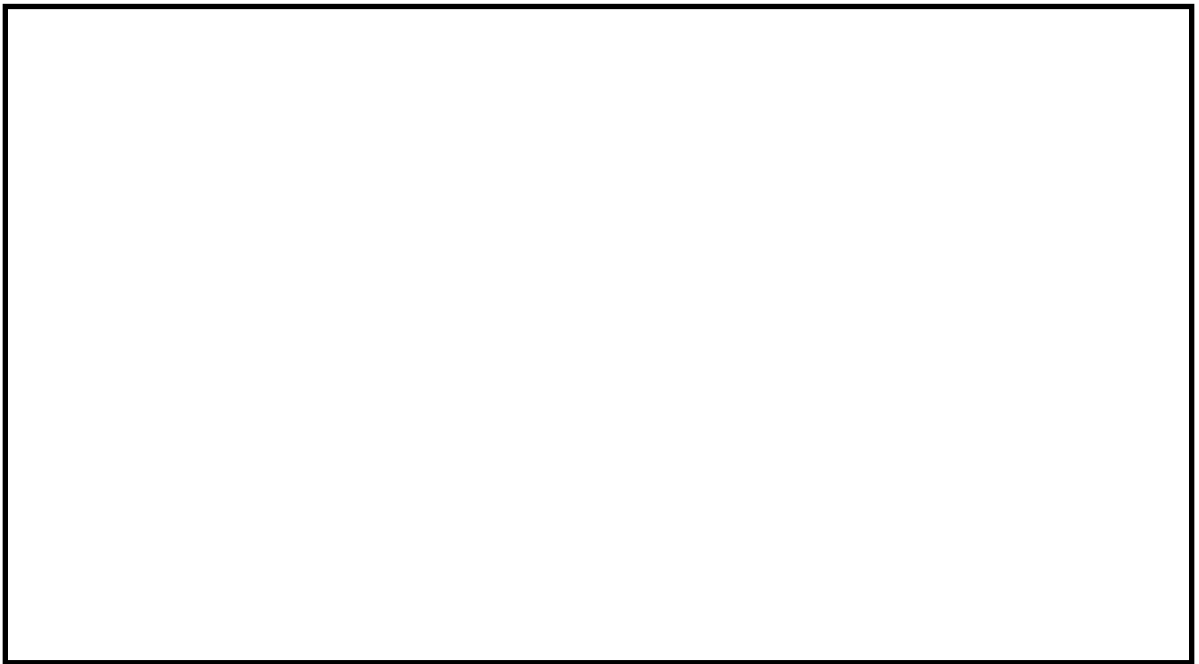


図 49-6-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

### 3. 最高使用圧力

- 3.1 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 0.9MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、これらシステムの同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、0.9MPa とする。

- 3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



3.3 海を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPa とする。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所の海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃ とする。

5. 原動機出力  kW

大容量送水ポンプ（タイプ I）の原動機出力は、流量 1,440 m<sup>3</sup>/h、揚程 122 m での軸動力を考慮し、 kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 付属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要な揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 49-6-2 に示す。

表 49-6-2 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要な揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 49-6-2 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量 [m <sup>3</sup> /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差 ① [m]	水中ポンプの吐出圧力 ② [m]	増圧ポンプへの必要給水圧力 ③ [m]	ホースの圧力損失 ④ [m]	水中ポンプ揚程 (②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	569	11.7				35.4
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

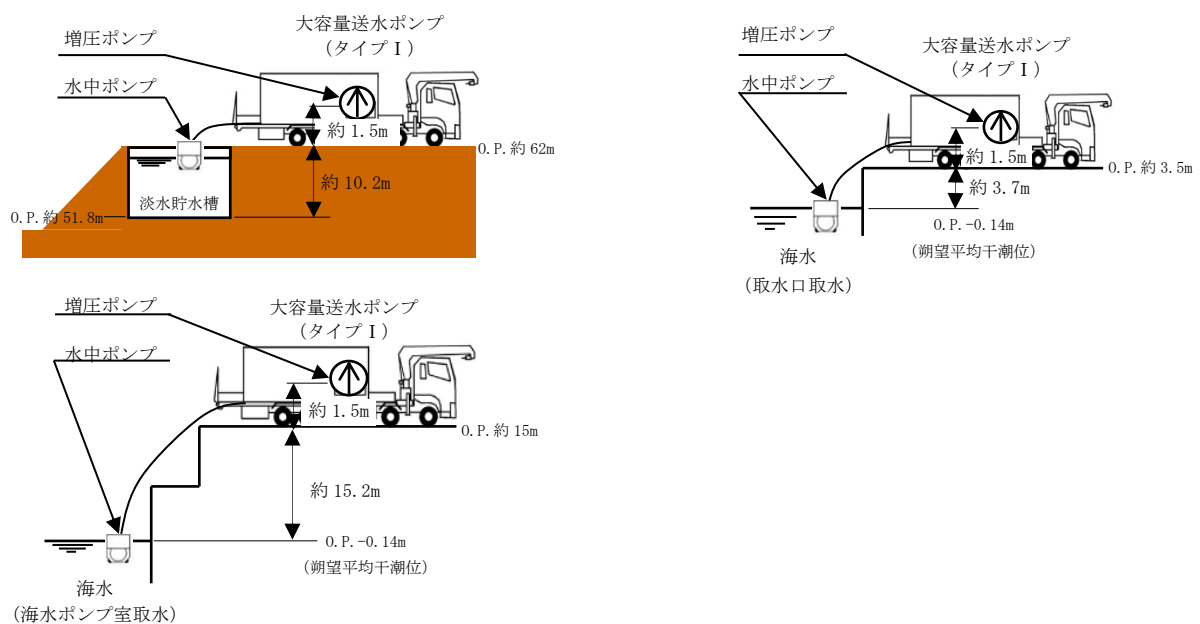


図 49-6-2 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

49-7  
接続図

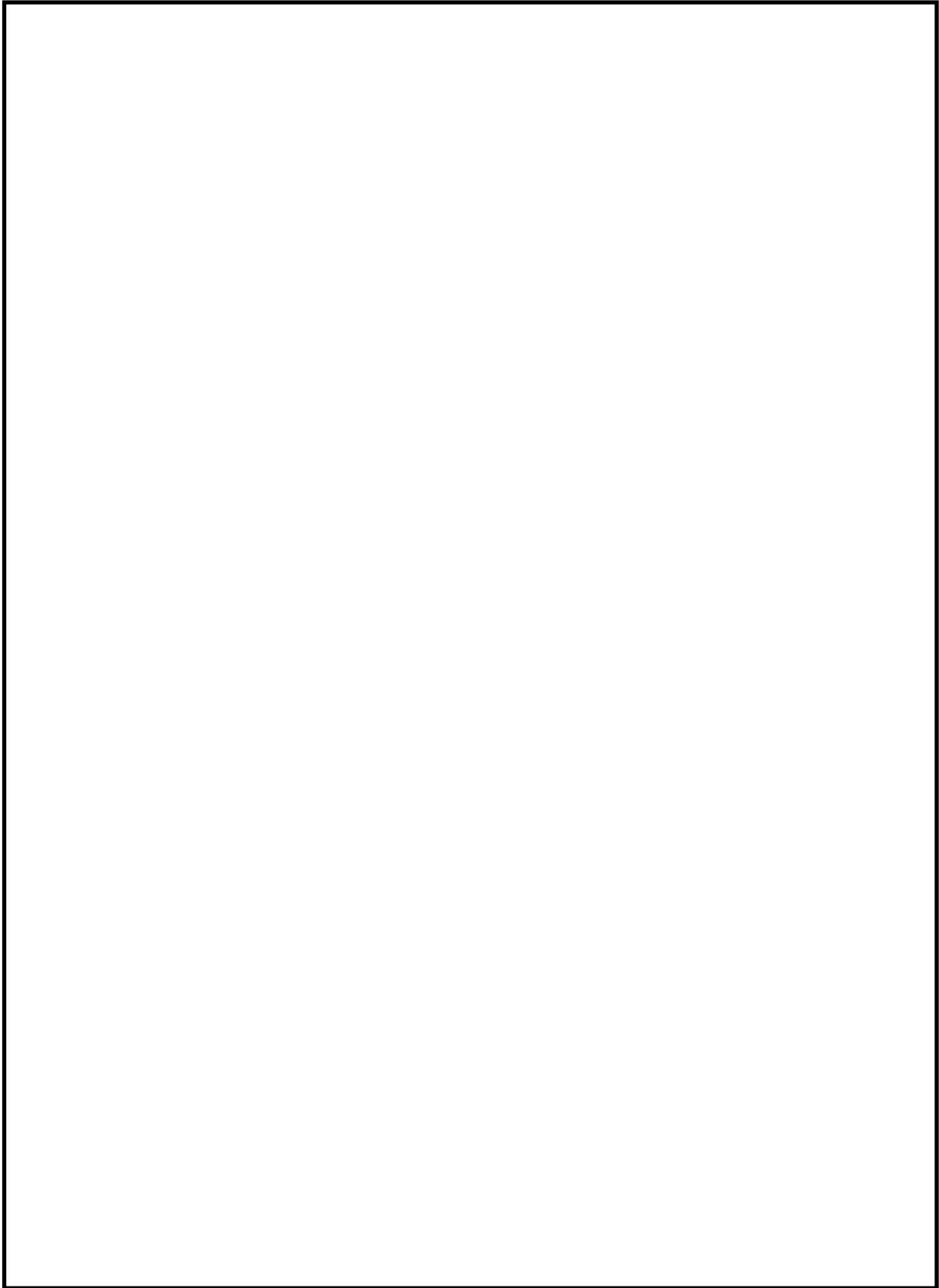


図 49-7-1 接続図

(淡水貯水槽からルート 1 を経由して格納容器スプレイ接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

49-7-1

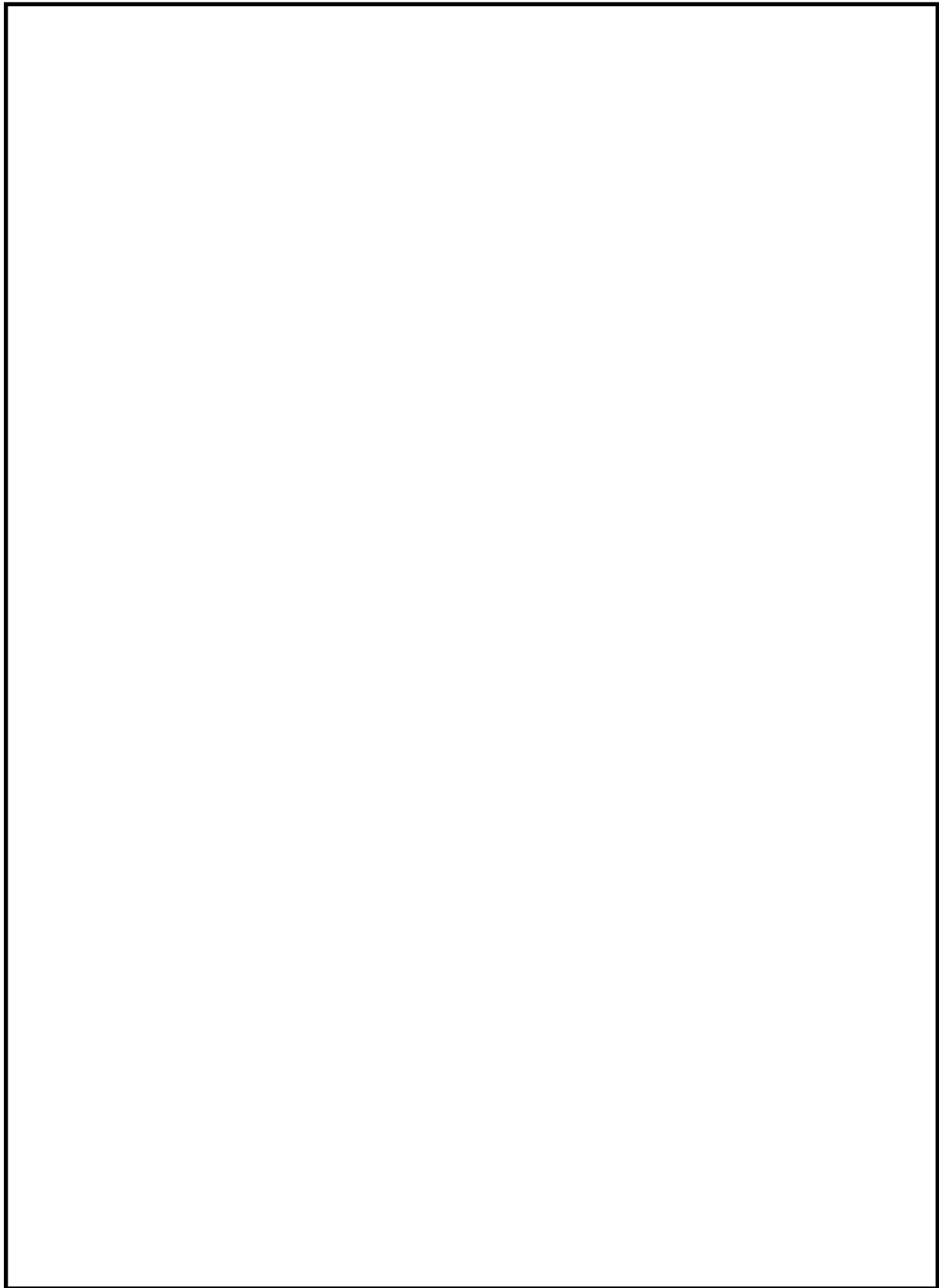


図 49-7-2 接続図

(淡水貯水槽からルート 2 を経由して格納容器スプレイ接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

49-7-2

49-8  
保管場所図

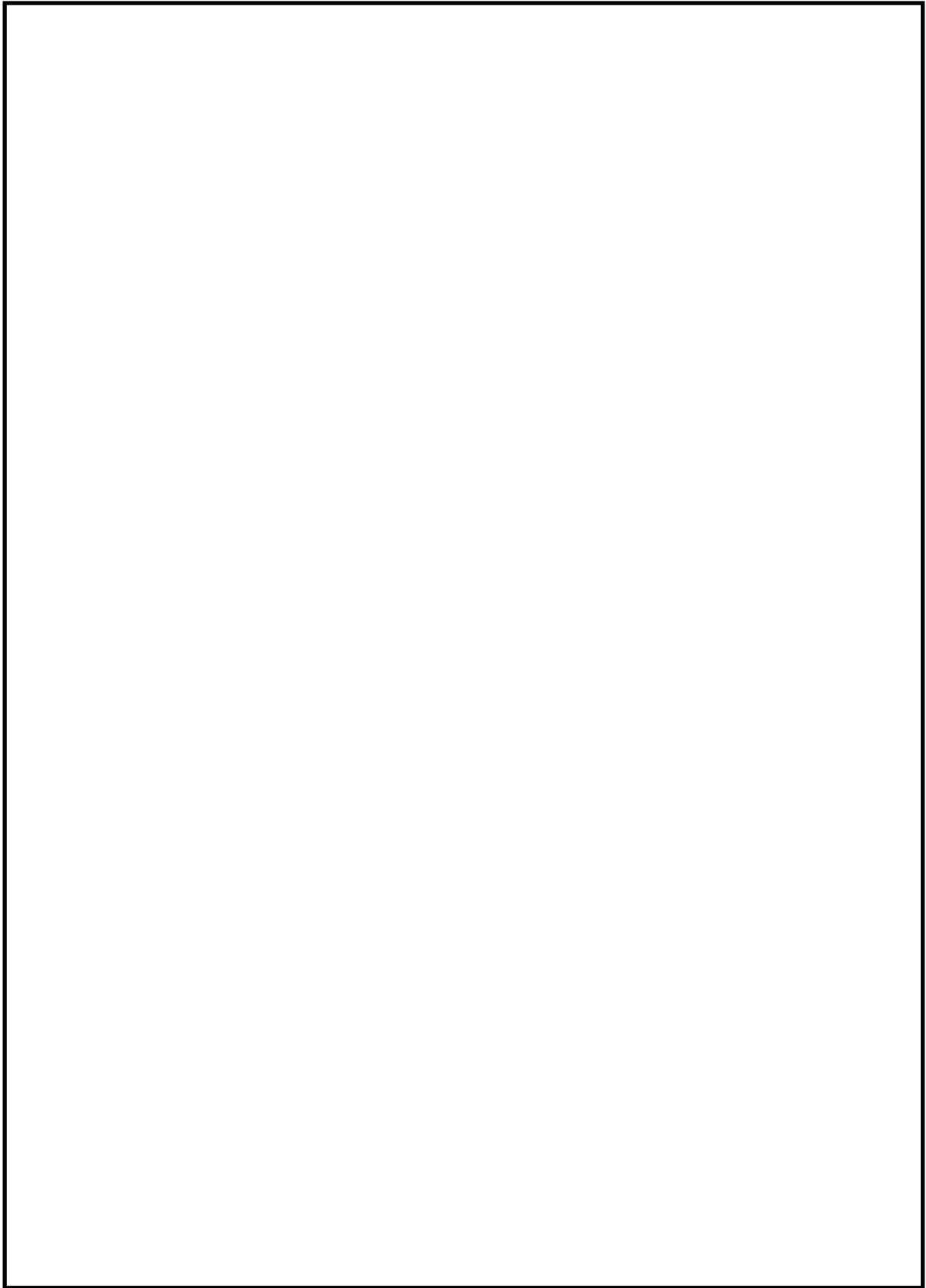


図 49-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

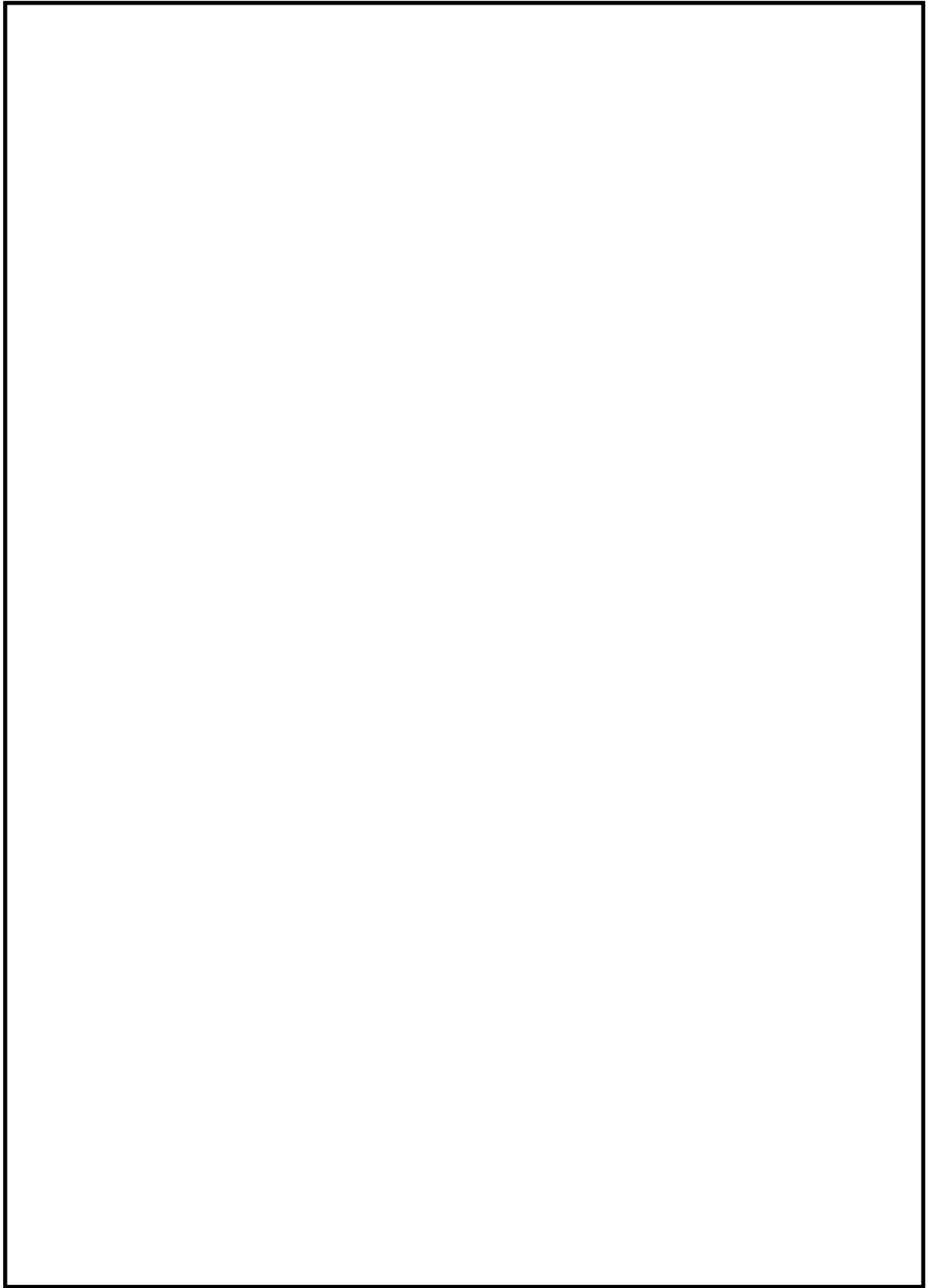


図 49-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



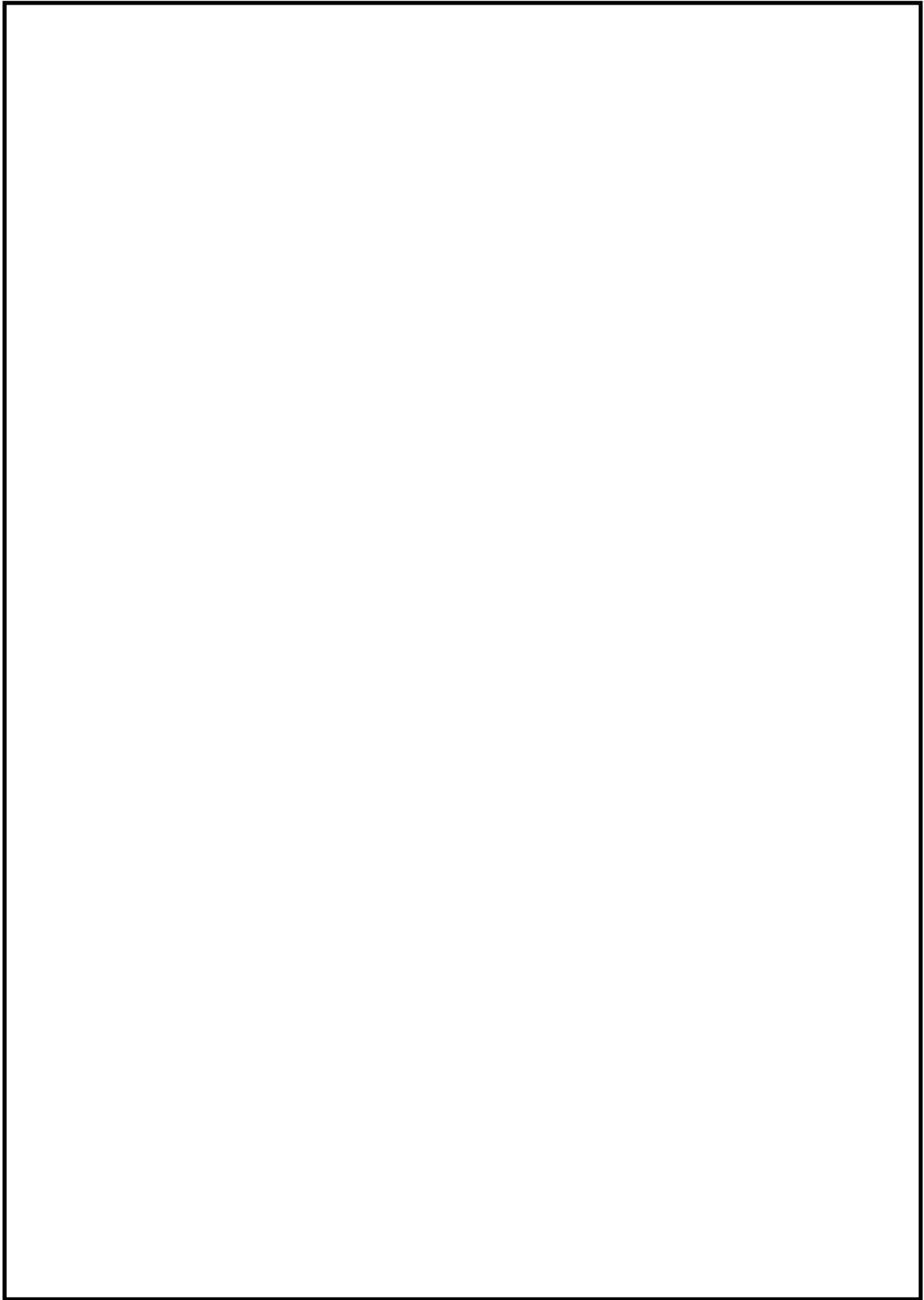
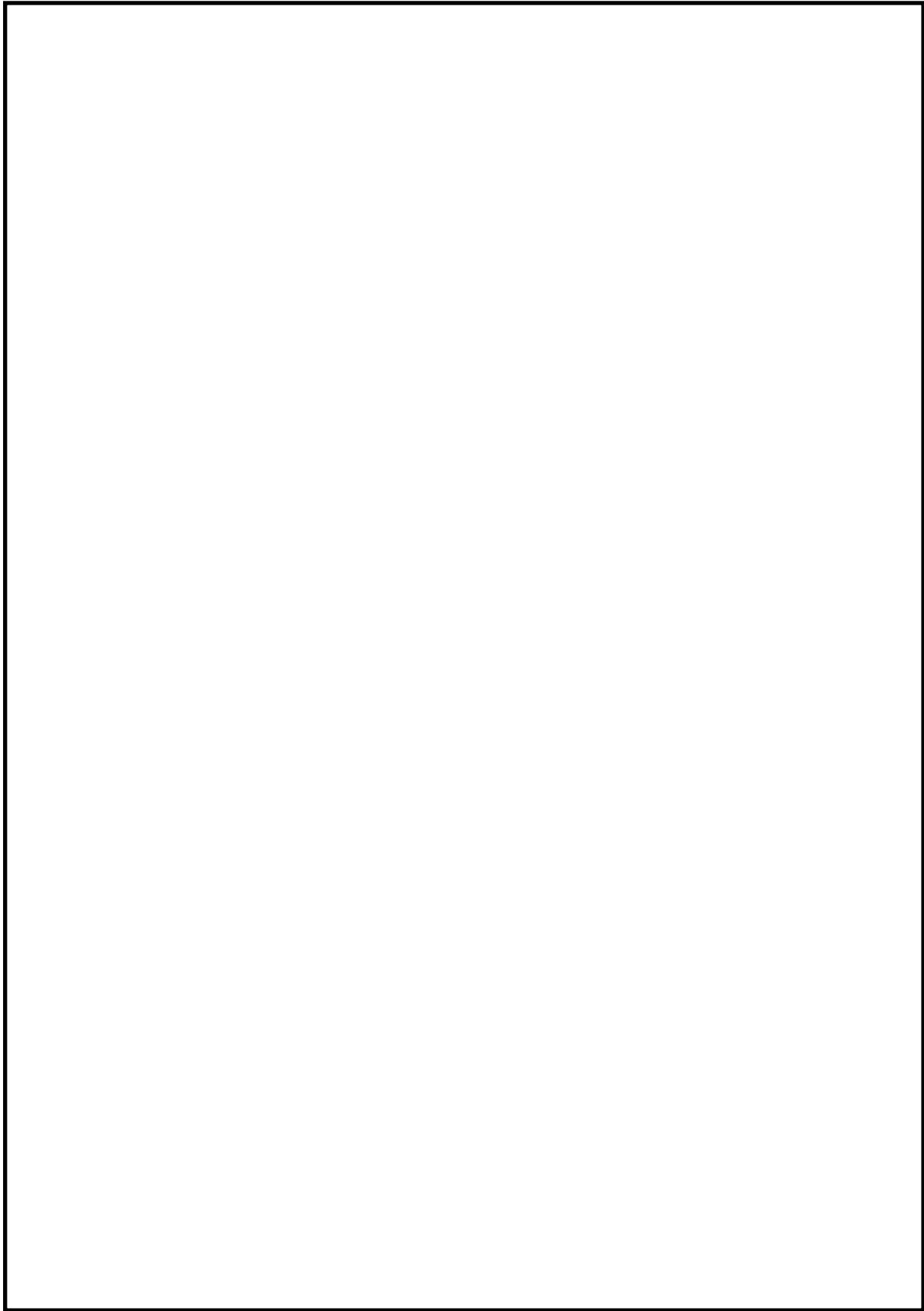


図 49-8-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

49-9  
アクセスルート図



女川原子力発電所2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（02-NP-0026（改7）」  
（平成30年4月19日提出版）より抜粋

図 49-9-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

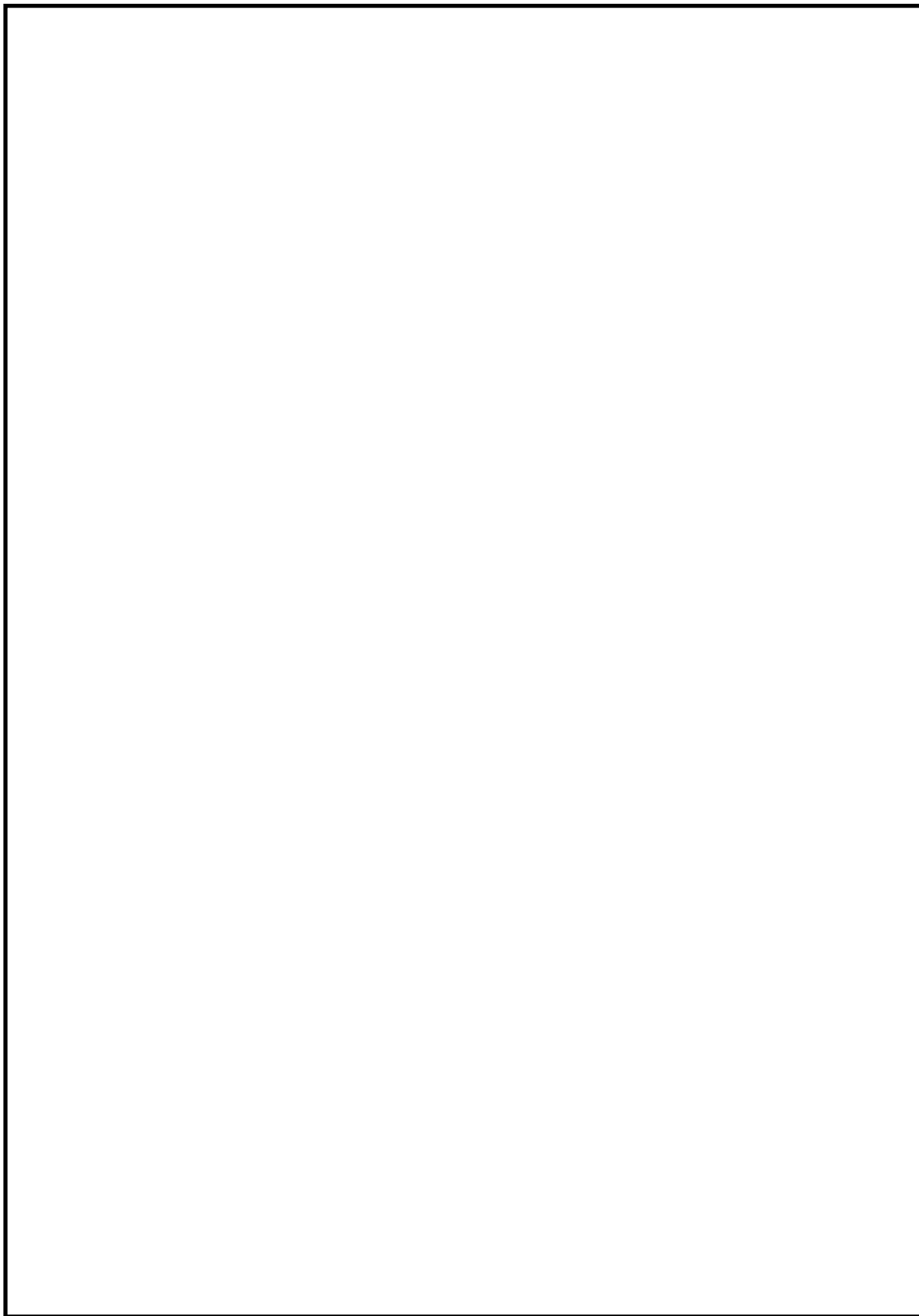


図 49-9-2 地震時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

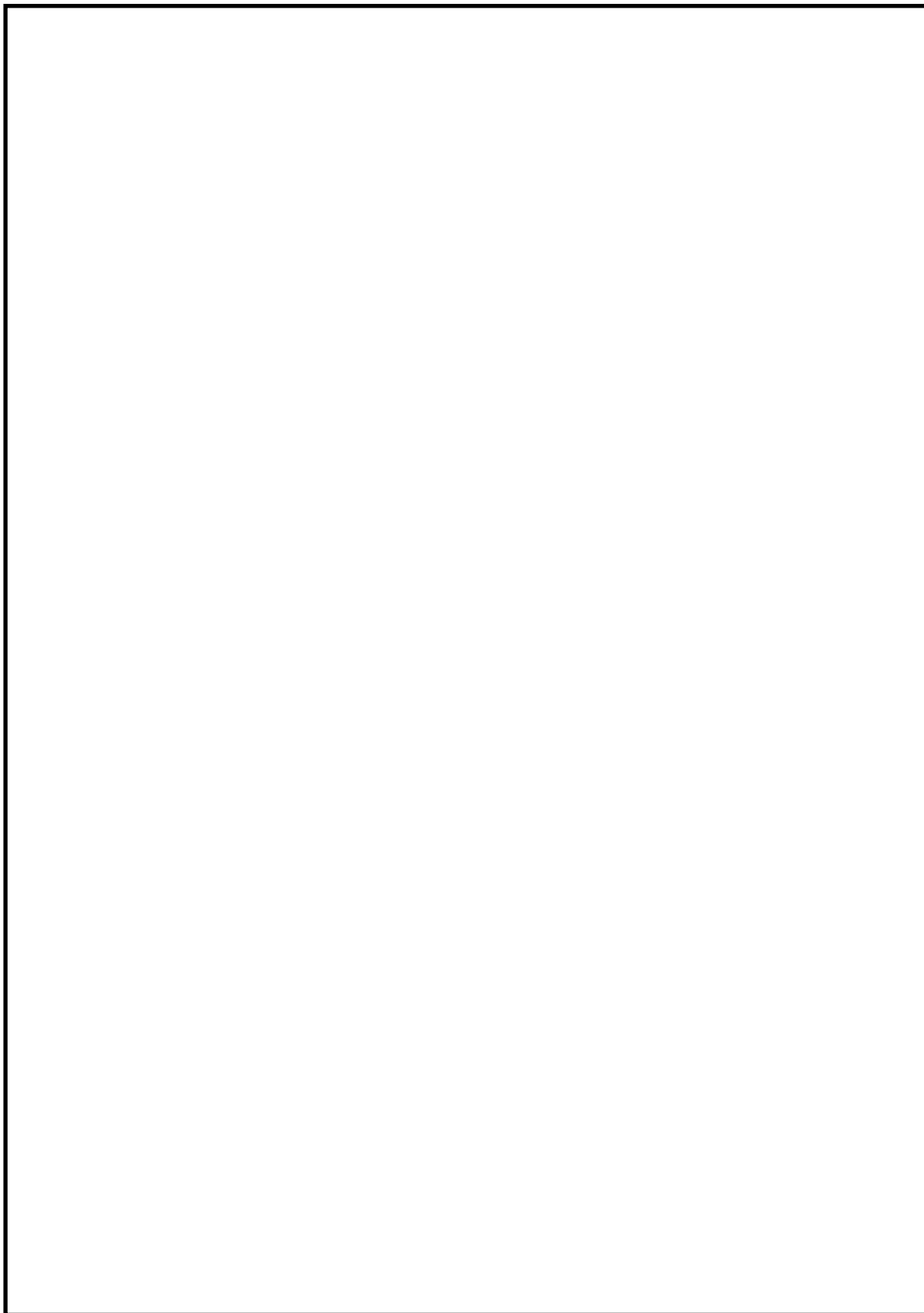


図 49-9-3 津波時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

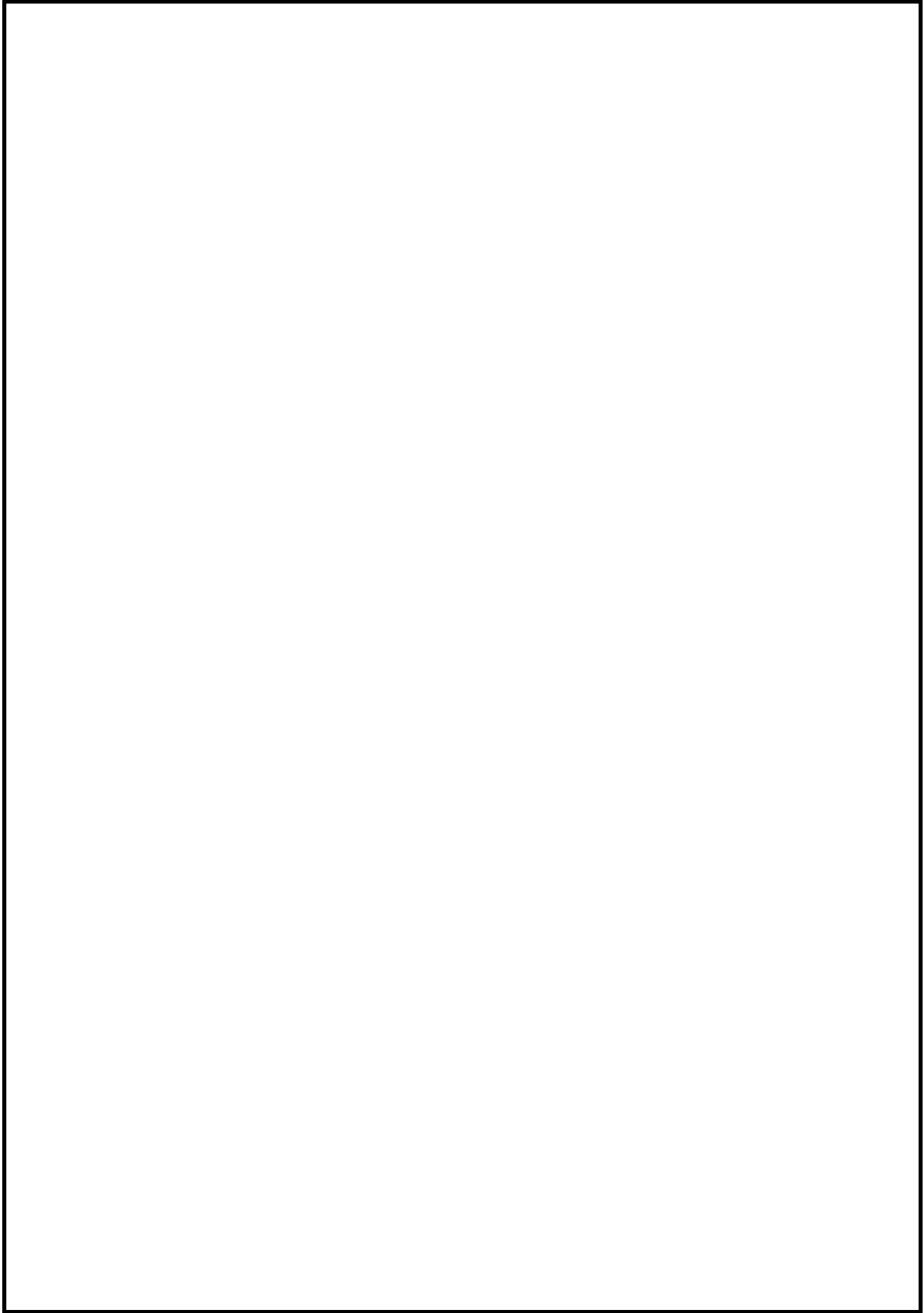


図 49-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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. 復水移送ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレー

原子炉格納容器内冷却として重大事故等対処設備と同等の圧力、流量が確保できないが、原子炉格納容器内の圧力によっては、原子炉格納容器内の冷却代替手段としては有効であるため、復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器内へのスプレー手段を自主対策設備として整備している。

復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器内へのスプレー手段は、復水貯蔵タンクを水源として、復水移送ポンプにより、補給水系及び残留熱除去系の配管を經由して原子炉格納容器内へスプレーする。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	CRD 復水入口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	MUMC サンプリング取出止め弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	復水移送ポンプ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	うち 2 台使用
⑨	復水移送ポンプ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑩	復水移送ポンプ (C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑪	RHR A 系格納容器スプレー隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑫	RHR ヘッドスプレーライン洗浄流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑬	RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	



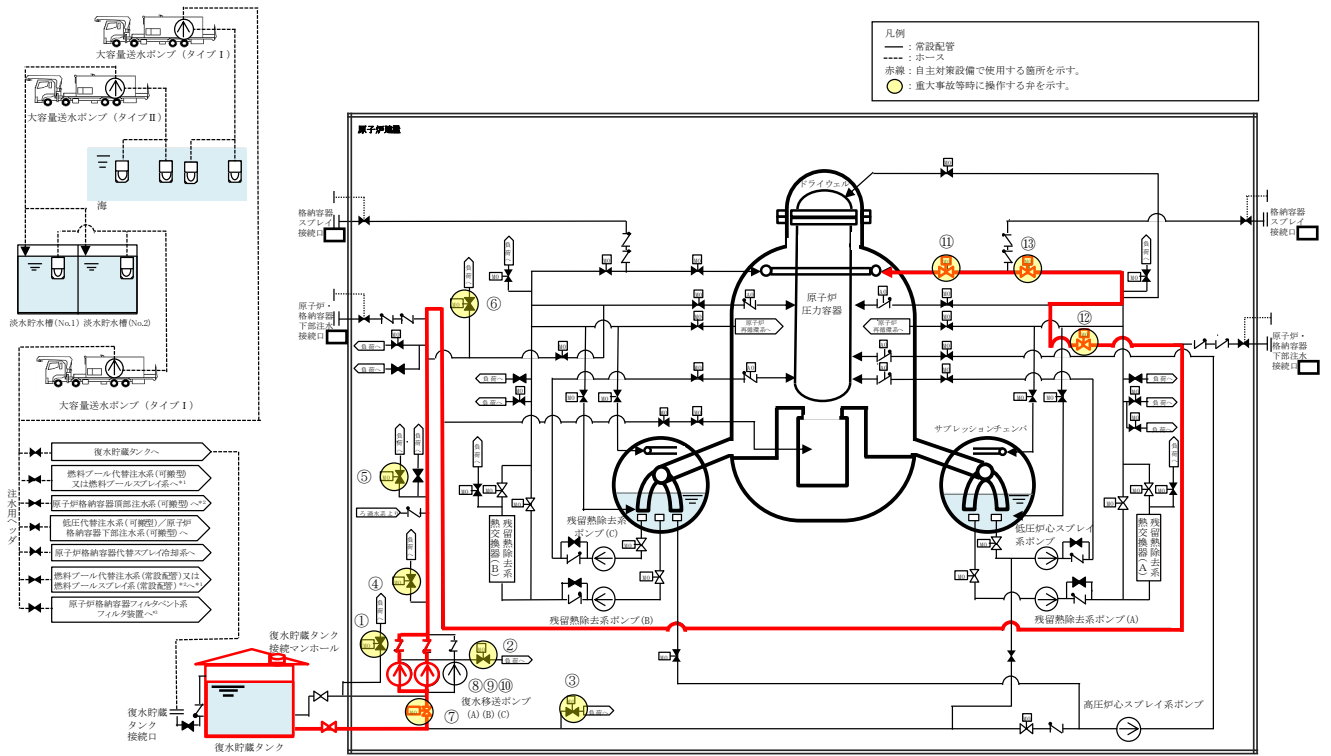
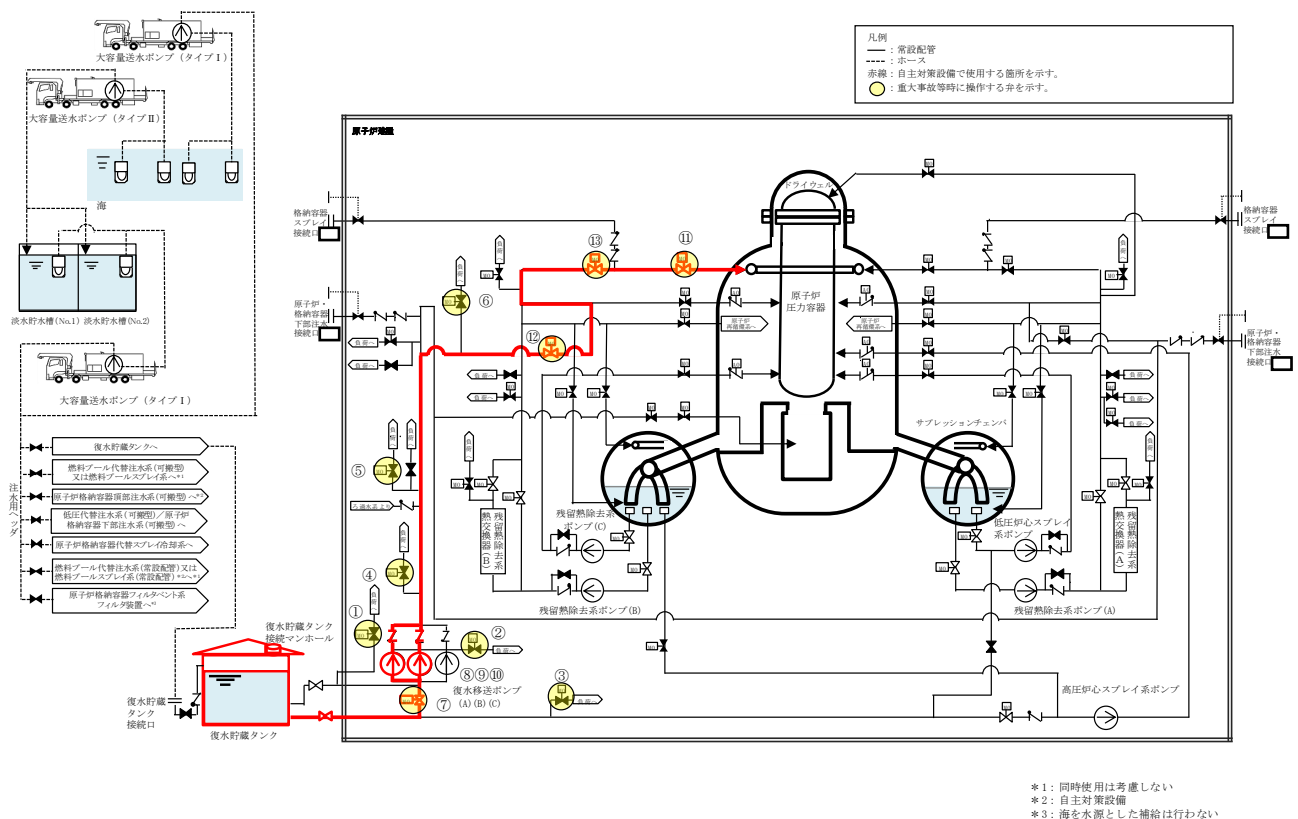


図 49-10-1 復水移送ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイの概要図  
 (残留熱除去系 A 系から原子炉格納容器内へスプレイする場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	CRD 復水入口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	MUMC サンプリング取出止め弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	復水移送ポンプ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	うち 2 台 使用
⑨	復水移送ポンプ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑩	復水移送ポンプ (C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑪	RHR B 系格納容器スプレー隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑫	RHR B 系格納容器ライン洗浄流量調整弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑬	RHR B 系格納容器スプレー流量調整弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

## 2. ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱として、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル冷却系下部送風機を起動して原子炉格納容器を除熱する手段を整備している。

ドライウェル冷却系下部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供給を継続することで、ドライウェル冷却系下部冷却器の冷却コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ドライウェル冷却系下部送風機(A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
②	ドライウェル冷却系下部送風機(B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
③	ドライウェル冷却系下部送風機(C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
④	RCW 供給側第二隔離弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RCW 供給側第二隔離弁 (B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RCW 戻り側第一隔離弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RCW 戻り側第一隔離弁 (B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	RCW 戻り側第二隔離弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑨	RCW 戻り側第二隔離弁 (B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

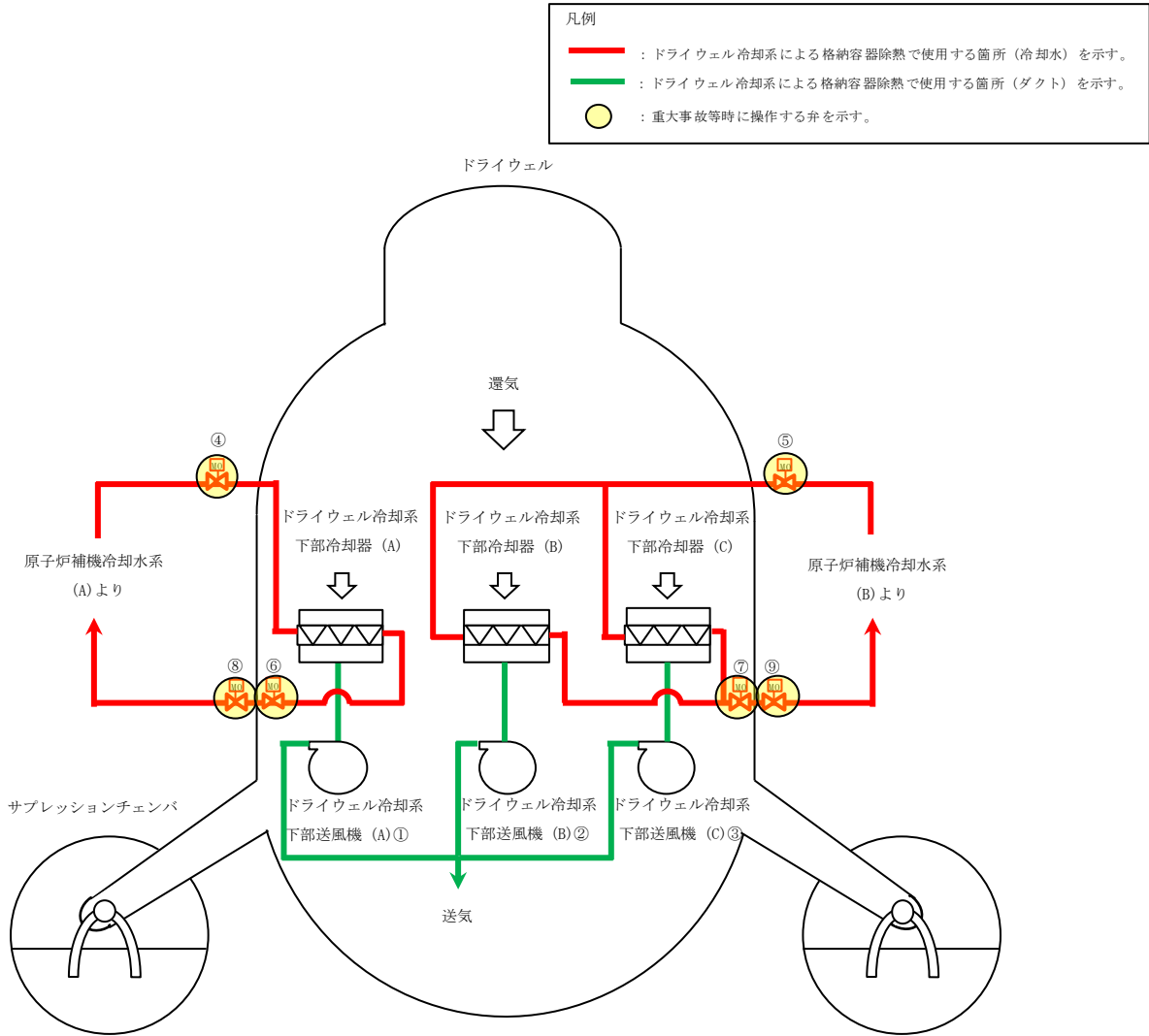


図 49-10-3 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱概要図

49-11  
注水用ヘッダについて

## 注水用ヘッドについて

### 1. 系統及び注水用ヘッドの概要

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、注水用ヘッドを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系、⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の各系統における注水設備および水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、保守的に同時使用を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は各系統に必要な流量全てを 1 台で確保可能な容量を有する設計とする。（49-6 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に、自主対策設備である「⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）」における注水設備として使用することも考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は重大事故等対処設備としての必要容量に加え、自主対策設備としての必要容量も 1 台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実かつ容易に分岐できるよう、注水用ヘッドは隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図 49-11-1 に示す。

なお、注水用ヘッドは、原子炉建屋外から水を供給する設備として 1 セット 1 台でを使用することから、故障時のバックアップ等を考慮し、合計 3 台を確保し、複数箇所に分散して保管する設計とする。

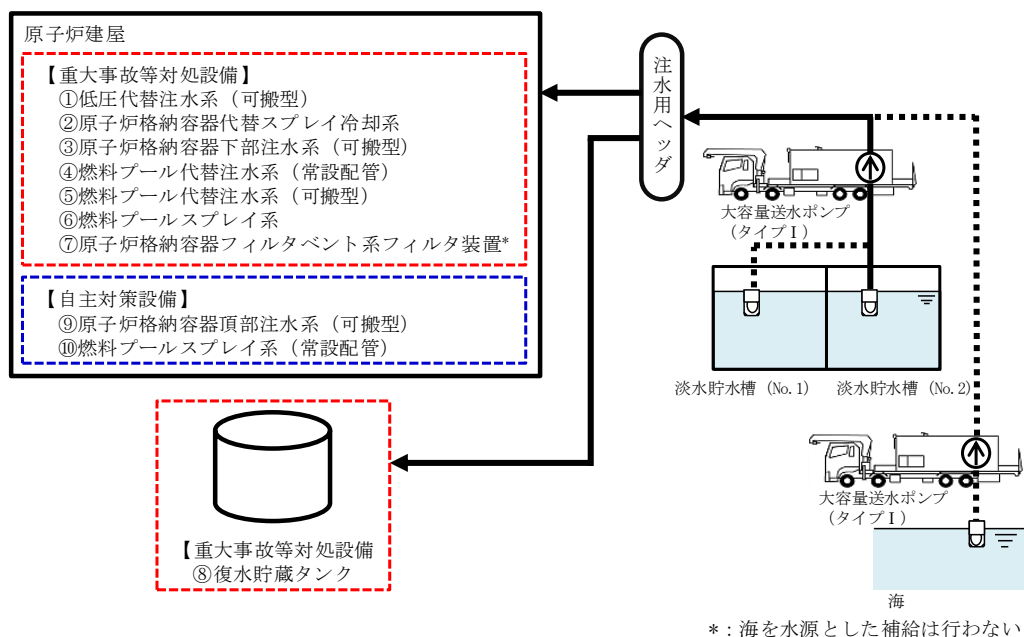


図 49-11-1 全体系統概要図

## 2. 注水用ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、注水用ヘッダは「②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の組合せ、「⑧復水貯蔵タンクへの補給」単独、及び「④燃料プール代替注水系（常設配管）又は⑤燃料プール代替注水系（可搬型）」単独にて使用する。注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表 49-11-1 に示す。

表 49-11-1 注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 <sup>*1,2</sup>									
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
高圧・低圧注水機能喪失	—	28h	—	—	—	—	—	10h	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	23h	—	—	—	—	—	10h	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
LOCA時注水機能喪失	—	37h	—	—	—	—	—	10h	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
運転中の原子炉における重大事故										
・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	24h <sup>*3</sup> 29h <sup>*4</sup>	—	—	—	—	—	10h	—	—
・ 水素燃焼	—	24h	—	—	—	—	—	10h	—	—
・ 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	—	18h	—	—	—	—	—	10h	—	—
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	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
想定事故2	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
運転停止中の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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

\*1：①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系、⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、⑧復水貯蔵タンクへの補給、⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

\*2：事象発生後の経過時間を記載。各系統における使用は、記載時間以降は適宜実施。

\*3：代替循環冷却系を使用する場合。

\*4：代替循環冷却系を使用できない場合。

### 3. 操作性

#### 3.1 注水用ヘッドの接続

注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は、一対一の関係とし、名称が一致するようにホースの接続を行い系統構成する。

注水用ヘッドを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、注水用ヘッドの接続部と接続先の接続口の関係を表 49-11-2 に示す。

また、有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際(②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給)の接続状態の概要図を図 49-11-2 示す。

表 49-11-2 注水用ヘッドの接続部と接続する接続口の関係

注水用ヘッド		接続先の接続口	使用系統*1
接続部	付属の隔離弁		
接続部 1	復水貯蔵タンク補給弁	復水貯蔵タンク接続口 又は 復水貯蔵タンク接続マンホール	⑧
接続部 2	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	— *2	⑤又は⑥
接続部 3	原子炉ウェル注水弁	原子炉ウェル注水接続口	⑨
接続部 4	原子炉・格納容器下部注水弁	原子炉・格納容器下部注水接続口	①及び③
接続部 5	格納容器スプレイ弁	格納容器スプレイ接続口	②
接続部 6	燃料プール注水・スプレイ (常設配管) 弁	燃料プール注水接続口 又は 燃料プールのスプレイ接続口	④又は⑩
接続部 7	フィルタ装置水補給弁	フィルタ装置水補給用接続口	⑦

\*1：①低圧代替注水系（可搬型），②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，③原子炉格納容器下部注水系（可搬型），④燃料プール代替注水系（常設配管），⑤燃料プール代替注水系（可搬型），⑥燃料プールのスプレイ系，⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給，⑧復水貯蔵タンクへの補給，⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備），⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

\*2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口は使用しない。



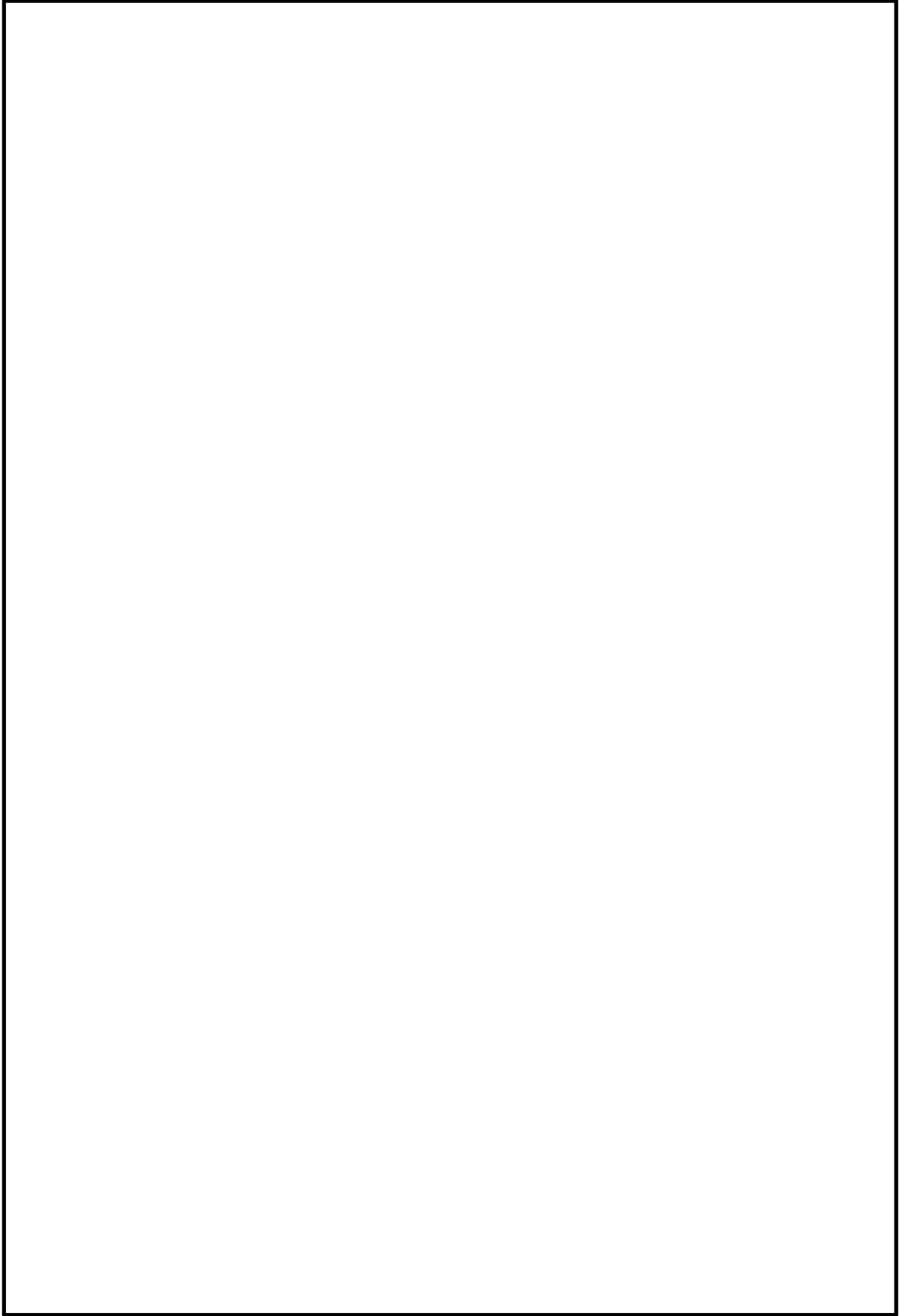


図 49-11-2 注水用ヘッダの接続状態概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.2 操作性及び切替えの容易性

注水用ヘッドを使用する各系統における注水用ヘッドの流路構成は、全て注水用ヘッド付属の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切替えが可能な設計とする。

注水用ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な接続方式である嵌合構造とすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤接続及び誤操作の防止のため、注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は一对一の関係とし、それぞれ銘板により識別可能な設計とするとともに、同一色の塗装を施す等で識別性を高めた設計とする（図 49-11-3）。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給）を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。なお、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、原子炉建屋内の弁を中央制御室から遠隔操作することによりスプレイを実施するため、仮に注水用ヘッド付属の隔離弁を誤って開操作したとしても、誤注入に至ることはない。

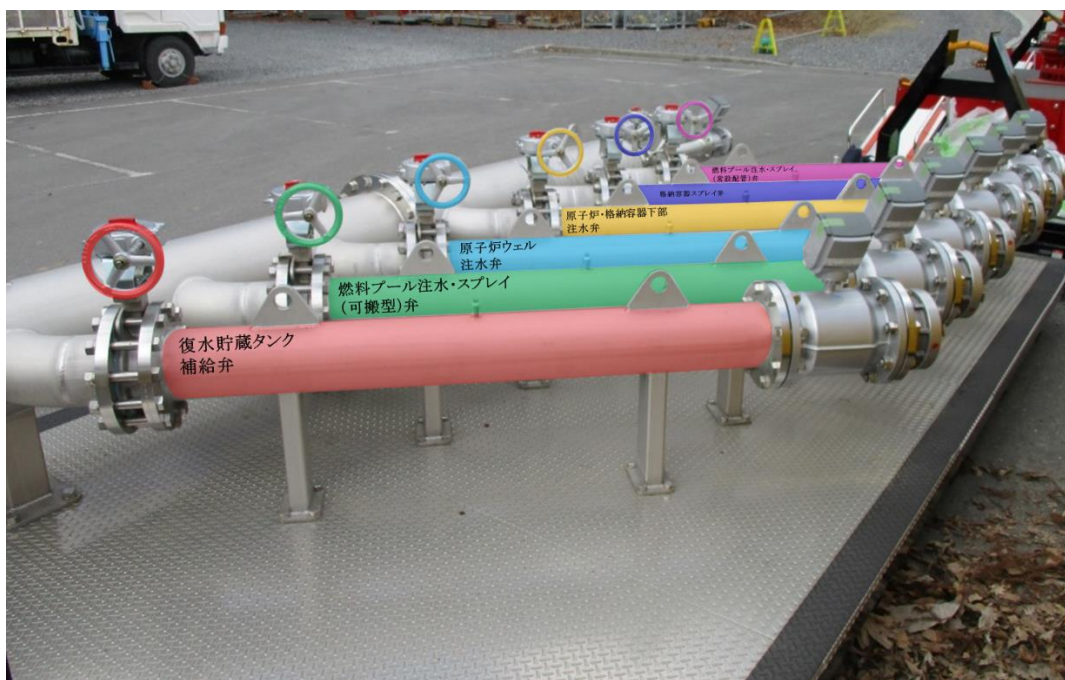


図 49-11-3 注水用ヘッドの誤接続及び誤操作の防止対策イメージ図

#### 4. 悪影響の防止

注水用ヘッドは複数の重大事故等対処設備及び自主対策設備の流路として使用することから、接続先の各系統及び機器に対して悪影響を及ぼすことのないよう考慮する必要がある。

注水用ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ注水用ヘッド付属の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

また、注水用ヘッドに接続する可能性のある自主対策設備である⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）及び⑩燃料プールスプレイ系（常設配管）は、注水用ヘッド付属の隔離弁に加えて、原子炉建屋の原子炉棟外の当該系統配管に設ける隔離弁を閉止することで、確実に他系統と隔離することが可能な設計とする。なお、原子炉建屋内の原子炉棟外の隔離弁は遠隔手動弁操作設備により屋外からの手動操作が可能である。

さらに、注水用ヘッドと自主対策設備を接続するホースを取り外すことで、原子炉建屋内への注水を物理的に隔離可能な設計とし、使用しない注水用ヘッドの接続部は閉止板により閉止可能な設計とする。

49-12

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

## 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、図 49-12-1 に示すとおり増圧ポンプ 1 台，付属水中ポンプ 2 台，ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，付属水中ポンプ及び増圧ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり，外部電源が不要な設計である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後，ホースを介して増圧ポンプへと送水し，加圧した水を各注水先へ送水する。

なお，付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し，異物の流入を防止する設計としている。

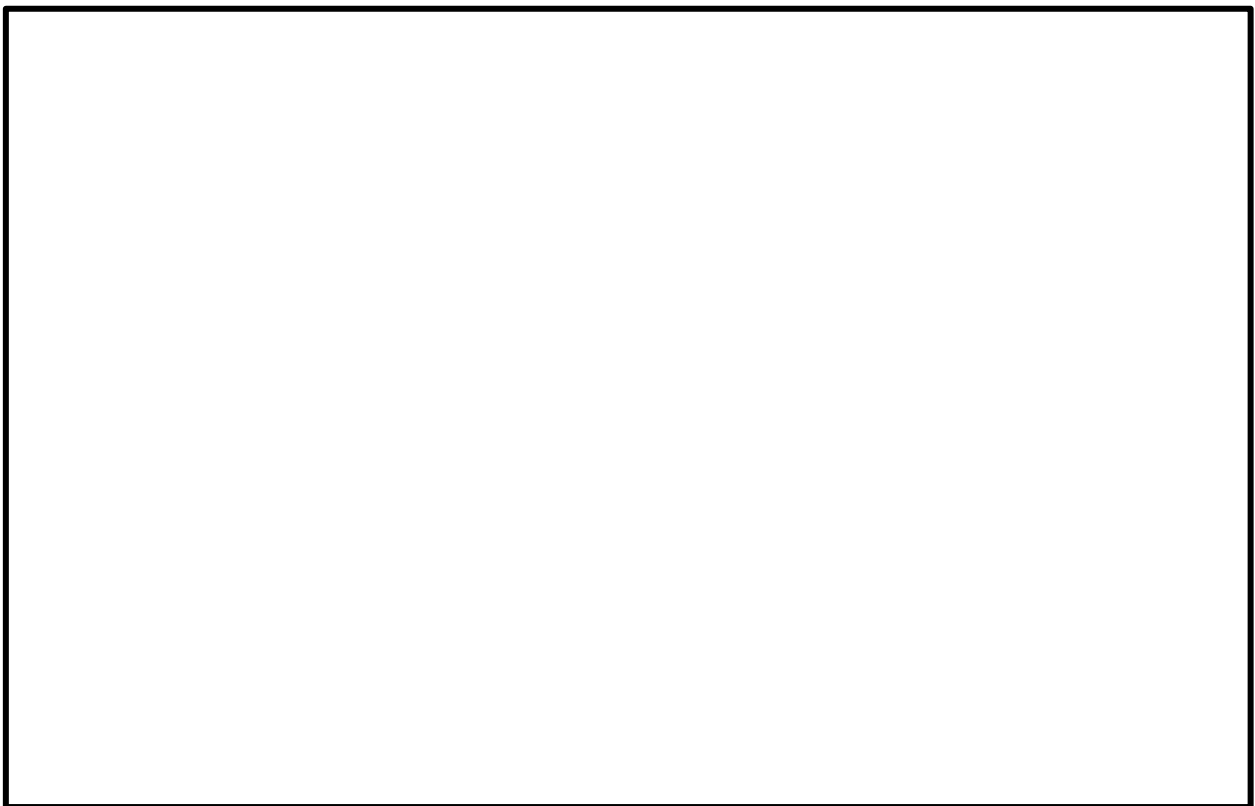


図 49-12-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 目 次

50 条

50-1 SA 設備基準適合性一覧表

50-2 単線結線図

50-3 計測制御系統図

50-4 配置図

50-5 系統図

50-6 試験及び検査

50-7 容量設定根拠

50-8 接続図

50-9 保管場所図

50-10 アクセスルート図

50-11 その他設備

50-12 注水用ヘッダについて

50-13 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

50-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		代替循環冷却ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		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		50-4 配置図, 50-5 系統図	
	第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A	
		関連資料		50-6 試験及び検査		
	第4号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料		50-5 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)		対象外	対象外
		関連資料		50-5 系統図, 50-6 試験及び検査		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		50-4 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		50-7 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		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)	B
			サポート系故障		対象(サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図			



女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		残留熱除去系熱交換器		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	50-4 配置図, 50-5 系統図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図		
	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	50-6 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	50-5 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	50-5 系統図, 50-6 試験及び検査		
	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	50-7 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	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)	B
			サポート系故障	対象(サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図			

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

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		大容量送水ポンプ(タイプI)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		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	50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図		
	第2号	操作性	現場操作 (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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ		A	
		関連資料	50-6 試験及び検査			
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要		B a	
		関連資料	50-5 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)	対象外		対象外
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 試験及び検査			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所で操作可能)		A a	
		関連資料	50-4 配置図, 50-8 接続図			
	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	50-7 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	50-4 配置図, 50-8 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	50-8 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	50-4 配置図, 50-8 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	50-9 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	50-10 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	緩和設備 (又は防止・緩和以外) - 対象 (同一目的のSA設備あり又は代替対象DB設備有り)		B	
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源		C a	
	関連資料	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図				

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

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		熱交換器ユニット		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	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	50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図	
		第2号	操作性	現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 熱交換器	A, D
		関連資料	50-6 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a
	関連資料	50-5 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)	対象外	対象外
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 試験及び検査		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
	関連資料	50-4 配置図, 50-8 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可搬型設備	A
			関連資料	50-7 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	50-4 配置図, 50-8 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	50-8 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	50-4 配置図, 50-8 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	50-9 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	50-10 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	緩和設備 (又は防止・緩和以外) - 対象 (同一目的のSA設備あり又は代替対象DB設備有り)	B	
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図			

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		フィルタ装置		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	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第2号	操作性	中央制御室操作, 現場操作 (弁操作)		A, B f	
		関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器		C	
		関連資料	50-6 試験及び検査			
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要		B a	
		関連資料	50-5 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)	対象外	対象外	
		関連資料	50-5 系統図, 50-6 試験及び検査			
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作 (遠隔で操作可能)		A b, B	
		関連資料	50-4 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	50-7 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	対象外 (緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) ー対象 (同一目的のSA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		—			

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		フィルタ装置出口側圧力開放板		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等から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		50-4 配置図, 50-5 系統図		
		第2号	操作性		中央制御室操作, 現場操作 (弁操作)	A, B f	
		関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		その他	N	
		関連資料		50-6 試験及び検査			
		第4号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料		50-5 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)		対象外	対象外	
		関連資料		50-5 系統図, 50-6 試験及び検査			
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作 (遠隔で操作可能)	A b, B		
	関連資料		50-4 配置図				
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		50-7 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		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))	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			—			

50-2  
単線結線図

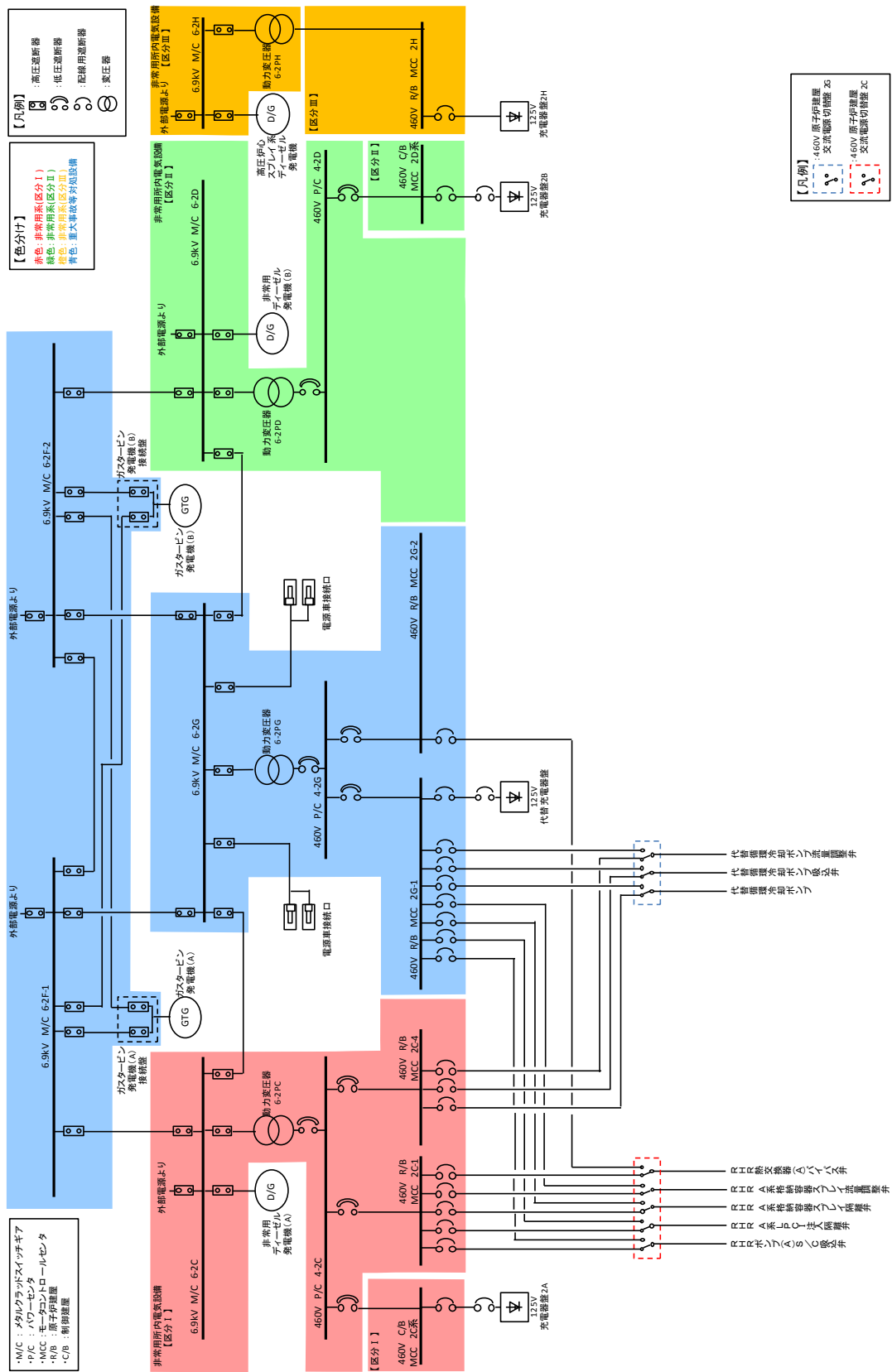


図 50-2-1 代替循環冷却系に係る交流電源単線結線図

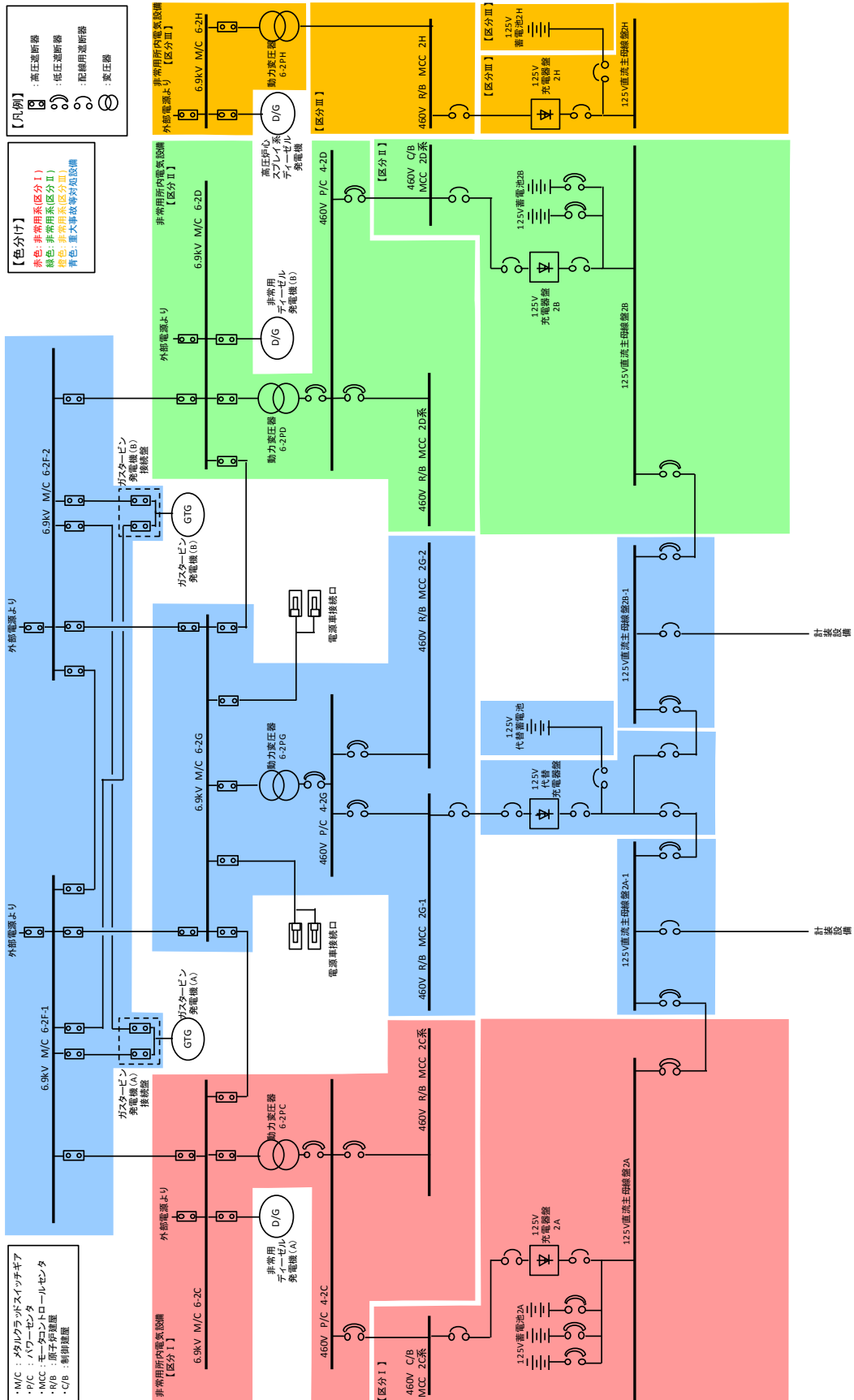


図 50-2-2 代替循環冷却系に係る直流電源単線結線図



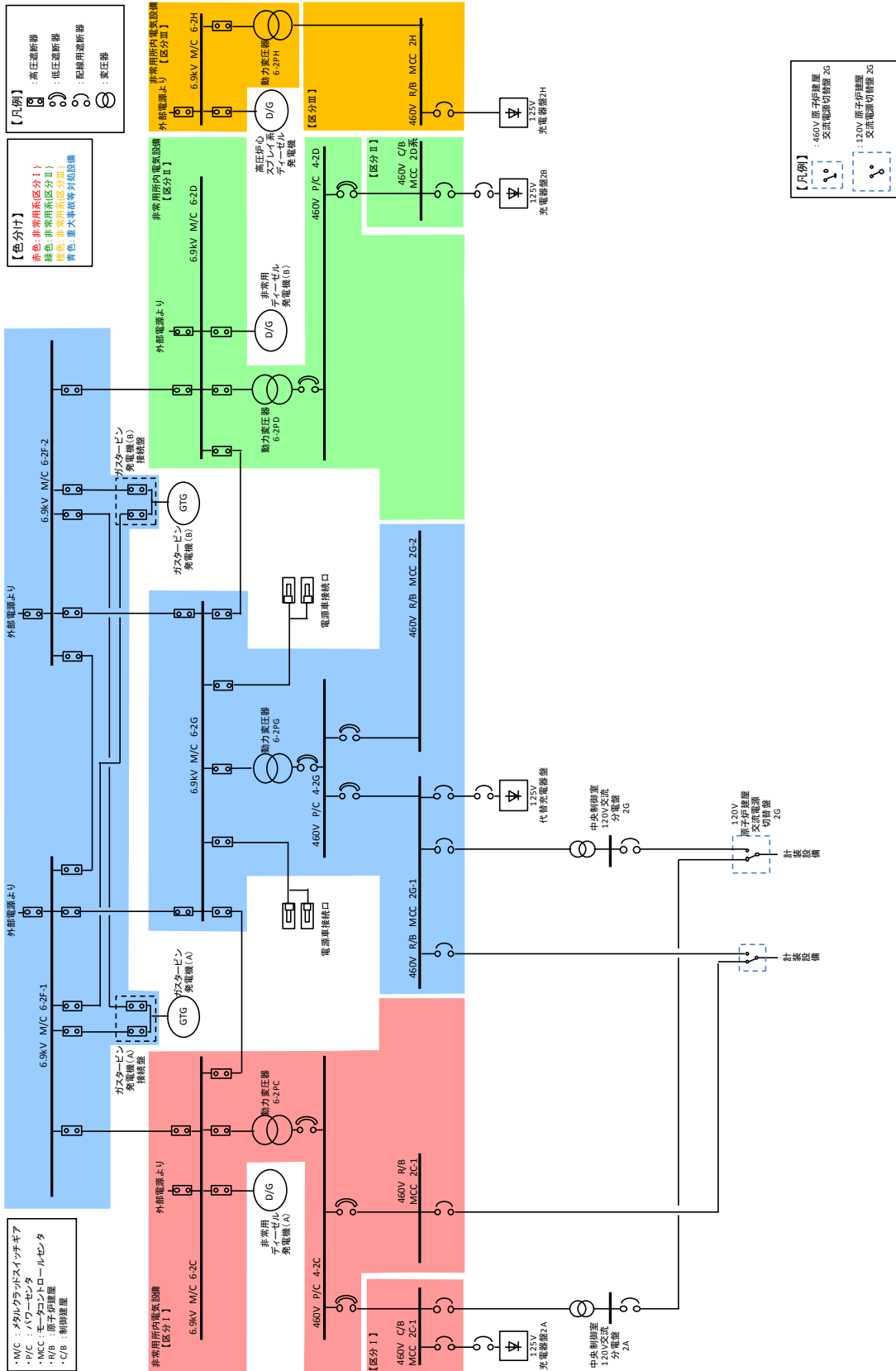


図 50-2-3 原子炉格納容器フィルタベント系に係る交流電源単線結線図

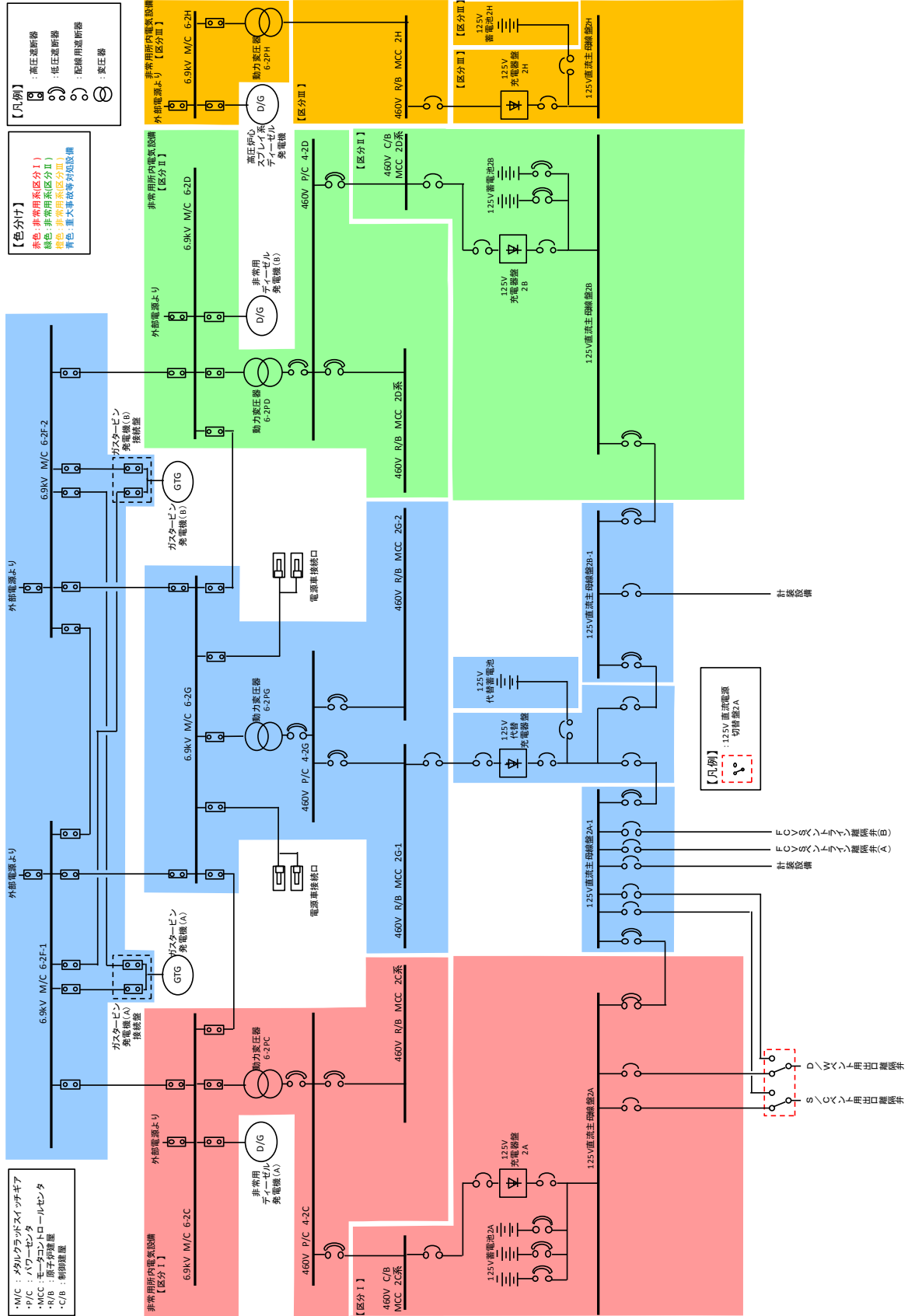
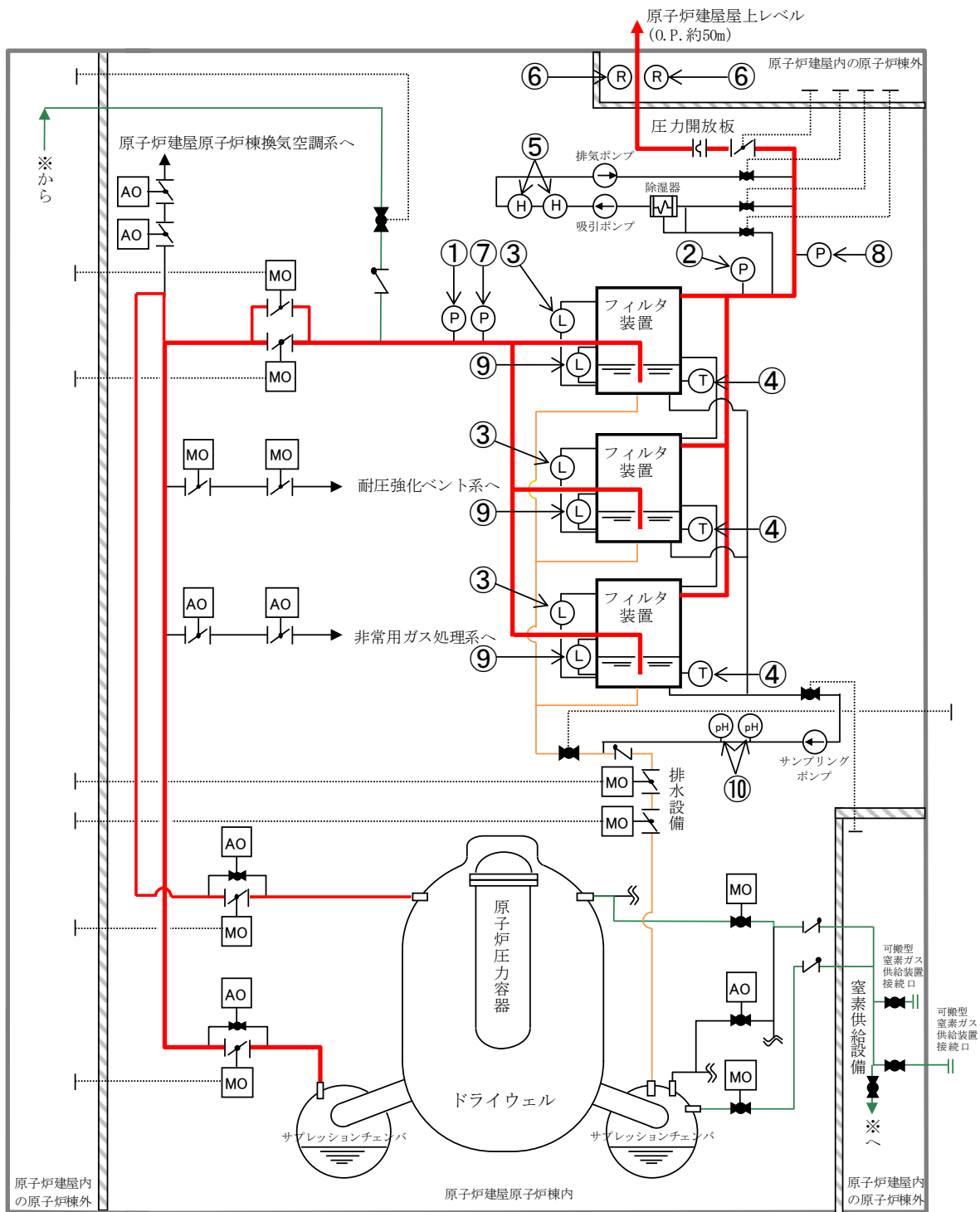


図 50-2-4 原子炉格納容器フィルタベント系に係る直流電源単線結線図

50-3  
計測制御系統図

表 50-3-1 原子炉格納容器フィルタベント系 主要設備と計装設備の関係

設備区分	設備	計装設備	監視目的
主要設備	フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板	フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水位 (広帯域)	ベント開始時及び継続時に原子炉格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認 ベント開始時及び継続時に原子炉格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認 フィルタ装置性能維持のための水位監視
		フィルタ装置水温度	フィルタ装置内の水温度監視
		フィルタ装置出口水素濃度	ベント停止後の系統内の水素濃度の確認
		フィルタ装置出口放射線モニタ	ベント開始時及び継続時に放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認
		フィルタ装置 pH	スクラバ溶液がアルカリ性を維持していることの確認
		フィルタ装置入口圧力 (狭帯域)	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認
		フィルタ装置出口圧力 (狭帯域)	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認
		フィルタ装置水位 (狭帯域)	フィルタ装置性能維持のための水位監視



原子炉建屋

注：図内の丸数字は表50-3-2及び表50-3-3の  
監視項目の丸数字に対応する。

図 50-3-1 原子炉格納容器フィルタベント系 計測制御系統図

表 50-3-2 原子炉格納容器フィルタベント系の計測設備主要仕様  
(重要監視パラメータ)

監視項目 <sup>*1</sup>	計測範囲	個数	監視場所
①フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1~1.0MPa[gage]	1	中央制御室/ 緊急時対策所
②フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1~1.0MPa[gage]	1	中央制御室/ 緊急時対策所
③フィルタ装置水位 (広帯域)		3	中央制御室/ 緊急時対策所
④フィルタ装置水温度	0~200℃	3	中央制御室/ 緊急時対策所
⑤フィルタ装置出口水素濃度	0~30vol%	1	中央制御室/ 緊急時対策所
	0~100vol%	1	
⑥フィルタ装置出口放射線モニタ	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h	2	中央制御室/ 緊急時対策所

\*1 監視項目の数字は図 50-3-1 の丸数字に対応する。

\*2 基準点はフィルタ装置 (本体) 下鏡底部。

表 50-3-3 原子炉格納容器フィルタベント系の計測設備主要仕様  
(重要監視パラメータ以外)

監視項目 <sup>*1</sup>	計測範囲	個数	監視場所
⑦フィルタ装置入口圧力 (狭帯域)	0~100kPa[gage]	1	中央制御室/ 緊急時対策所
⑧フィルタ装置出口圧力 (狭帯域)	0~100kPa[gage]	1	中央制御室/ 緊急時対策所
⑨フィルタ装置水位 (狭帯域)		3	中央制御室/ 緊急時対策所
⑩フィルタ装置pH	0~14	2	中央制御室/ 緊急時対策所

\*1 監視項目の数字は図 50-3-1 の丸数字に対応する。

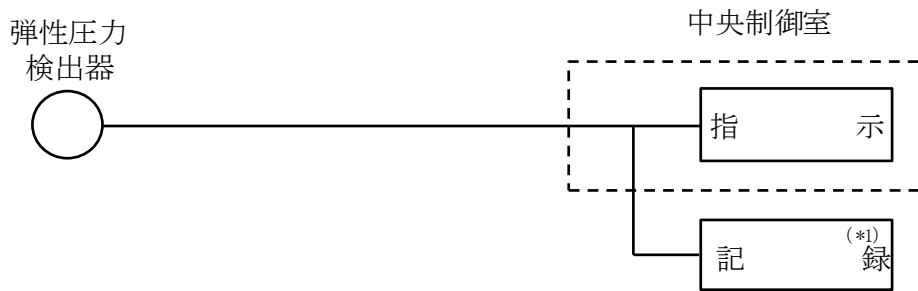
\*2 基準点はフィルタ装置 (本体) 下鏡底部。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器フィルタベント系 計測設備の概略構成図

(1) フィルタ装置入口圧力（広帯域）

フィルタ装置入口圧力（広帯域）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）は，フィルタ装置入口圧力（広帯域）として中央制御室に指示し，記録する。概略構成図を図50-3-2に示す。

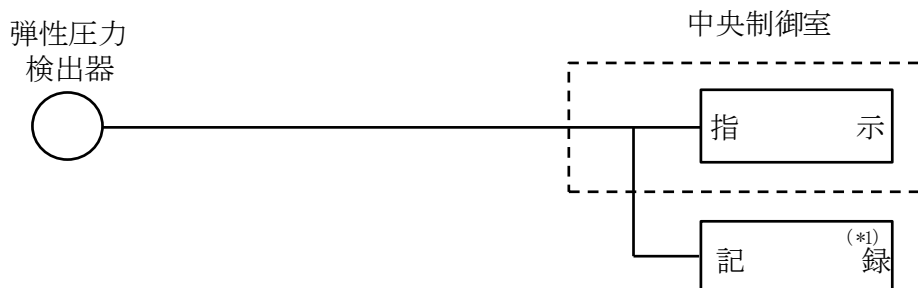


(\*) SPDS伝送装置

図50-3-2 フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図

(2) フィルタ装置出口圧力（広帯域）

フィルタ装置出口圧力（広帯域）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，弾性圧力検出器にて圧力を電流信号（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）は，フィルタ装置出口圧力（広帯域）として中央制御室に指示し，記録する。概略構成図を図50-3-3に示す。

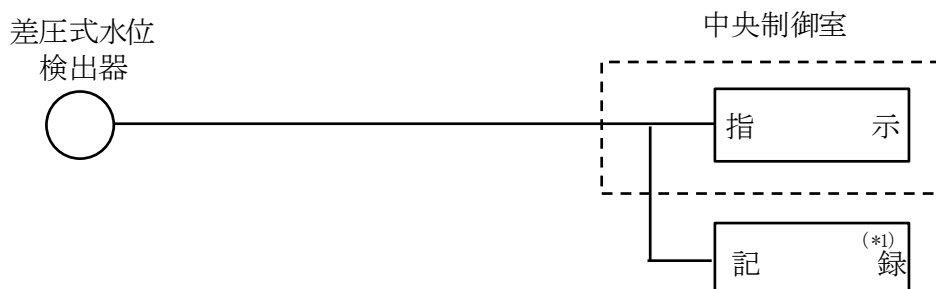


(\*) SPDS伝送装置

図50-3-3 フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図

(3) フィルタ装置水位（広帯域）

フィルタ装置水位（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号（差圧）として検出する。検出した電流信号（差圧）は、フィルタ装置水位（広帯域）として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-4に示す。

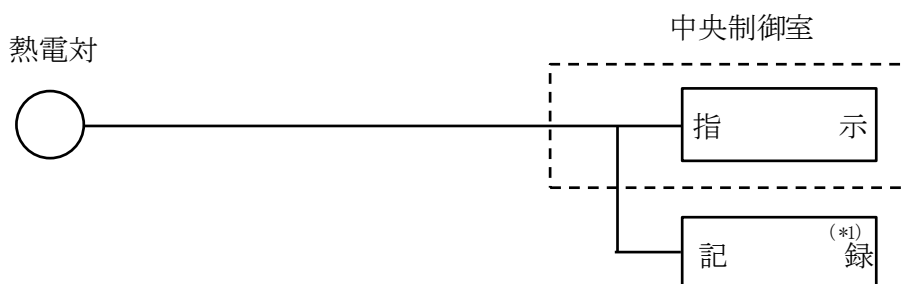


(\*) SPDS伝送装置

図50-3-4 フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図

(4) フィルタ装置水温度

フィルタ装置水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、フィルタ装置水温度として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-5に示す。



(\*) SPDS伝送装置

図50-3-5 フィルタ装置水温度の概略構成図



(5) フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱伝導率式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、フィルタ装置出口水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-6に示す。

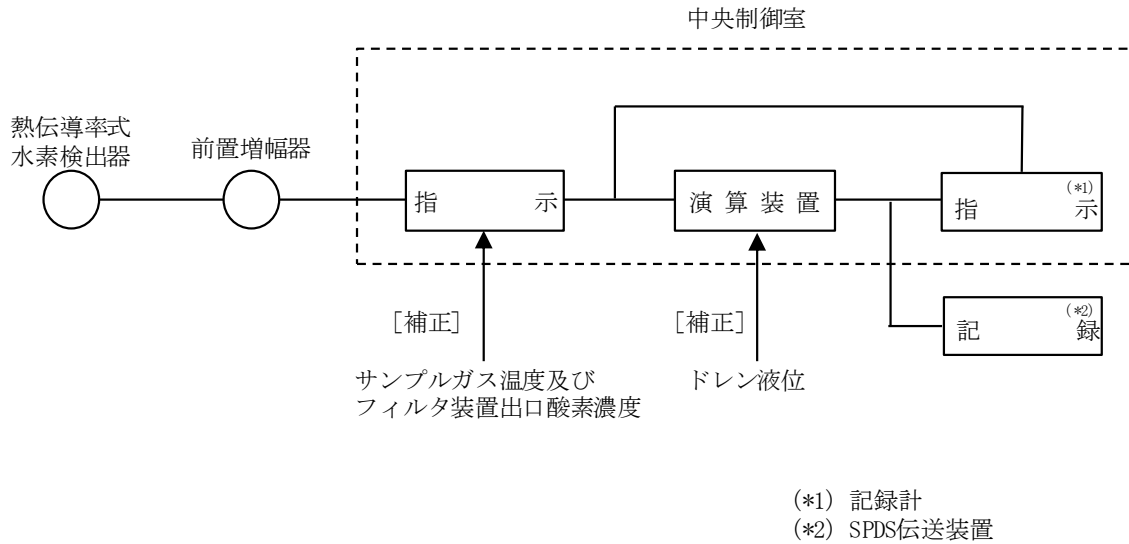


図50-3-6 フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図

(6) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は、前置増幅器で増幅され、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-7に示す。

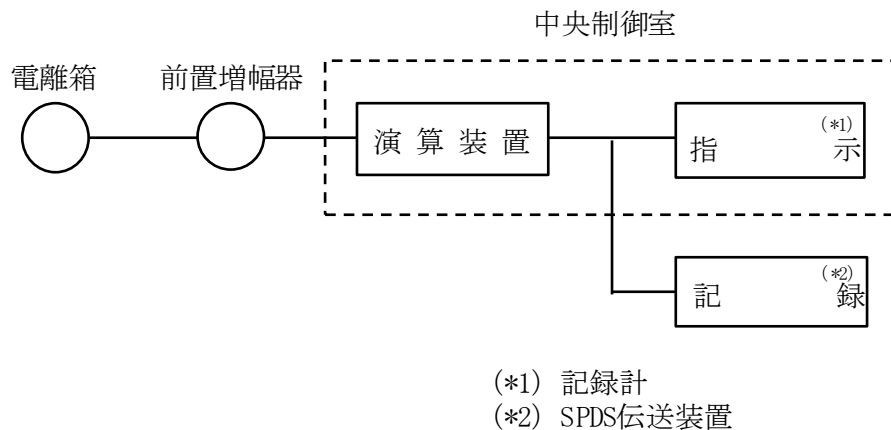
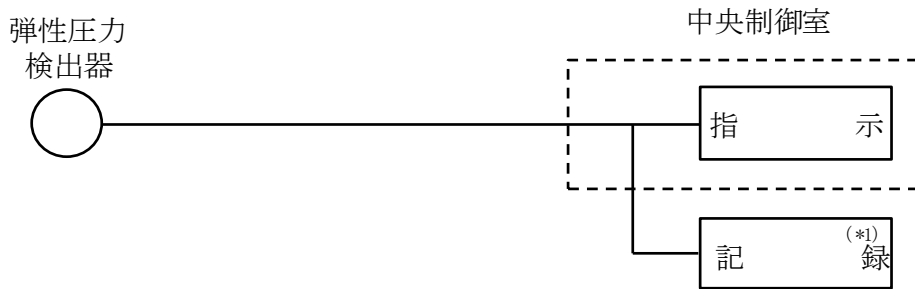


図50-3-7 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(7) フィルタ装置入口圧力（狭帯域）

フィルタ装置入口圧力（狭帯域）は、系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）は、フィルタ装置入口圧力（狭帯域）として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-8に示す。

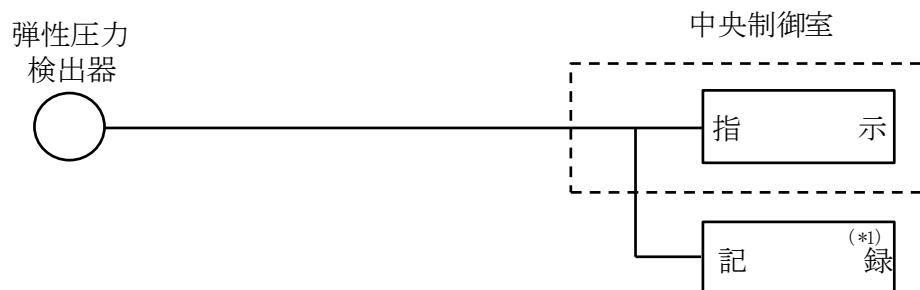


(\*1) SPDS伝送装置

図50-3-8 フィルタ装置入口圧力（狭帯域）の概略構成図

(8) フィルタ装置出口圧力（狭帯域）

フィルタ装置出口圧力（狭帯域）は、系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）は、フィルタ装置出口圧力（狭帯域）として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-9に示す。

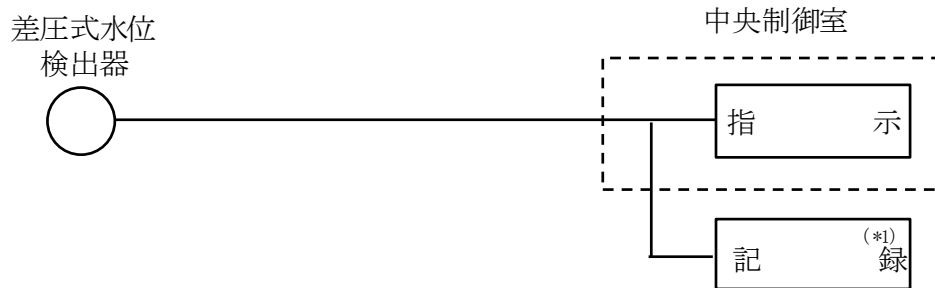


(\*1) SPDS伝送装置

図50-3-9 フィルタ装置出口圧力（狭帯域）の概略構成図

(9) フィルタ装置水位（狭帯域）

フィルタ装置水位（狭帯域）は、系統待機時におけるフィルタ装置の監視機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号（差圧）として検出する。検出した電流信号（差圧）は、フィルタ装置水位（狭帯域）として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-10に示す。

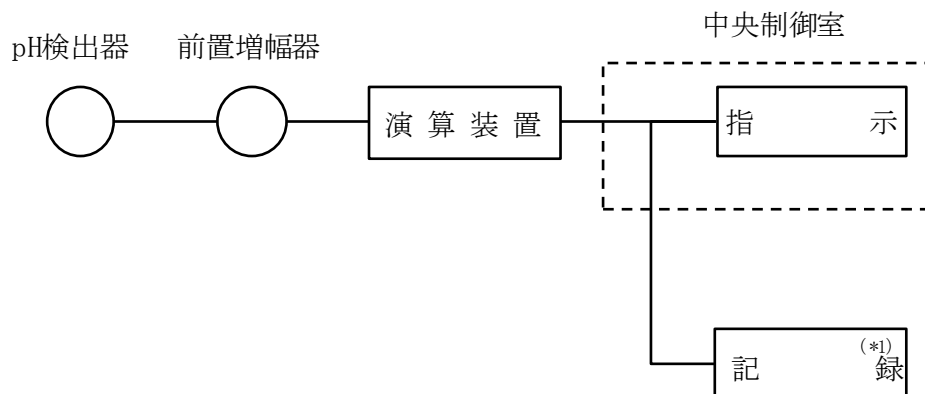


(\*1) SPDS伝送装置

図50-3-10 フィルタ装置水位（狭帯域）の概略構成図

(10) フィルタ装置pH


フィルタ装置pHの検出信号は、pH検出器にてpHを電圧信号として検出する。検出した電圧信号は前置増幅器で増幅され、演算装置にてpH信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置pHとして中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-11に示す。



(\*1) SPDS伝送装置

図 50-3-11 フィルタ装置 pH の概略構成図

50-4  
配置図

 : 重大事故等対処設備

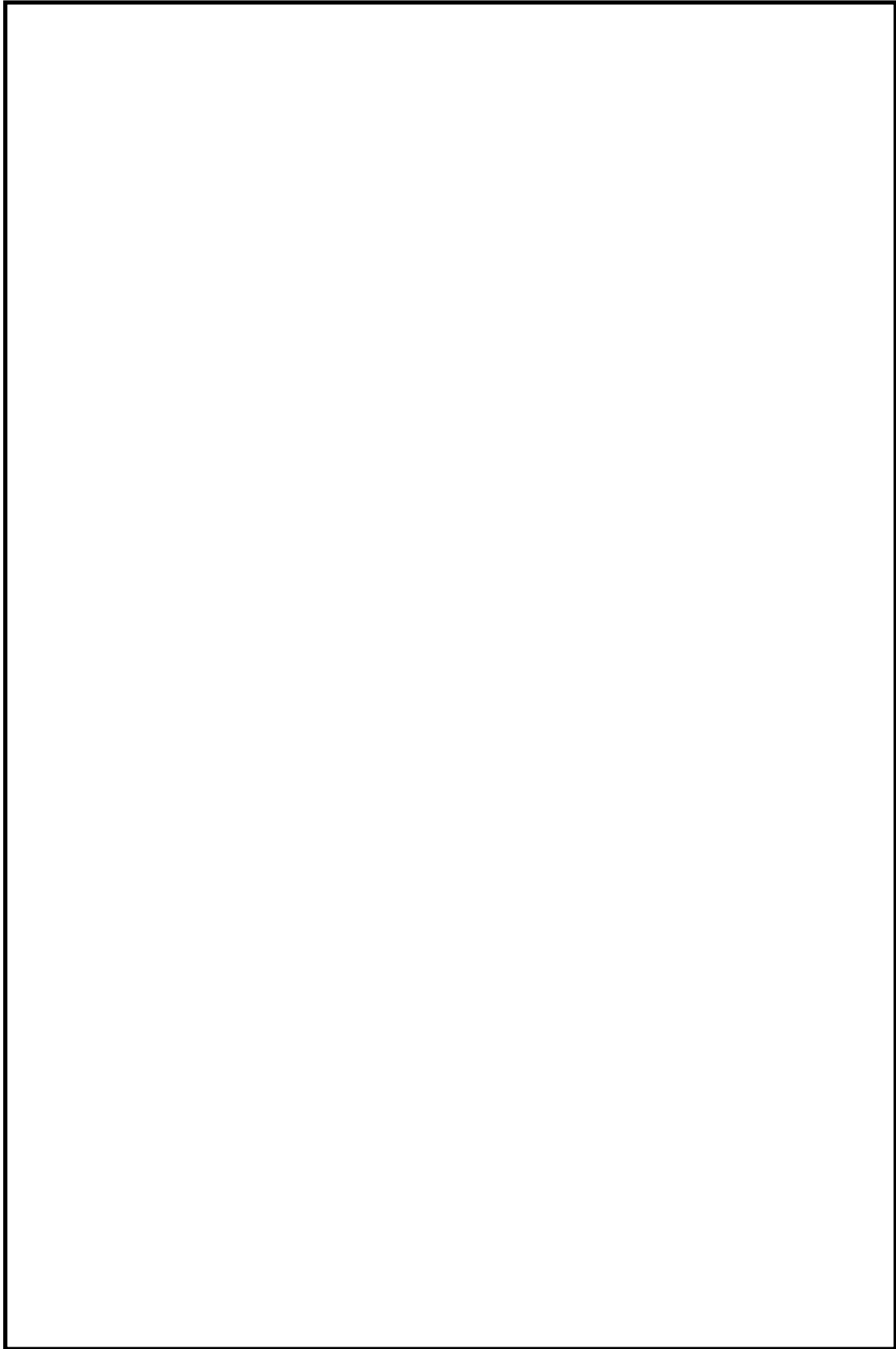


図 50-4-1 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

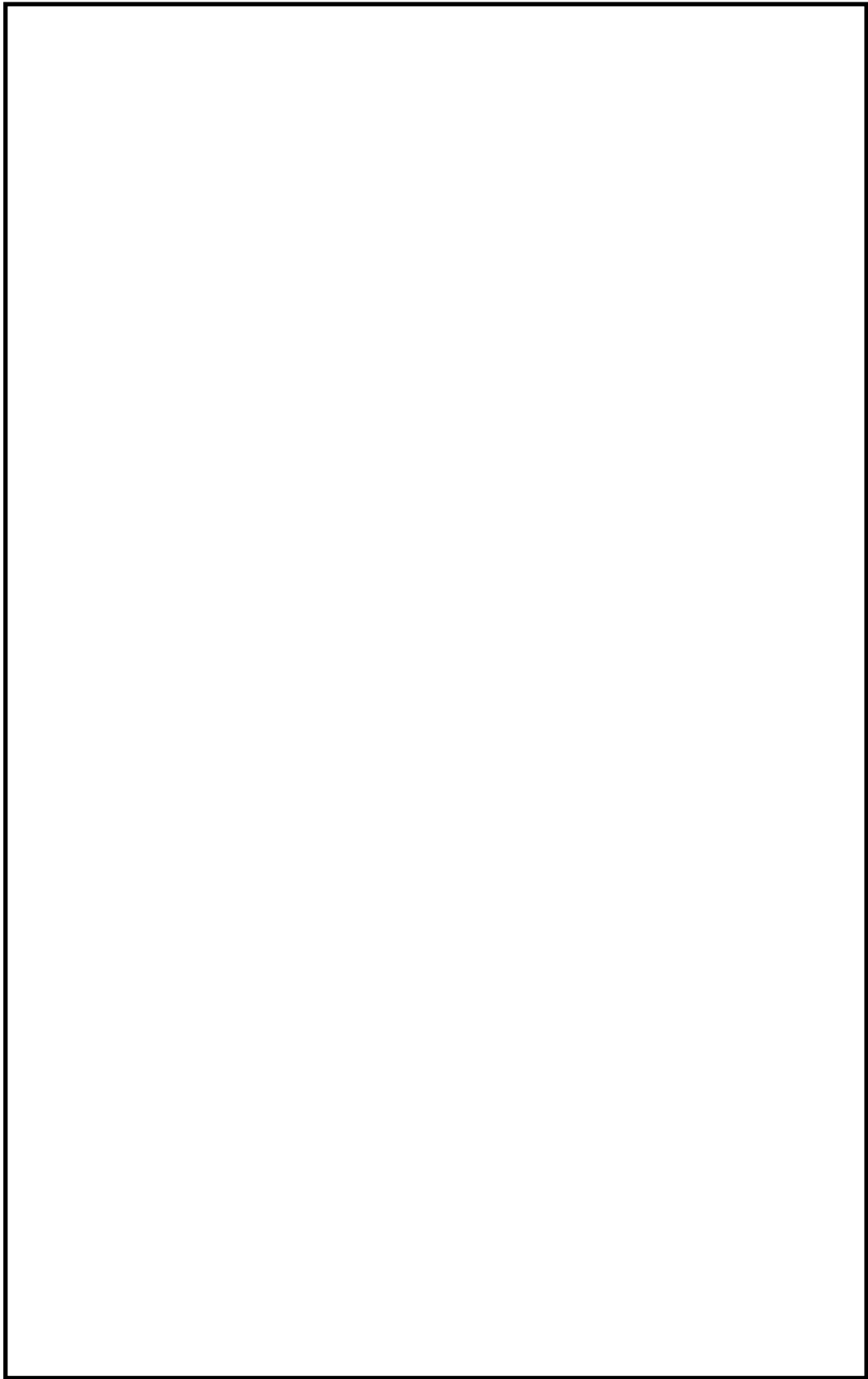



図 50-4-2 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋 )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-2

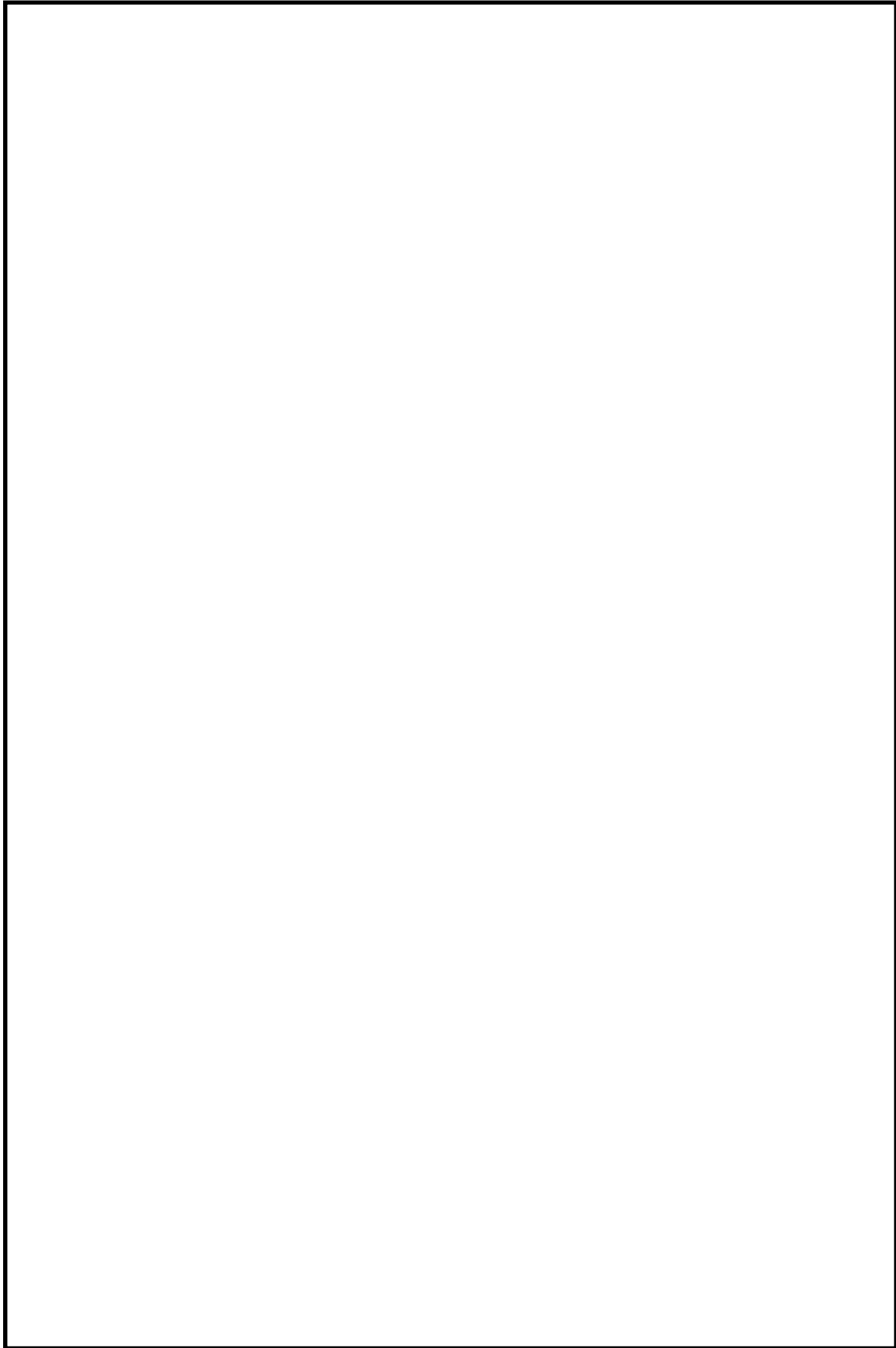


図 50-4-3 代替循環冷却系 配置図 (原子炉建屋 )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-3

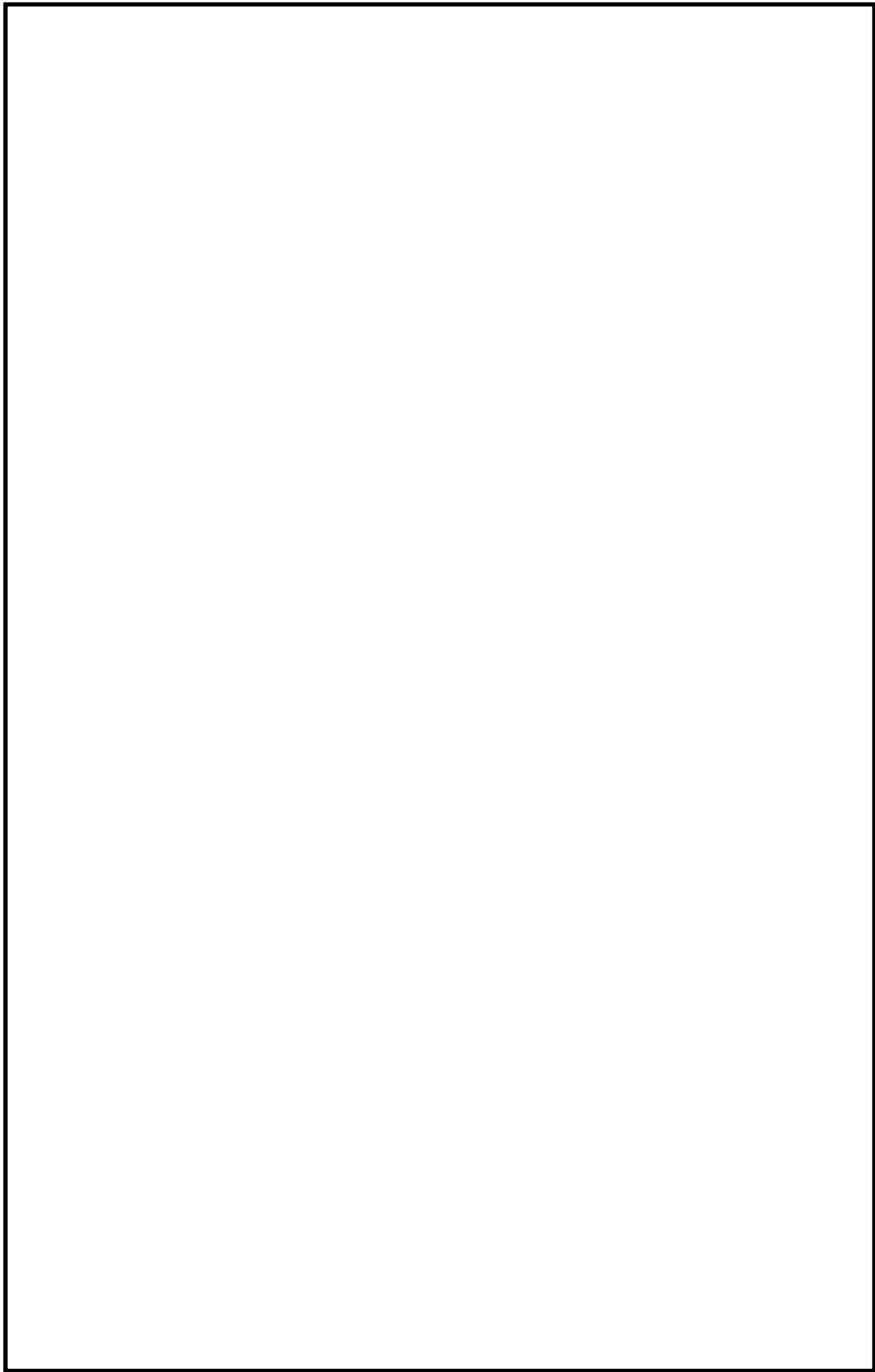


図 50-4-4 代替循環冷却系 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-4



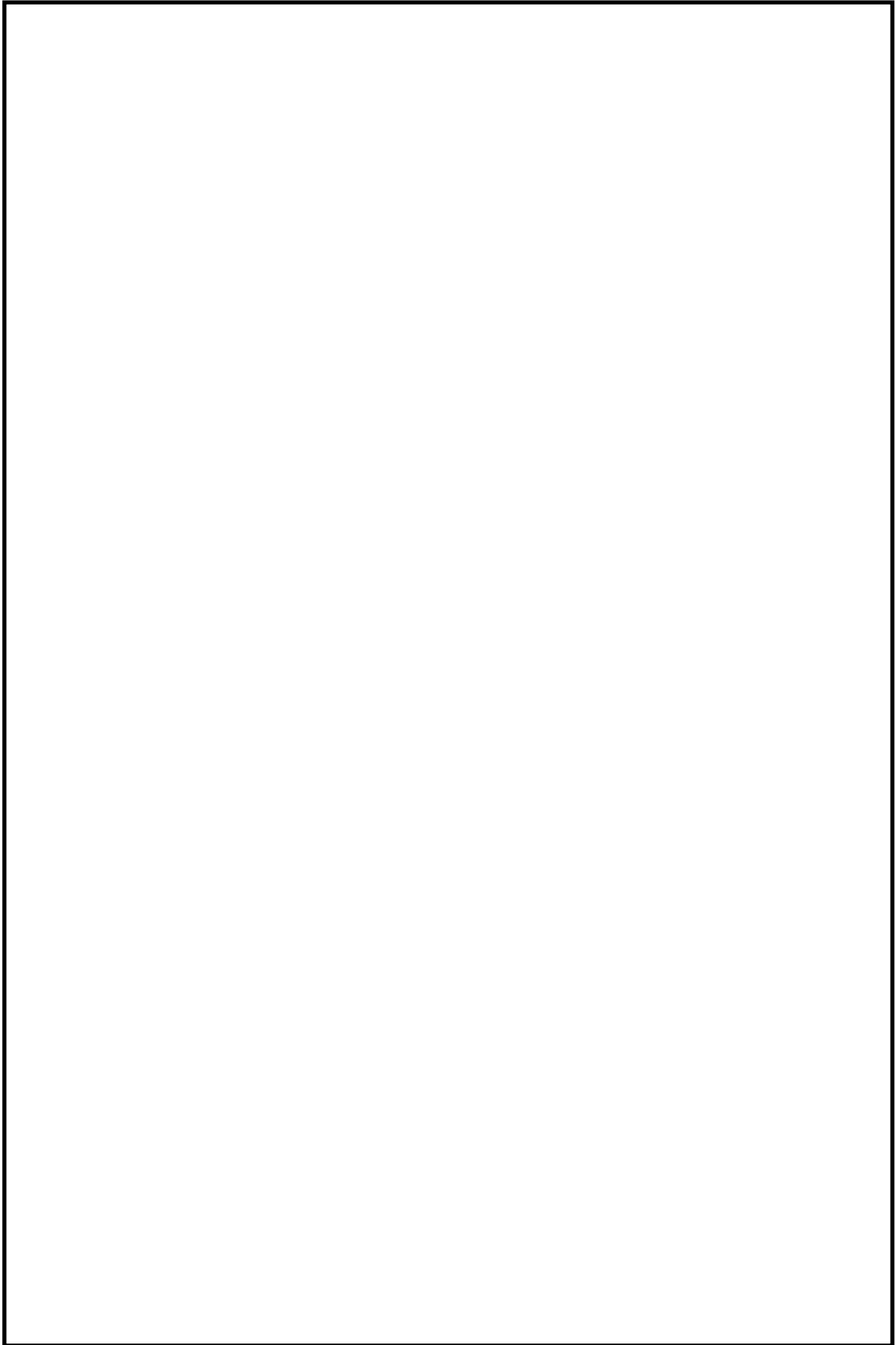


図 50-4-5 原子炉補機代替冷却水系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-5

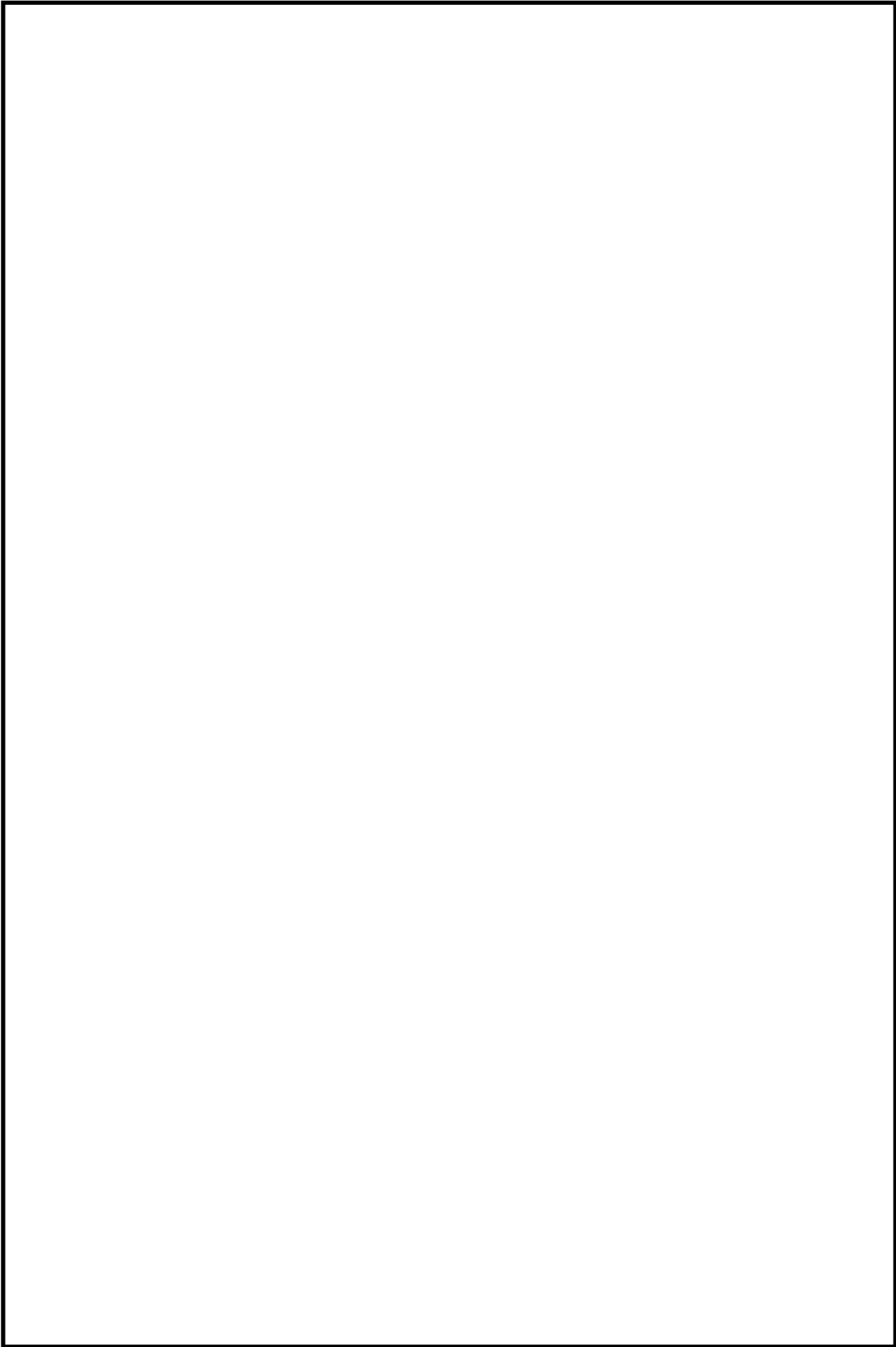


図 50-4-6 原子炉補機代替冷却水系 配置図 (原子炉建屋 )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-6

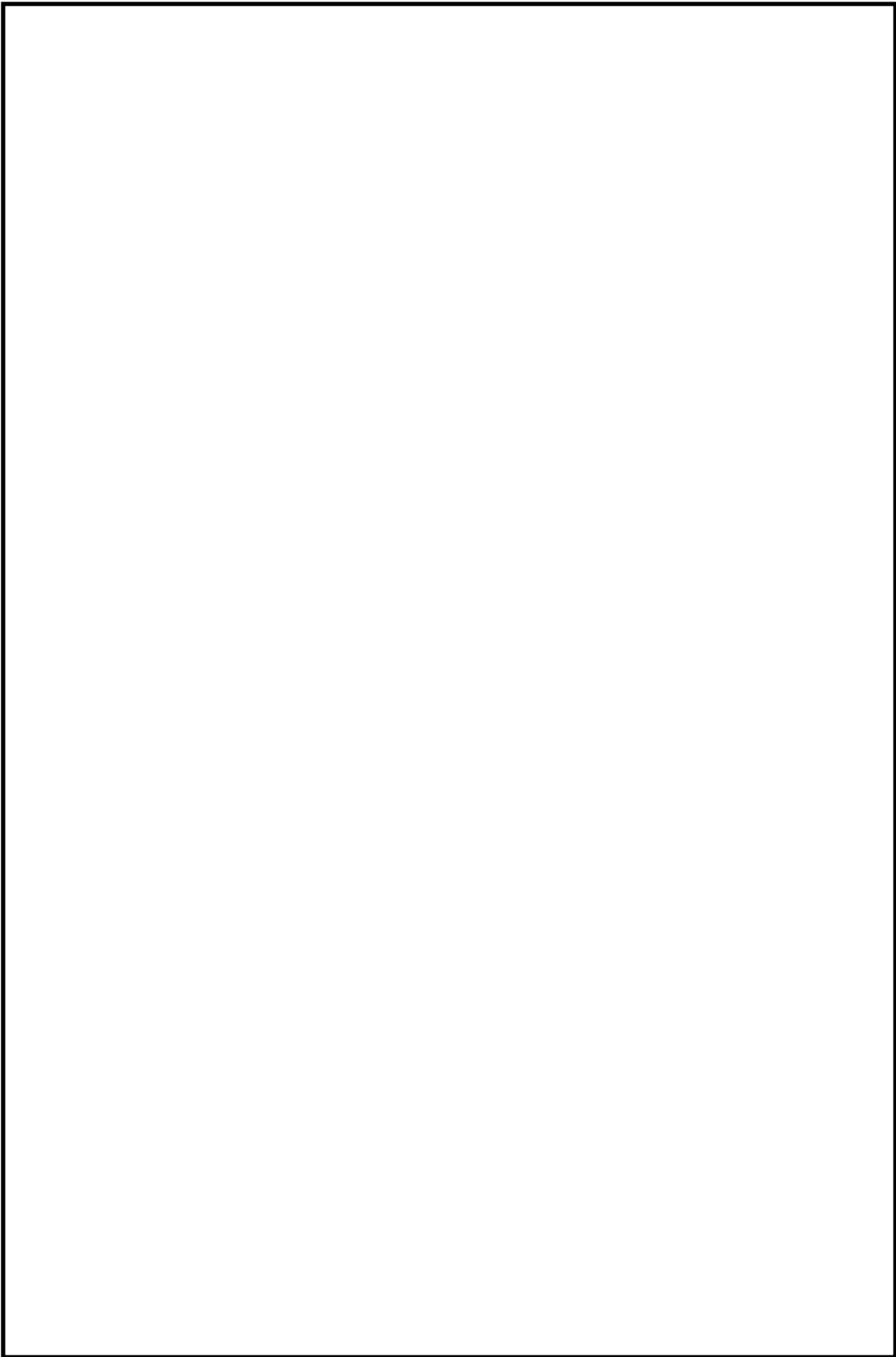


図 50-4-7 原子炉補機代替冷却水系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-7

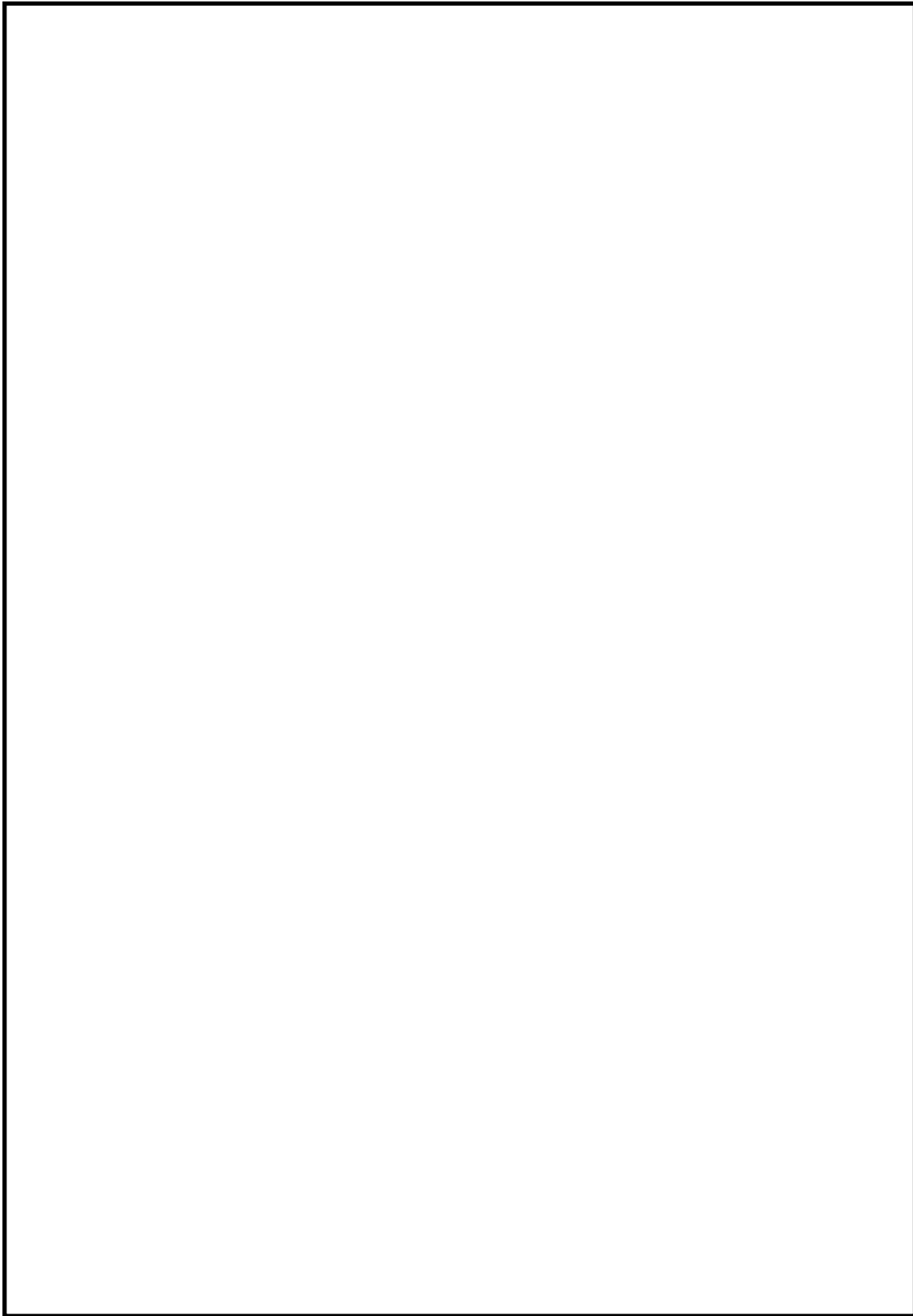


図 50-4-8 原子炉格納容器フィルタベント系主配管鳥瞰図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-8

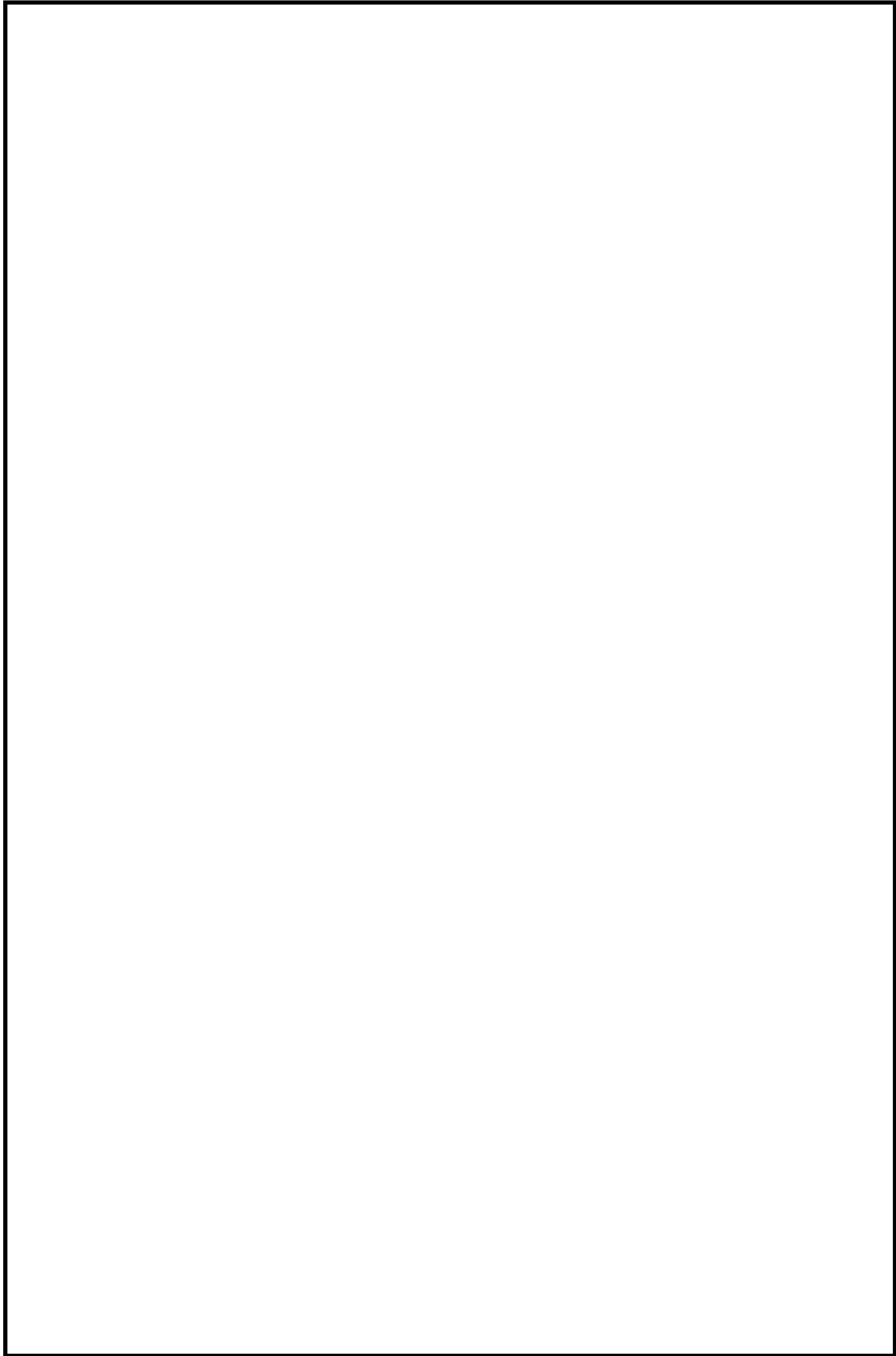


図 50-4-9 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋 )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-9

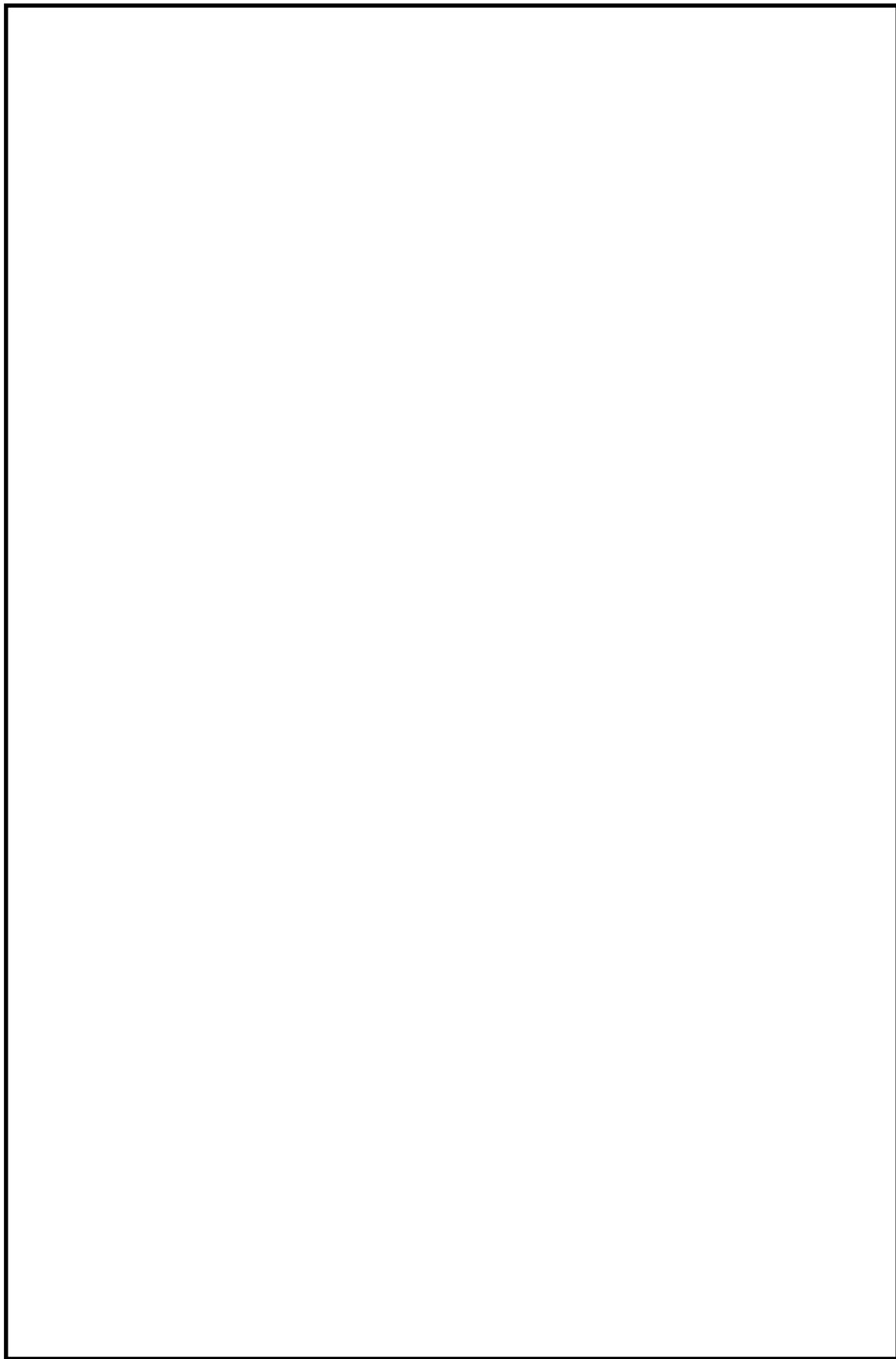


図 50-4-10 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋 )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-10

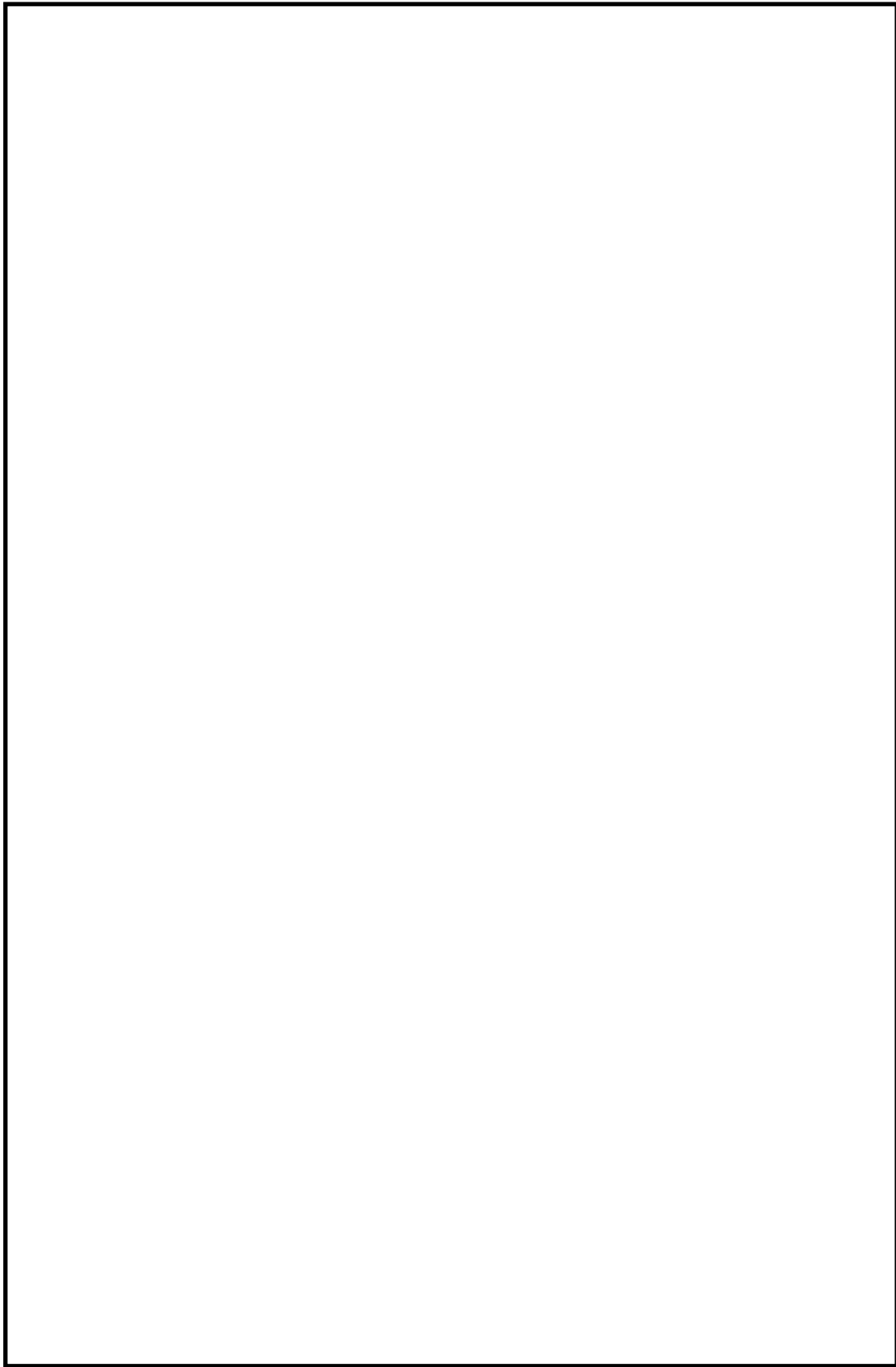


図 50-4-11 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-11

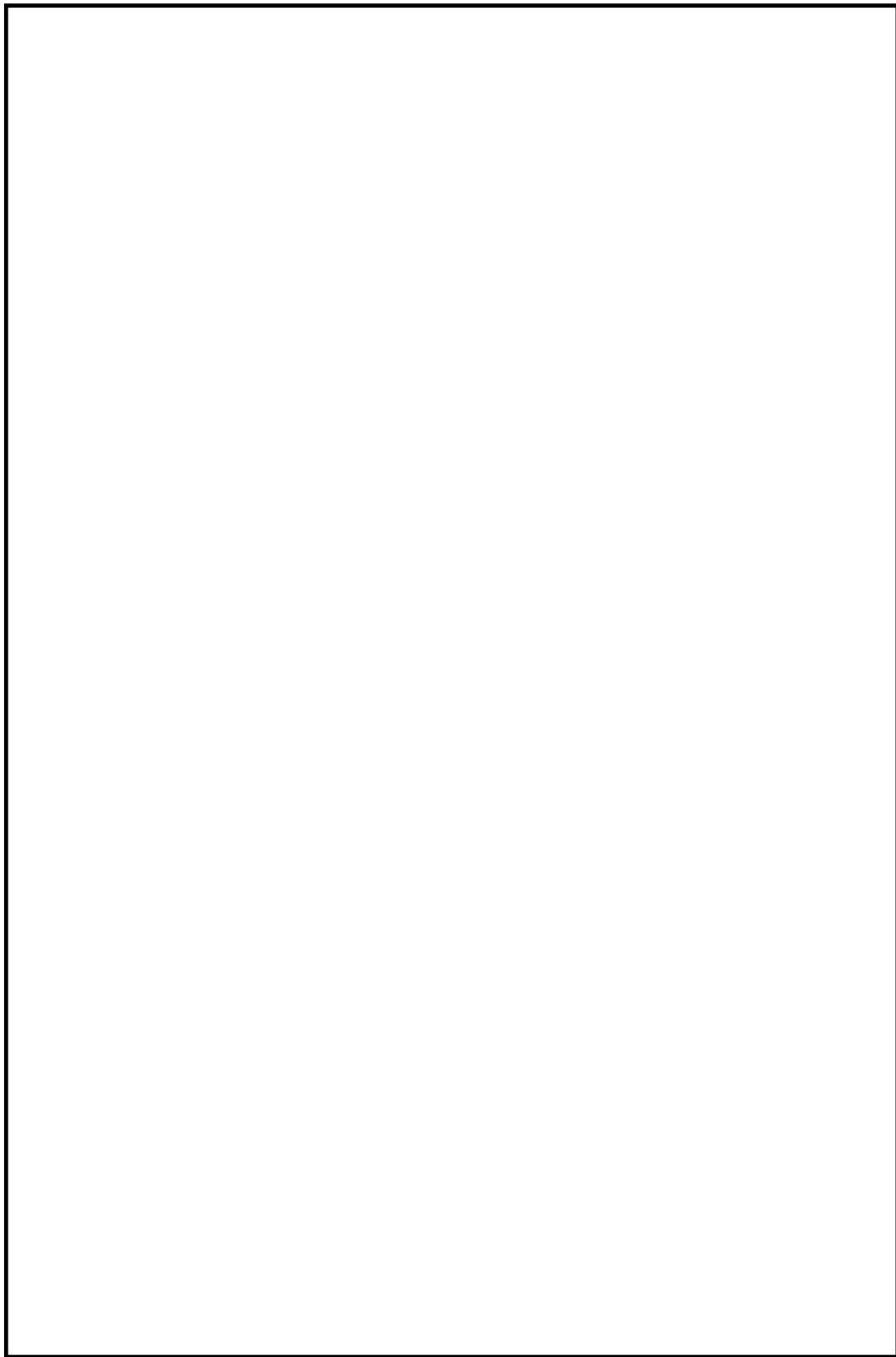


図 50-4-12 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋 )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-12



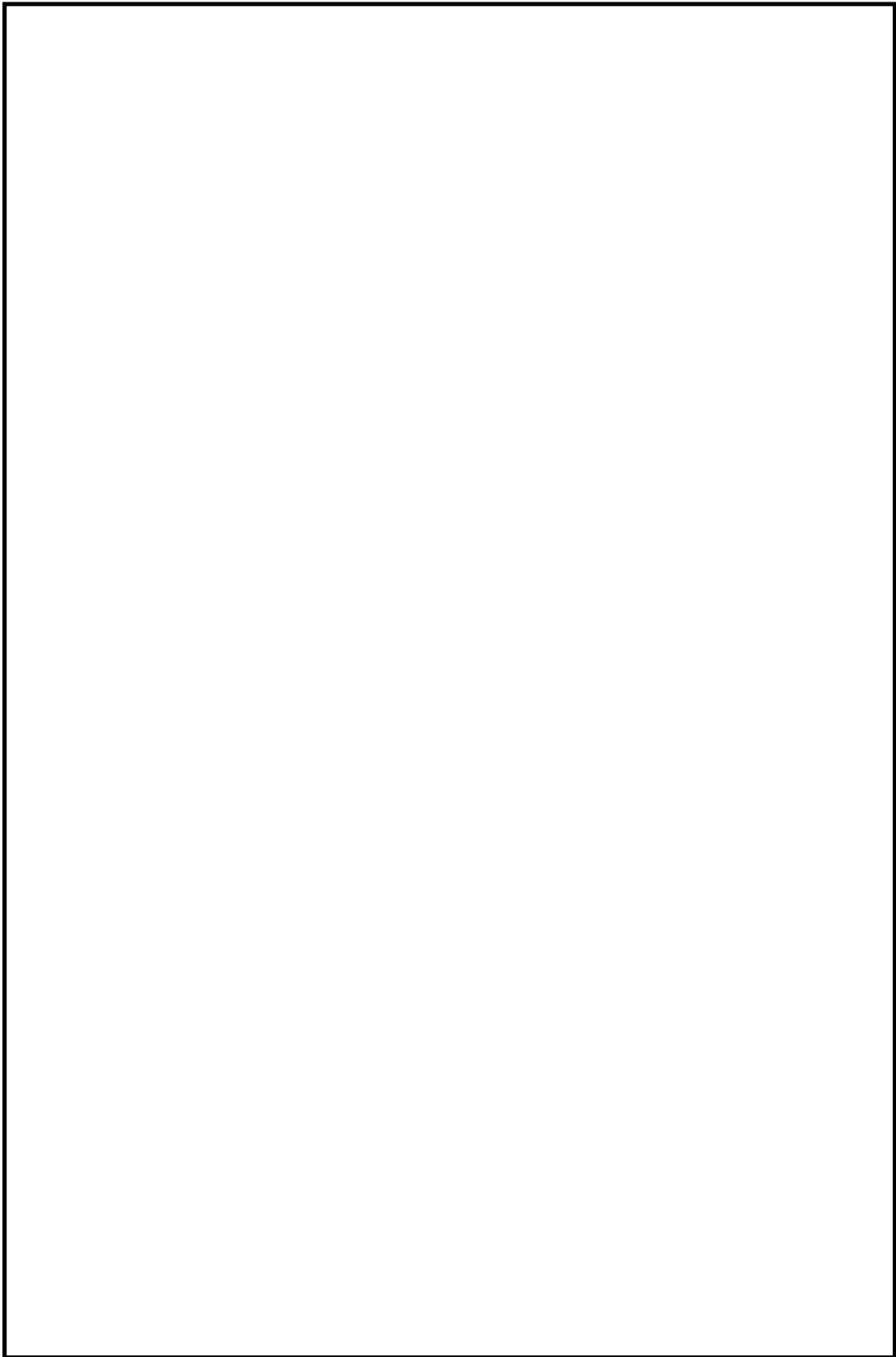


図 50-4-13 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図  
(中央制御室 (制御建屋 ))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-13

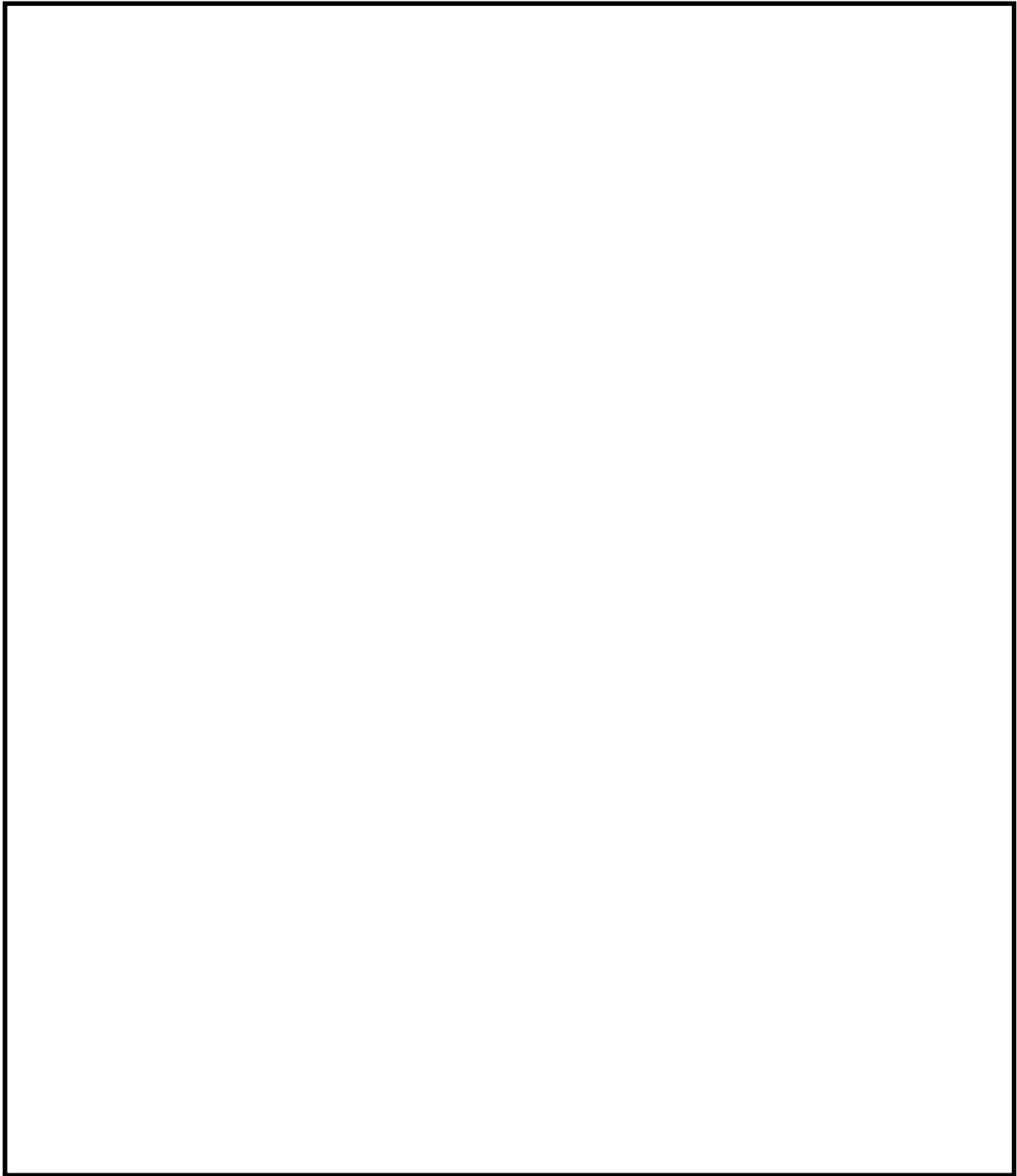


図 50-4-14 真空破壊装置設置位置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-4-14

50-5

系統図

表 50-5-1 代替循環冷却系 機器リスト (原子炉压力容器へ注水する場合)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	代替循環冷却ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
②	RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	代替循環冷却ポンプ吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
④	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	全開→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

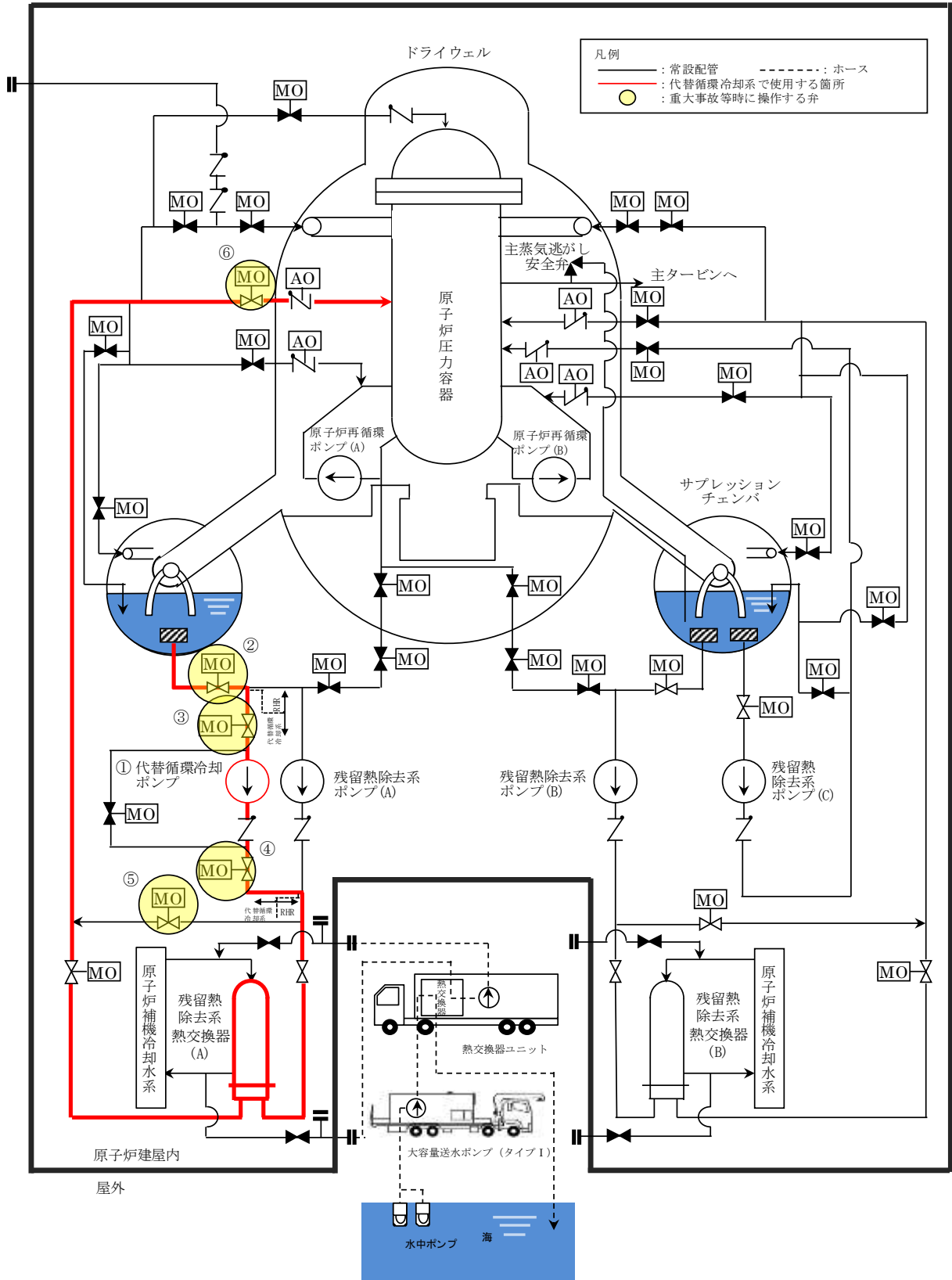


図 50-5-1 代替循環冷却系 系統概要図 (原子炉圧力容器へ注水する場合)

表 50-5-2 代替循環冷却系 機器リスト (原子炉格納容器内へスプレイする場合)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	代替循環冷却ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
②	RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	代替循環冷却ポンプ吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
④	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	全開→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

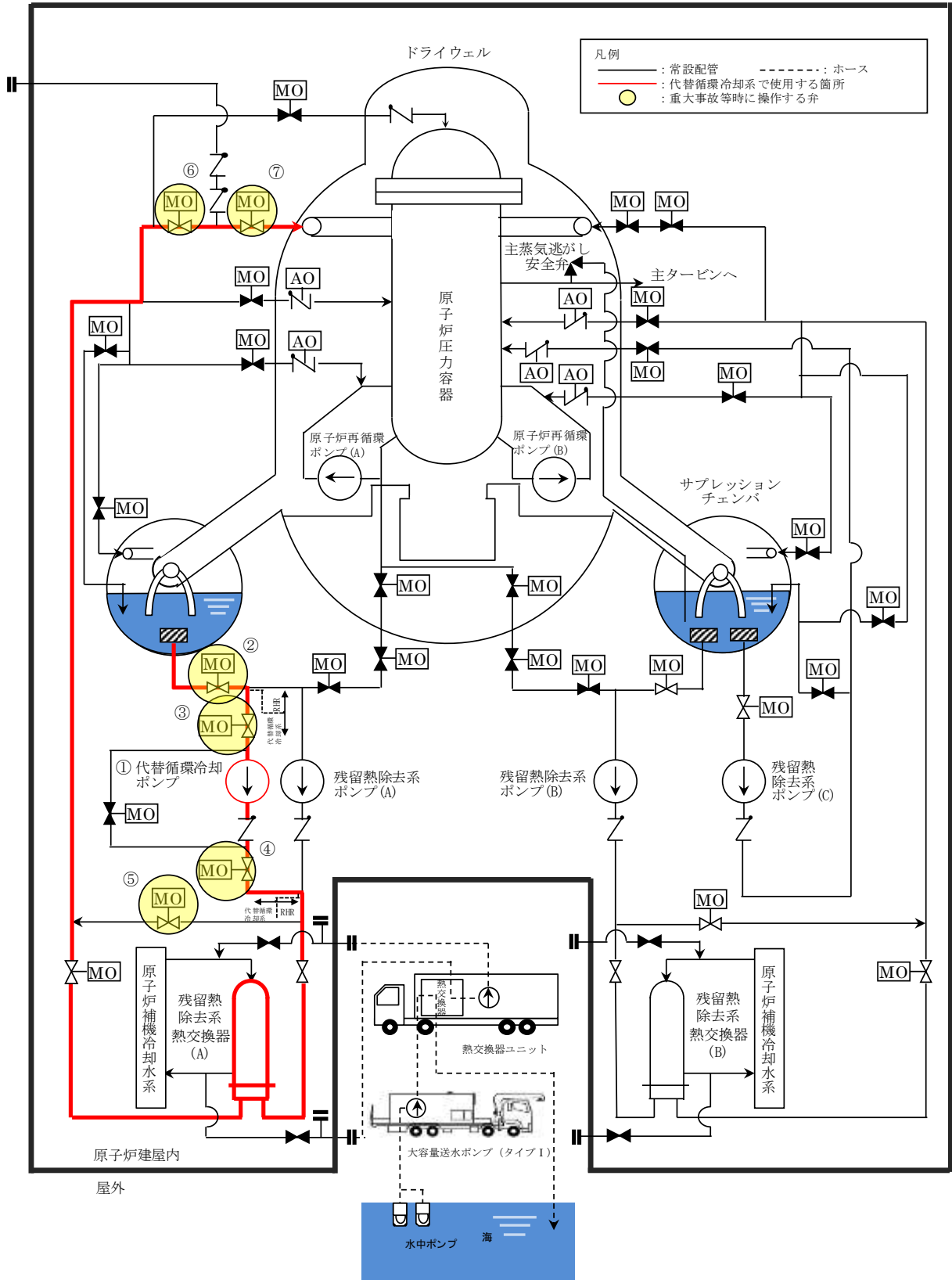


図 50-5-2 代替循環冷却系 系統概要図 (原子炉格納容器内へスプレイする場合)

表 50-5-3 原子炉補機代替冷却水系 機器リスト

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	RCW ポンプ(A)吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
⑤	RCW ポンプ(C)吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
⑥	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
⑦	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
⑧	大容量送水ポンプ(タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑨	熱交換器ユニット	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑩	淡水ポンプ出口弁	全閉→調整開	手動操作	屋外	
⑪	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

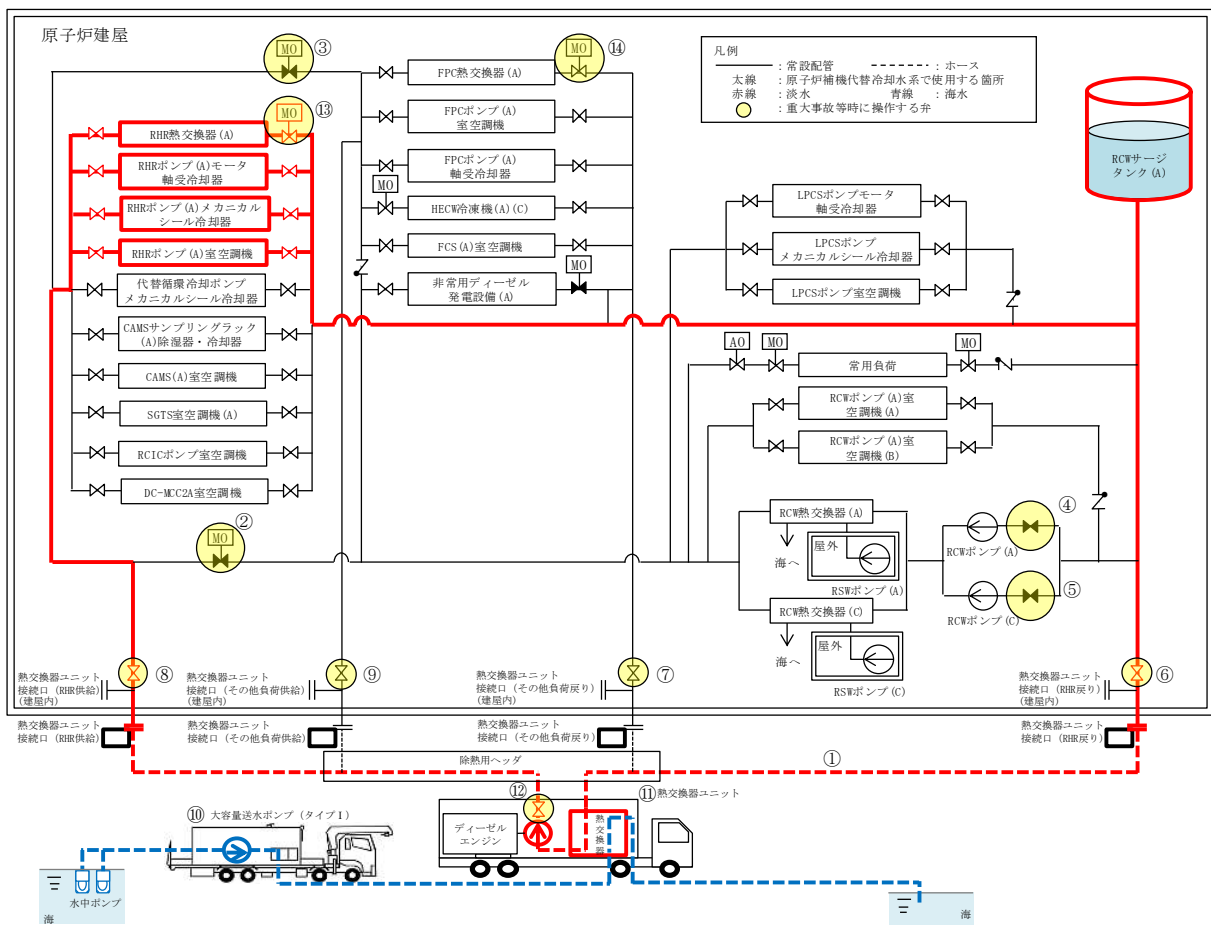


図 50-5-3 原子炉補機代替冷却水系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



表 50-5-4 原子炉格納容器フィルタベント系 機器リスト

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
1	S/C ベント用 出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	サプレッション チェンバからの ベント時に開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	
2	D/W ベント用 出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ドライウエルから のベント時に開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	
3	FCVS ベントライン 隔離弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	どちらか一方を開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	
4	FCVS ベントライン 隔離弁 (B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

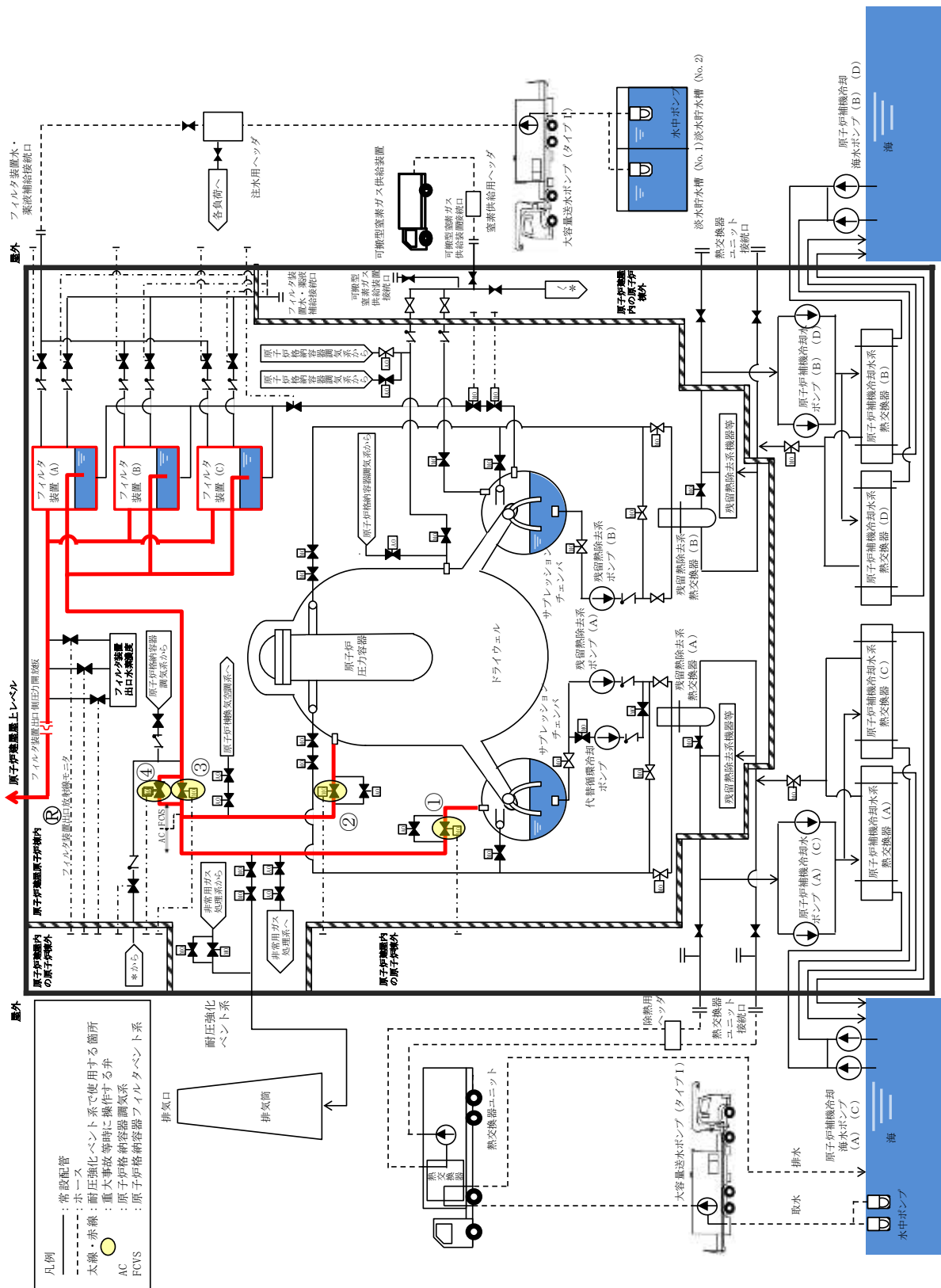


図 50-5-4 原子炉格納容器フィルタベント系 概略構成図

50-6

試験及び検査

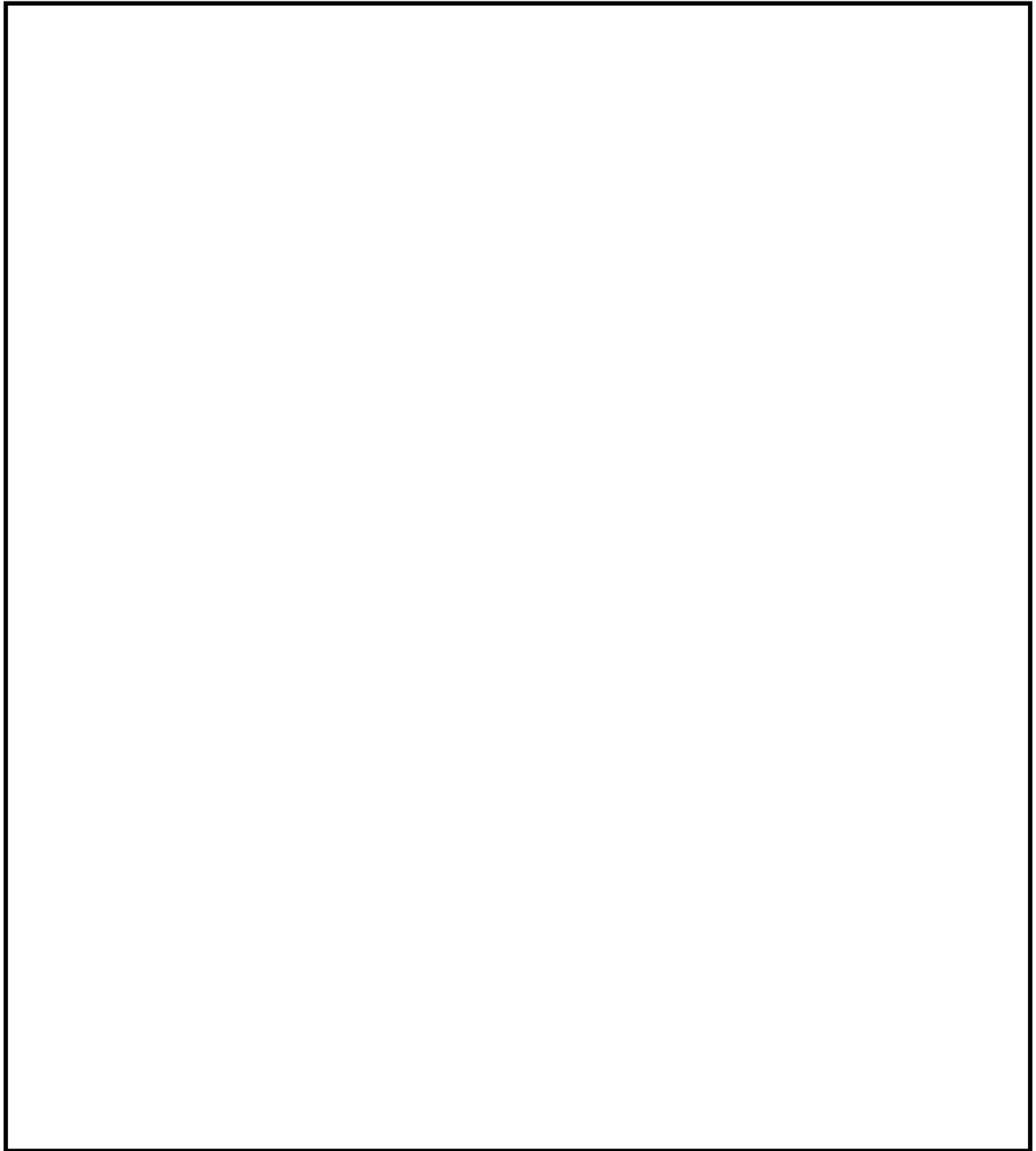


図 50-6-1 代替循環冷却ポンプ構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

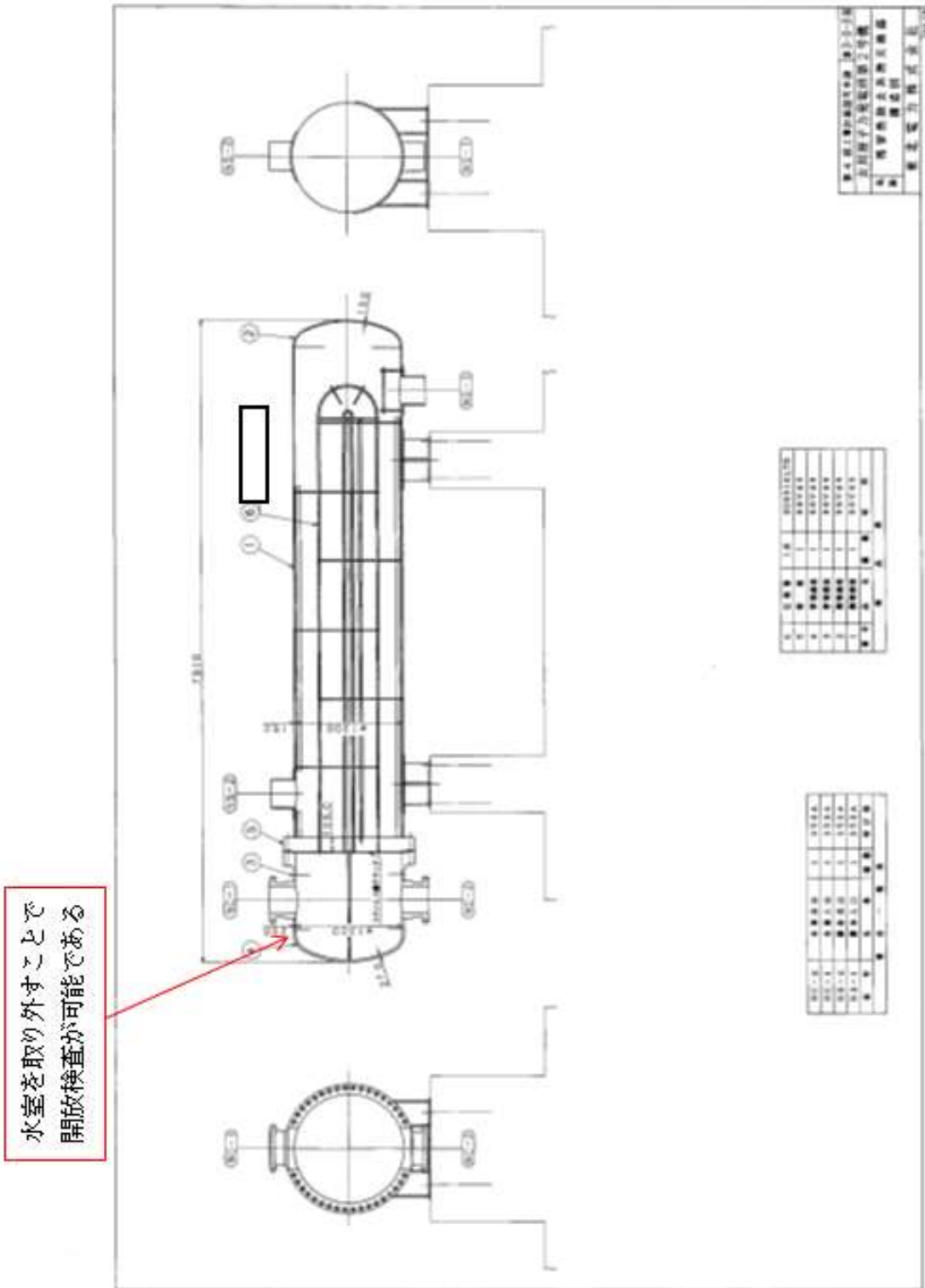


図 50-6-2 残留熱除去系熱交換器

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

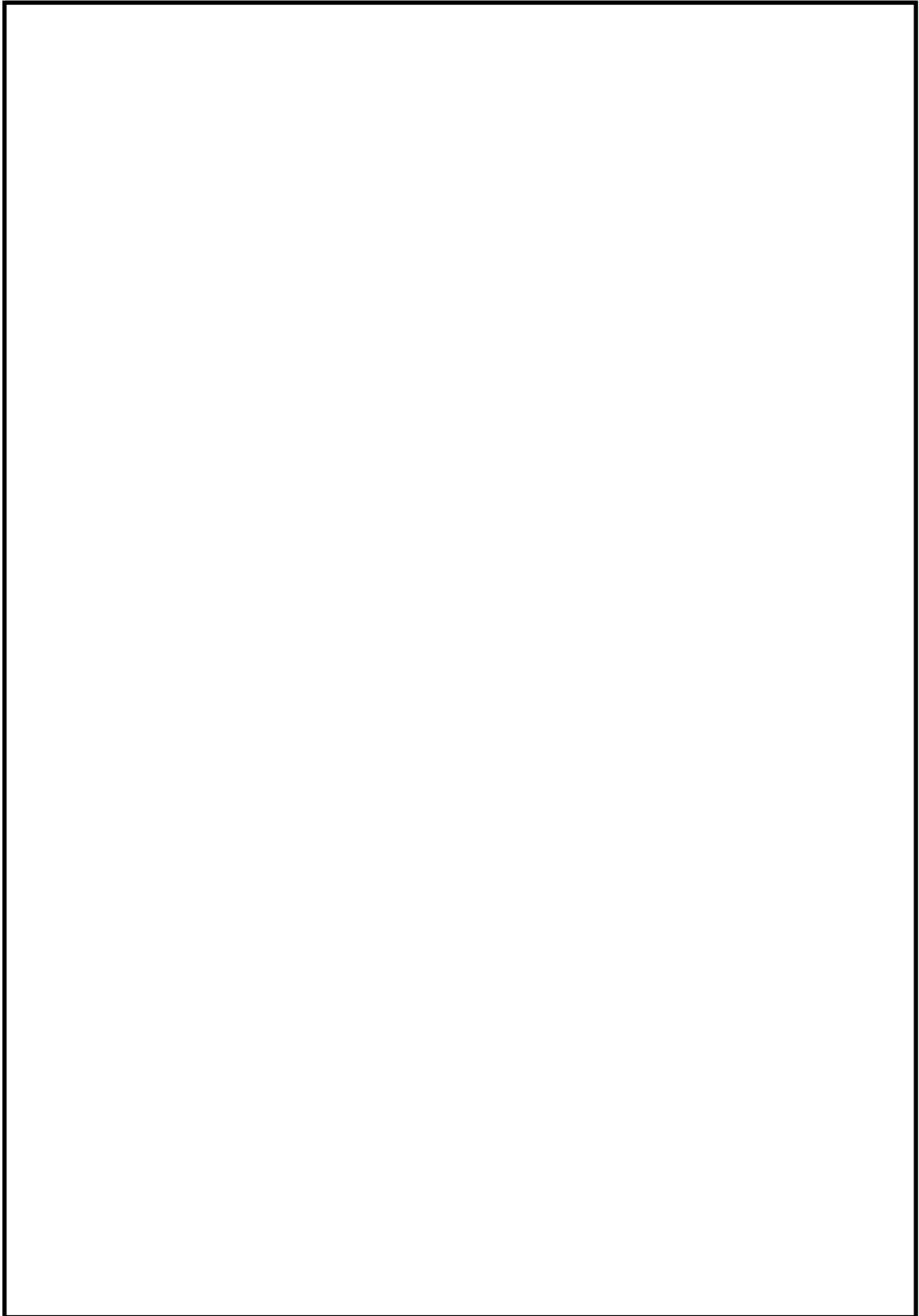


図 50-6-3 構造図（熱交換器ユニット熱交換器）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

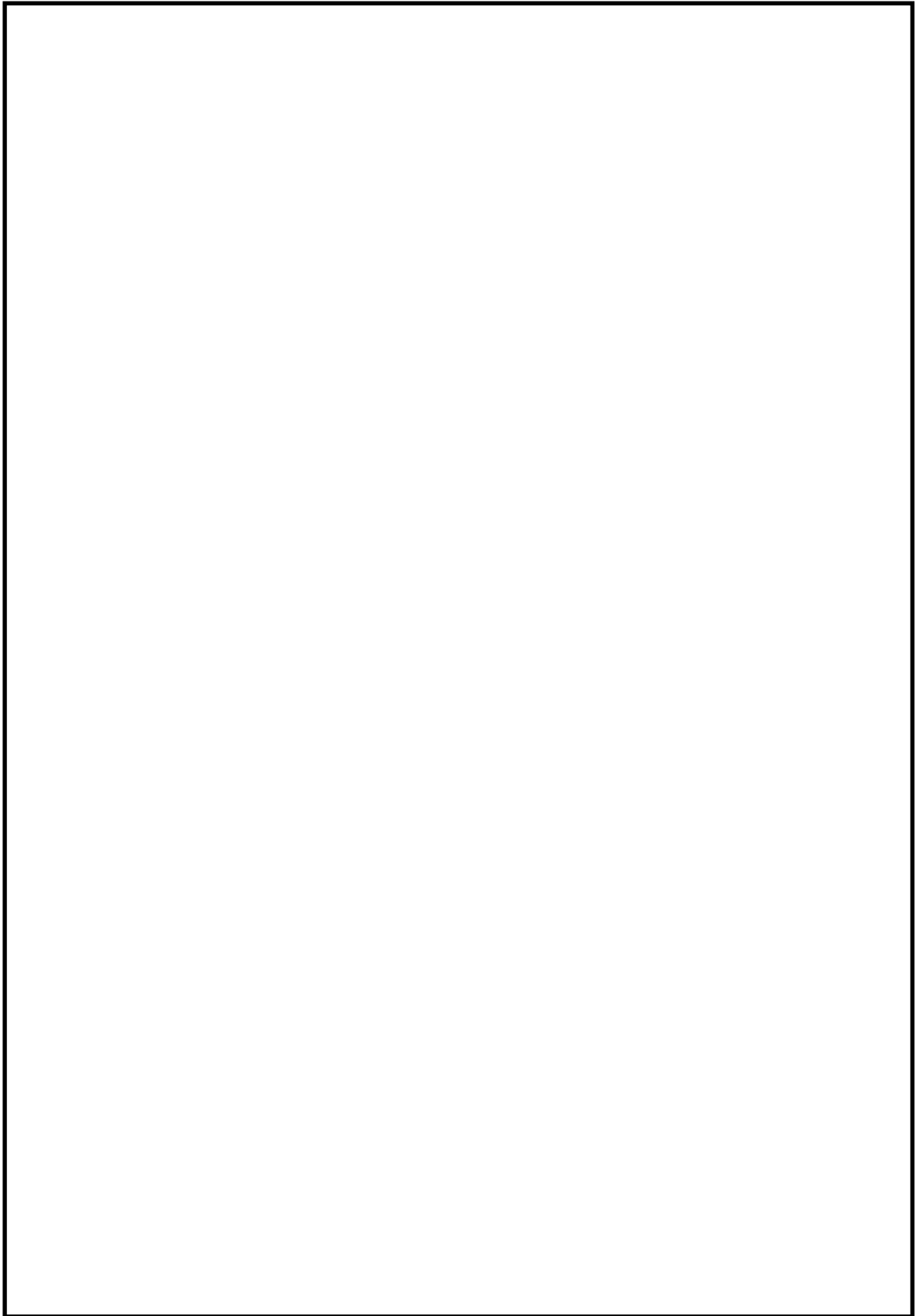


図 50-6-4 構造図 (熱交換器ユニット淡水ポンプ)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

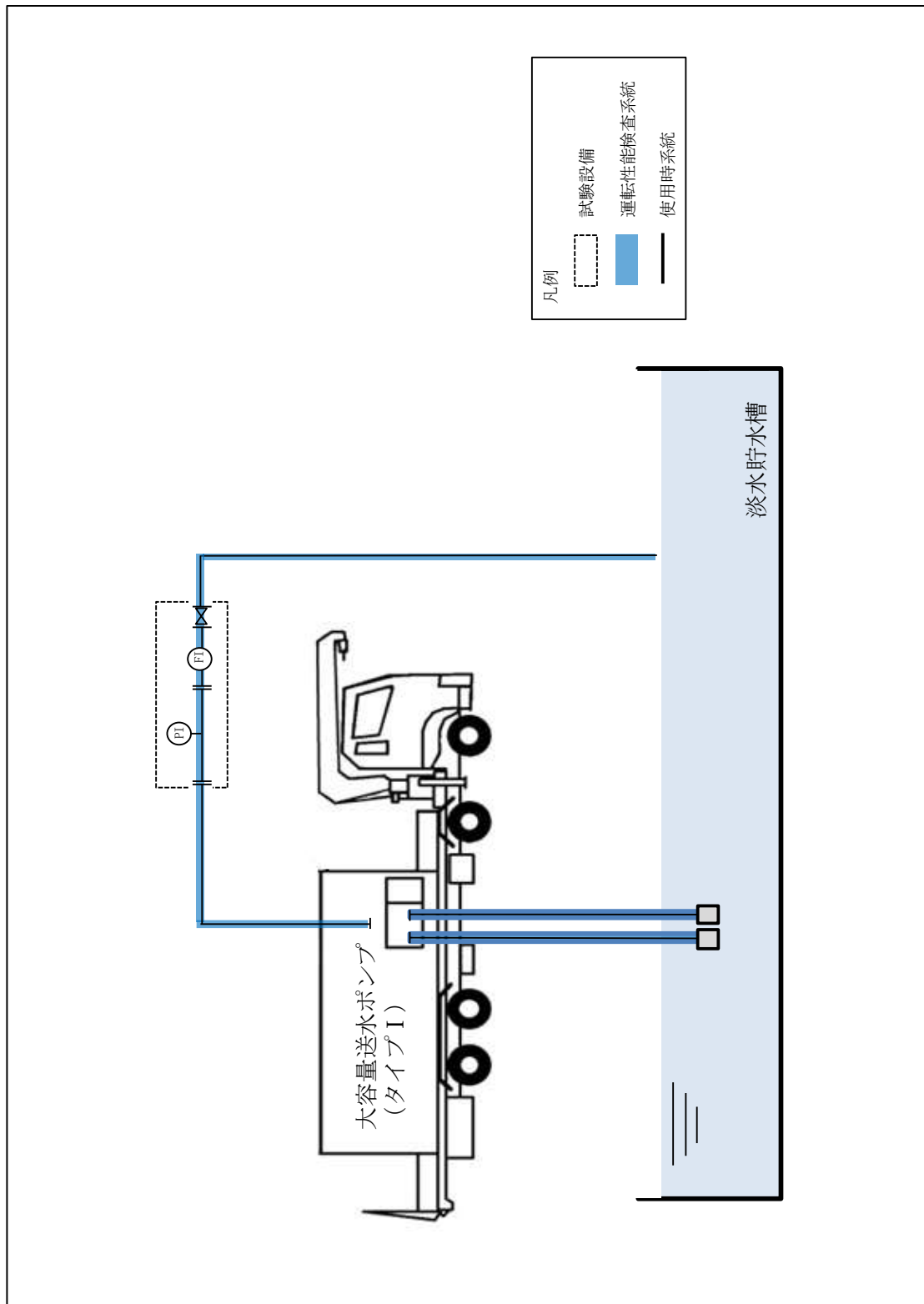


図 50-6-5 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))



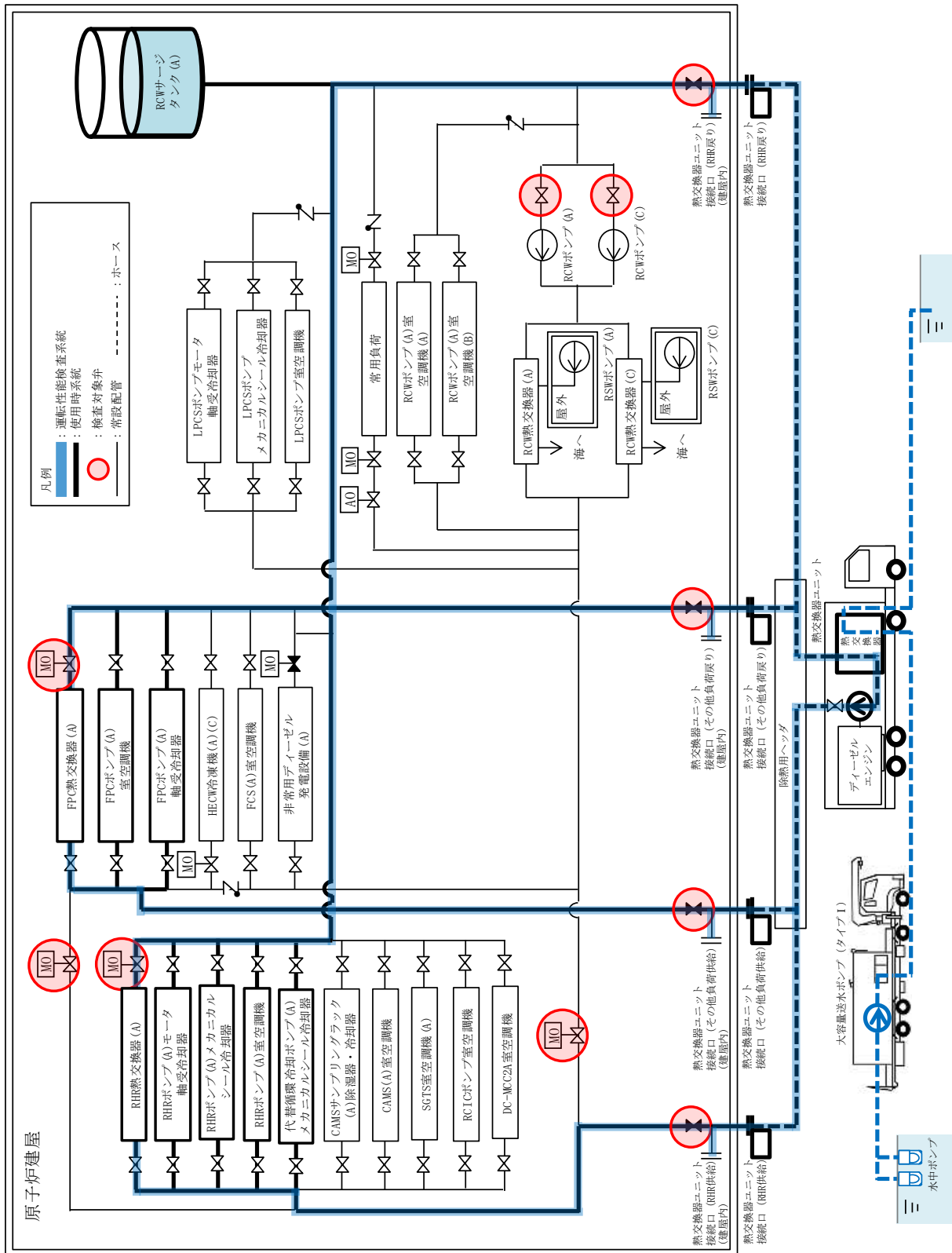


図 50-6-6 運転性能検査系統図（原子炉補機代替冷却水系（A系））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

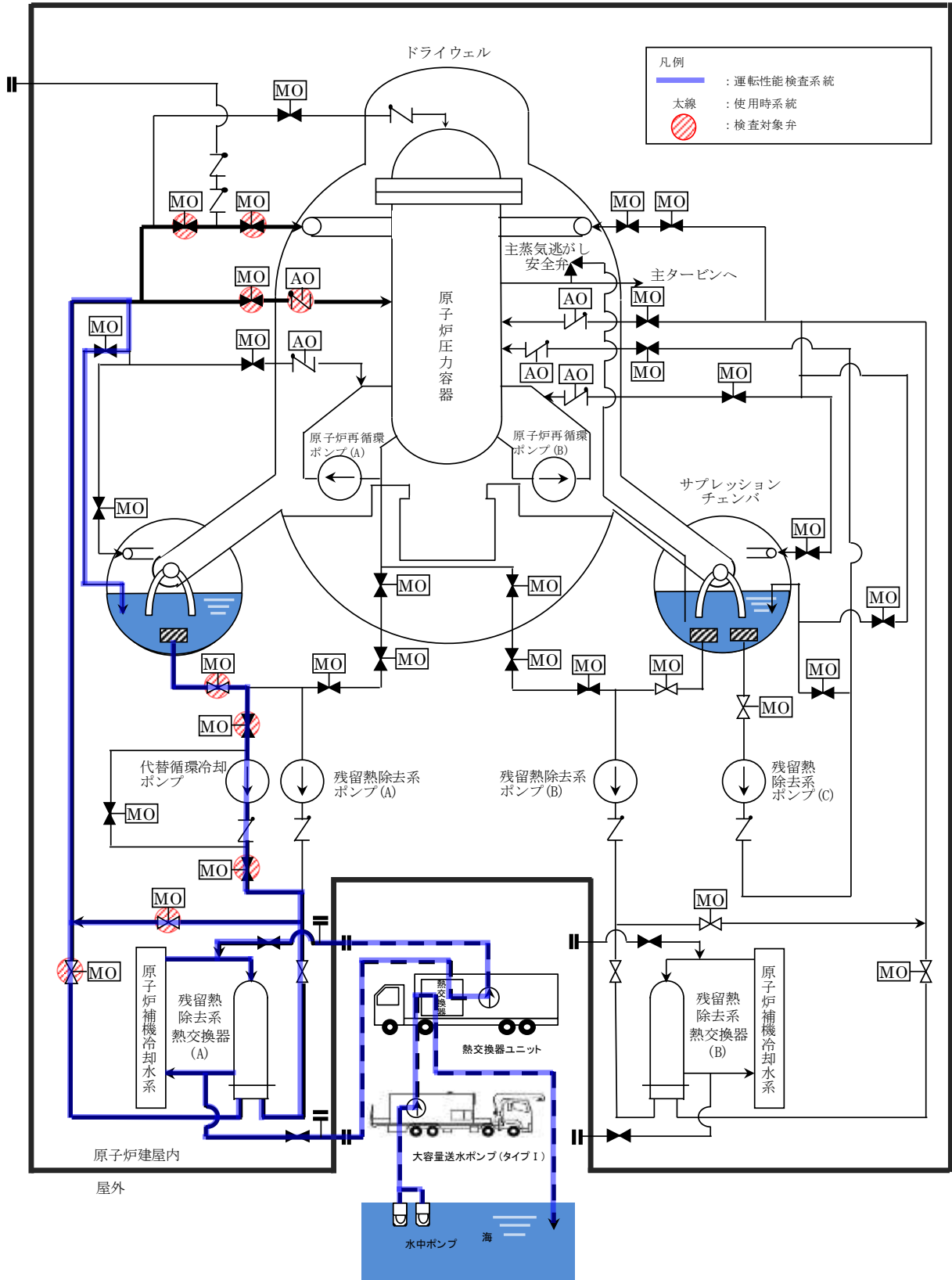


図 50-6-7 運転性能検査系統図（代替循環冷却系）

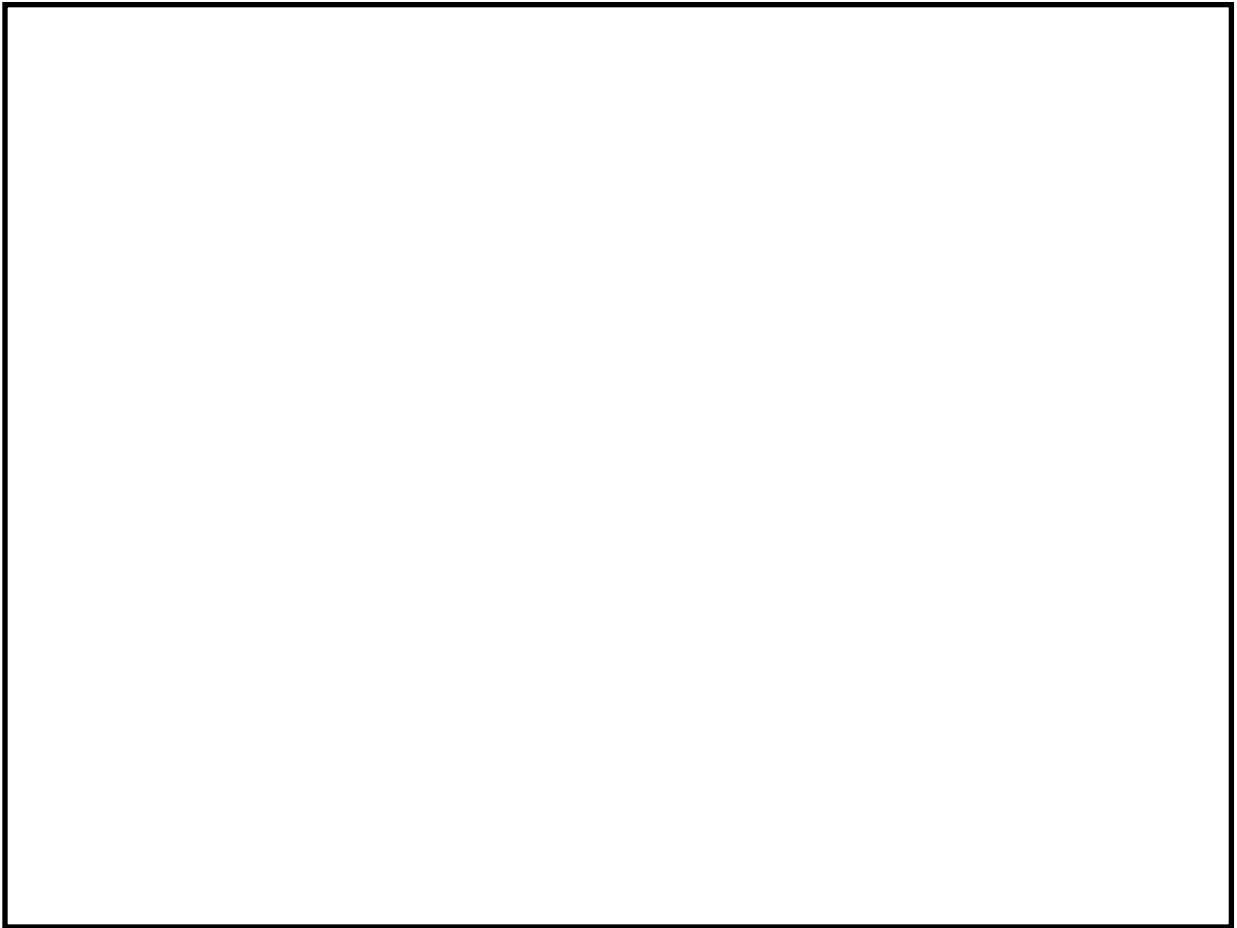


図 50-6-8 フィルタ装置構造図

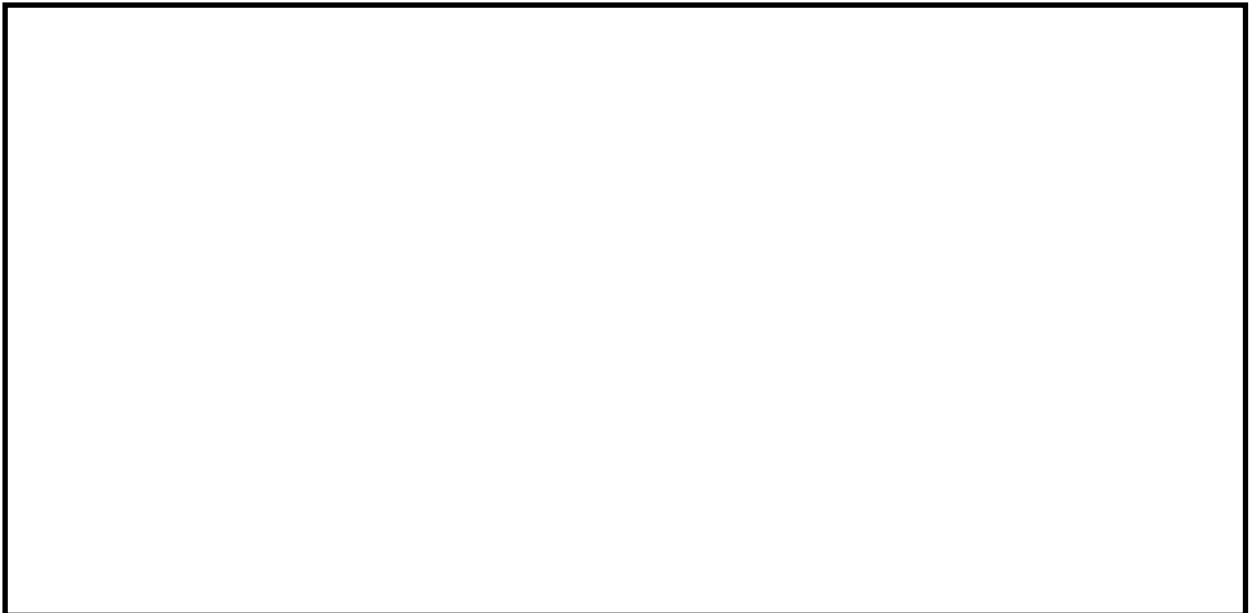


図 50-6-9 フィルタ装置出口側圧力開放板構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

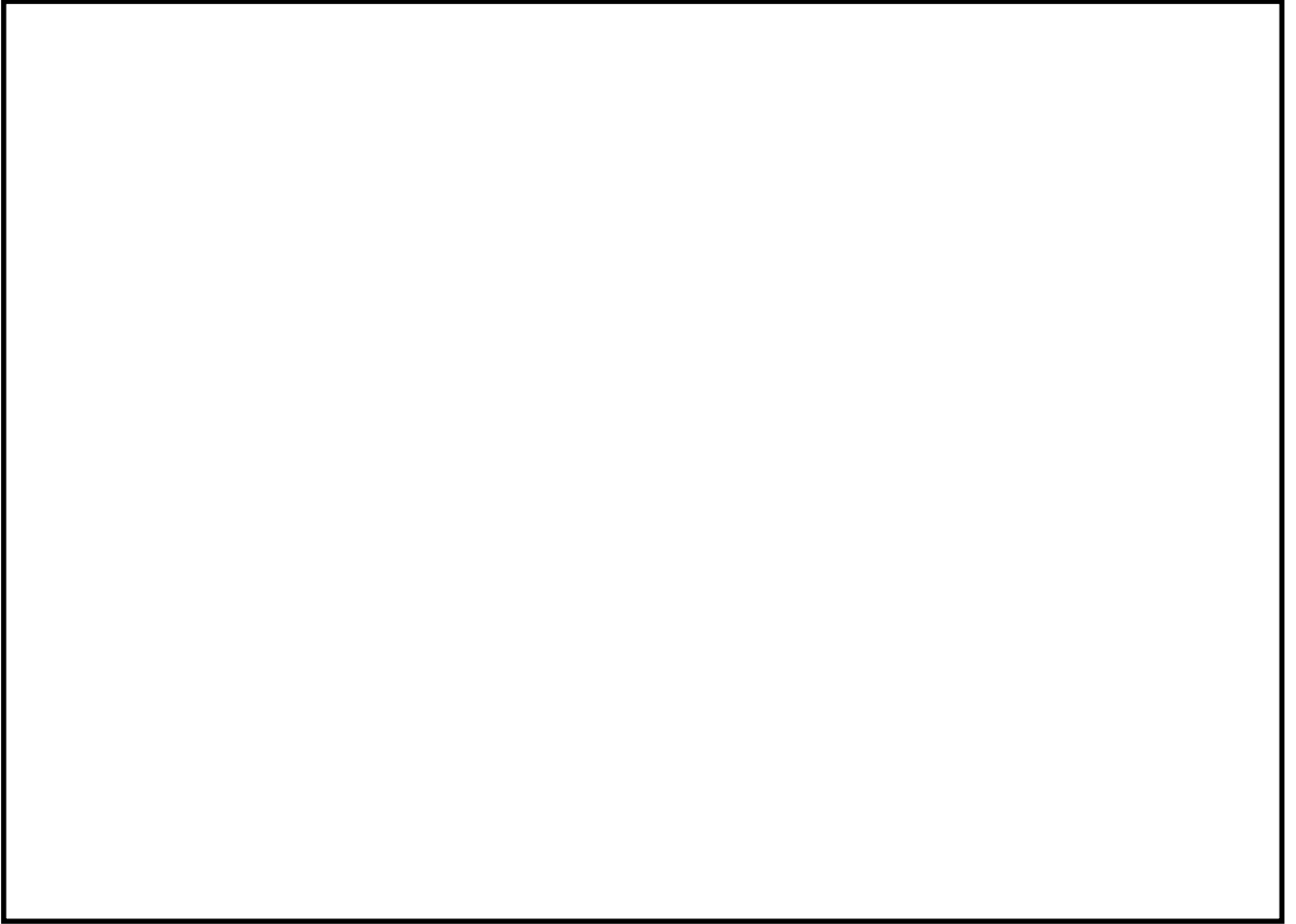


図 50-6-10 遠隔手動弁操作設備構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

50-7

容量設定根拠

名 称		代替循環冷却ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/台	150
全揚程	m	80
最高使用圧力	MPa[gage]	吸込側 1.37 / 吐出側 3.73
最高使用温度	℃	186
原動機出力	kW	<input type="text"/> (注1), 90 (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】**

代替循環冷却ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

代替循環冷却ポンプは、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の除熱をするために使用する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へのスプレイにより、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の限界温度・限界圧力(200℃, 2Pd (854kPa[gage]))を超えないよう原子炉格納容器の除熱が可能な設計とする。

1 容量

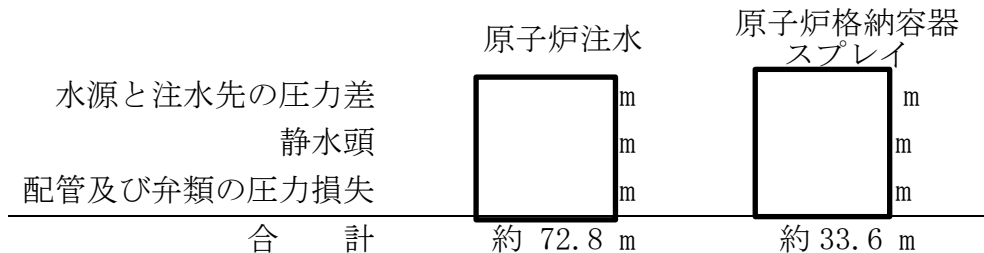
1.1 代替循環冷却ポンプの容量 150m<sup>3</sup>/h

代替循環冷却ポンプの容量は、炉心損傷後の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)代替循環冷却系を使用する場合」において有効性が確認されている原子炉注水流量及び「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において、有効性が確認されている原子炉格納容器スプレイ流量である約150m<sup>3</sup>/hを有する設計とする。

2. 揚程

2.1 代替循環冷却ポンプの揚程 80m

代替循環冷却ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差(サプレッションチェンバと原子炉の圧力差)、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。



以上より、これらを上回る揚程として代替循環冷却ポンプの揚程は、80mとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 最高使用圧力

#### (1) ポンプ吸込側

代替循環冷却ポンプ吸込側配管の最高使用圧力は、接続する残留熱除去系ポンプ吸込側配管の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

#### (2) ポンプ吐出側

代替循環冷却ポンプ吐出側配管の最高使用圧力は、下記を考慮する。

- |   |                 |   |                      |     |
|---|-----------------|---|----------------------|-----|
| ① | サブプレッションチェンバの圧力 | : | <input type="text"/> | MPa |
| ② | 静水頭             | : | <input type="text"/> | MPa |
| ③ | 最高許容締切揚程        | : | <input type="text"/> | MPa |
| ④ | ①～③の合計          | : | <input type="text"/> | MPa |

代替循環冷却ポンプ吐出側配管の最高使用圧力は④を上回る値とし、残留熱除去系ポンプ吐出側配管の最高使用圧力に合わせ、3.73MPa[gage]とする。

### 4. 最高使用温度

代替循環冷却ポンプの最高使用温度は、接続する残留熱除去系配管の最高使用温度 186℃に合わせて 186℃とする。

### 5. 原動機出力

代替循環冷却ポンプの原動機出力は、流量 150m<sup>3</sup>/h 時の軸動力を基に設定する。

代替循環冷却ポンプの流量が 150m<sup>3</sup>/h、揚程 80m の時の必要軸動力は、以下のとおりである。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times (150/3600) \times 80\} / (\text{□} / 100) \\ &= \text{□} \text{ kW} \div \text{□} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

$\rho$  : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/h) = 150

H : 揚程 (m) = 80 (図 50-7-1 参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約 □ (図 50-7-1 参照)

(参考文献：日本工業規格「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、必要軸動力を上回る原動機出力として 90kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

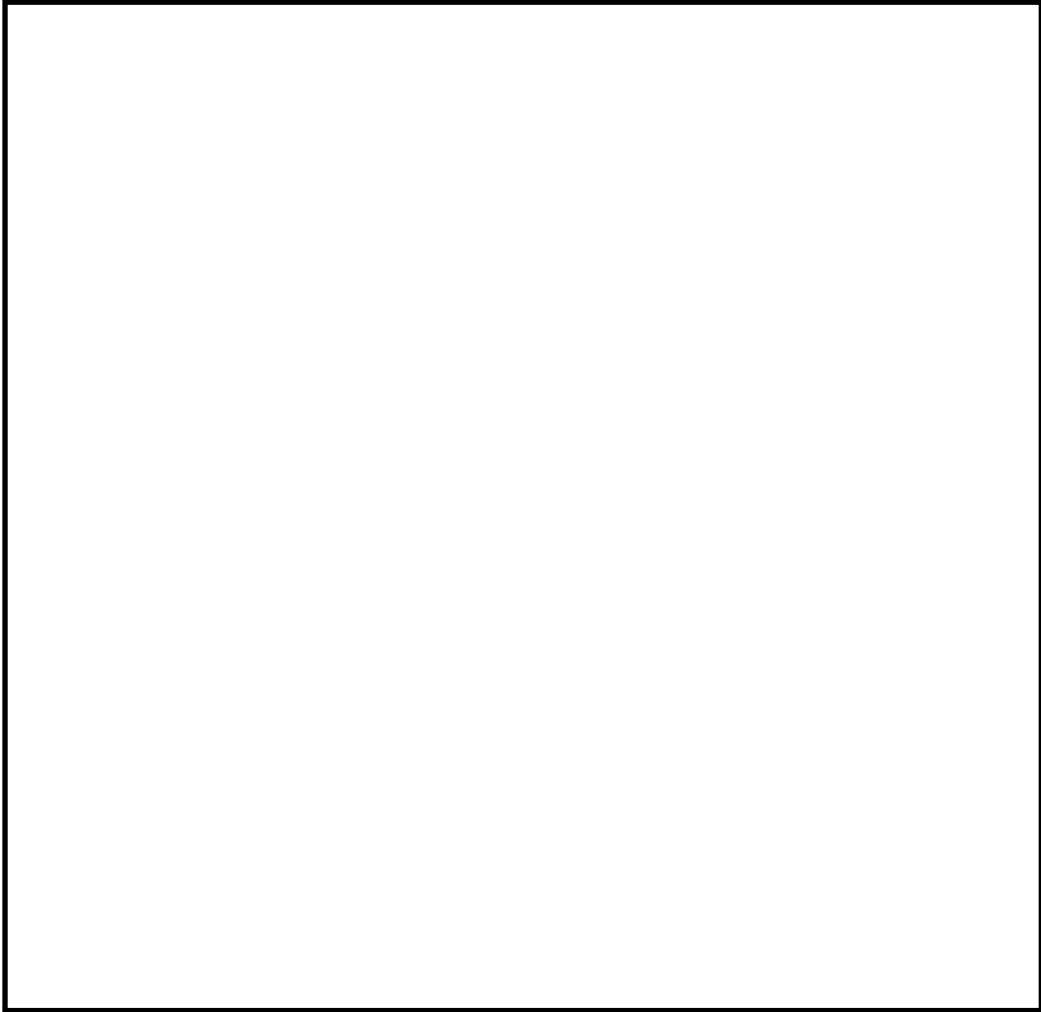


図 50-7-1 代替循環冷却ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



名 称		残留熱除去系熱交換器
個数	基	1
容量（設計熱交換量）	MW	約 8.8
伝熱面積	m <sup>2</sup>	<input type="text"/>

**【設 定 根 拠】**

代替循環冷却系として使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットから供給される冷却水を通水することにより、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器ベントを実施することなく原子炉格納容器の除熱が可能な設計とする。

この場合、代替循環冷却ポンプ 1 台により残留熱除去系熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の容量は、原子炉冷却材喪失後、原子炉格納容器の圧力・温度を低下させるために必要な 8.8MW を残留熱除去系熱交換器で除去可能な容量として、海水温度 26℃、サブプレッションチェンバのプール水温度 52℃の場合において 8.8MW とする。

重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系熱交換器の容量は、原子炉停止 24 時間後の崩壊熱 14.0MW を 1 個の残留熱除去系熱交換器で除去可能な容量として、海水温度 26℃、サブプレッションチェンバのプール水温度 150℃、残留熱除去系熱交換器への通水流量が、サブプレッションチェンバ側 150m<sup>3</sup>/h、原子炉補機代替冷却水側  m<sup>3</sup>/h の場合において、14.7MW とする。

公称値については、設計基準対象施設として要求される容量と同じ 8.8MW とする。

名 称		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m <sup>3</sup> /h/個	1,200 (注 1), 1,440 (注 2)
揚程	m	120.5 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	0.9 (注 3), 1.2 (注 4, 注 5)
最高使用温度	°C	50
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		<p>注 1 : 要求値を示す。</p> <p>注 2 : 規格値を示す。</p> <p>注 3 : 淡水貯水槽を水源とし, 低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレー冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレー系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合は値を示す。</p> <p>注 4 : 原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合は値を示す。</p> <p>注 5 : 海を水源とし, 低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレー冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレー系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合は値を示す。</p>
<p><b>【 設 定 根 拠 】</b></p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ I) は, 重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態, 設計基準事故対処設備が有する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。</p> <p>本系統は, 代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)) 又は海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) により, 補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して, 原子炉圧力容器に注水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設計とする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。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。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉格納容器内へスプレイ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設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、補給水系配管を経由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、スプレイノズルを経由して使

用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本系統は、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、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で 1 台の合計 5 台を確保する。

## 1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納

容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な流量を確保可能な設計とする。

なお，代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には，設置作業の効率化，被ばく低減を図るため，1.1～1.7に示す「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量を1台で確保可能な設計とし，表50-7-1に示すとおり569m<sup>3</sup>/h以上の容量を有する設計とする。これら全ての系統を同時に使用することはないものの，保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し，これらを足し合わせた流量として569m<sup>3</sup>/h以上としている。

さらに，大容量送水ポンプ（タイプI）は，1.8に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量1,200m<sup>3</sup>/h以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ，大容量送水ポンプ（タイプI）の容量は，1台で1,440m<sup>3</sup>/hの容量を有する設計とする。

表50-7-1 代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした場合に必要となる最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	145m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m <sup>3</sup> /h
燃料プールのスプレイ系 （燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型））*	126m <sup>3</sup> /h (114m <sup>3</sup> /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m <sup>3</sup> /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m <sup>3</sup> /h
合計	569m <sup>3</sup> /h

\*：燃料プール代替注水（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系は同時使用しないことから，燃料プールのスプレイ系の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

### 1.1 低圧代替注水系（可搬型）

#### (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち，「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「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において,有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 120m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち,「高圧・低圧注水機能喪失」に係る有効性評価解析において,有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 145m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち,「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「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において有効性が確認されている,原子炉格納容器内へのスプレイ流量として,88m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の注水流量 50m<sup>3</sup>/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち,「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において,有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量として,50m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 35m<sup>3</sup>/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち,「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において,有効性が確認されている熔融炉心の冷却時の注水流量として,35m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系(常設配管)及び燃料プール代替注水系(可搬型)

(1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m<sup>3</sup>/h 以上

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シーケンスのうち,「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において,有効性が確認されている,114m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

## 1.5 燃料プールスプレイ系

### (1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126m<sup>3</sup>/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7 m<sup>3</sup>/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm (約 45.4m<sup>3</sup>/h) である。さらに、スプレイノズル 1 個当たりの必要流量が 42m<sup>3</sup>/h であり、スプレイノズル 3 個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m<sup>3</sup>/h が必要であることから、126m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

## 1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

### (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m<sup>3</sup>/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

## 1.7 復水貯蔵タンクへの補給

### (1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m<sup>3</sup>/h 以上を補給可能な設計とする。

## 1.8 原子炉補機代替冷却水系

### (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の流量 1,200 m<sup>3</sup>/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 16.0 MW 又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換容量 2.29 MW 並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の冷却に必要な熱交換容量 0.001 MW を除熱可能な容量として 20.0 MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892 m<sup>3</sup>/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m<sup>3</sup>/h を考慮した 1,200m<sup>3</sup>/h 以上を供給可能な設計とする。

## 2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.1.1～2.1.7 及び 2.3.1～2.3.6 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）又は燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を 1 台で確保する設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.2 に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して 122m とする。

### 2.1 淡水貯水槽を水源として使用する場合

#### 2.1.1 低圧代替注水系（可搬型）

##### (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 時の揚程 60.9m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合計	約		60.9	m

##### (2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 時の揚程 79.8m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合計	約		79.8	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



## 2.1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

### (1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 75.6m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口  から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	75.6	m	

## 2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

### (1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 14.5m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	14.5	m	

### (2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 54.1m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	54.1	m

2.1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 1.8m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口 [ ] から使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	1.8	m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -3.8m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 <sup>*2</sup> )
合計	約	-3.8	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2.1.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 37.8m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
合 計		約	37.8 m

2.1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 17.7m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋内）から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注入先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	17.7 m

2.1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -11.0m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	-11.0 m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2.2 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合

- (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 94.9m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約			
ホース等の圧力損失	約			(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
熱交換器ユニット内の圧力損失	約			
合 計	約	94.9	m	

## 2.3 海を水源として使用する場合

### 2.3.1 低圧代替注水系（可搬型）

- (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 時の揚程 100.1m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海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，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約			
ホース等の圧力損失	約			(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約			
合 計	約	100.1	m	

- (2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 時の揚程 120.5m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海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，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉压力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>＞

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	120.5	m

### 2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 116.2m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜格納容器スプレイ接続口 [ ] から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合<sup>\*1</sup>＞

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	116.2	m

### 2.3.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 53.3m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>＞

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	53.3	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

- (2) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 92.5m 以上  
 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m	
静水頭	約	[ ]	m	
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m	
合計	約	92.5	m	

#### 2.3.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

- (1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 40.2m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口 [ ] から使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m	
静水頭	約	[ ]	m	
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m	
合計	約	40.2	m	

- (2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 34.3m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m	
静水頭	約	[ ]	m	
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
合計	約	34.3	m	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### 2.3.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 77.3m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
合 計		約	77.3 m

### 2.3.6 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 28.5m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水へ復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	28.5 m

\*1：圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価。

\*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、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適切に選定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

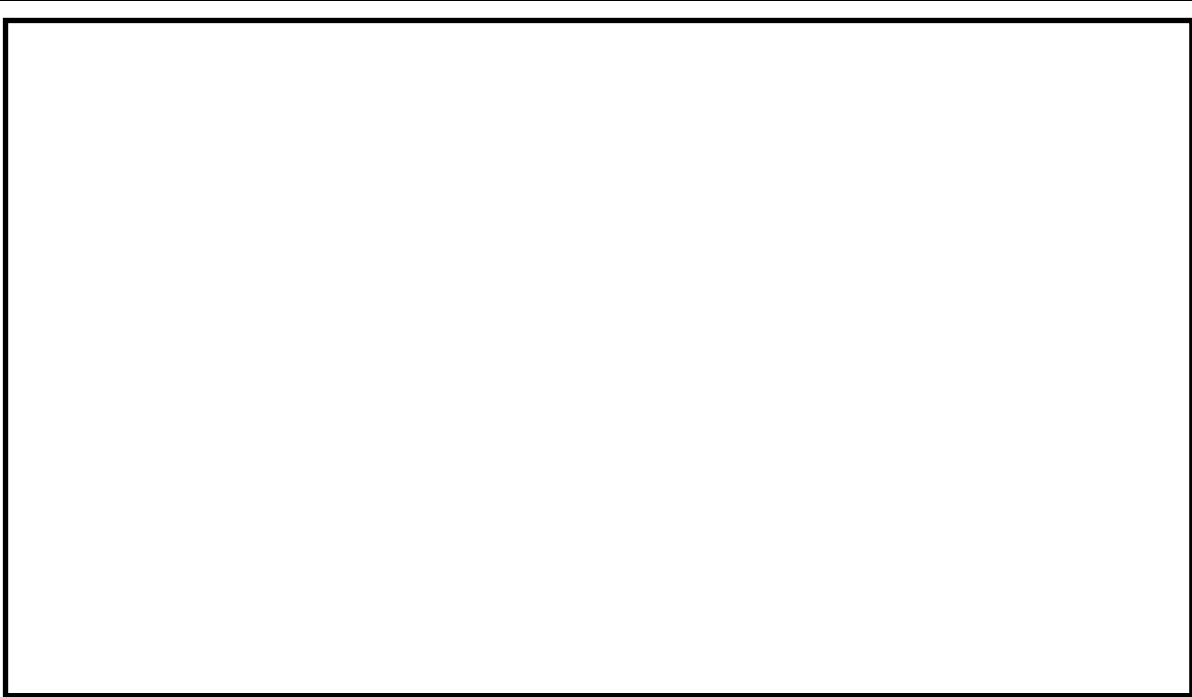


図 50-7-2 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

### 3. 最高使用圧力

- 3.1 淡水貯水槽を水源とし，低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 0.9MPa

「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は，これらシステムの同時使用，水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して，0.9MPa とする。

- 3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は，水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，配管及び弁類の圧力損失を考慮して，1.2MPa とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



3.3 海を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPa とする。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所の海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃ とする。

5. 原動機出力  kW

大容量送水ポンプ（タイプ I）の原動機出力は、流量 1,440 m<sup>3</sup>/h、揚程 122 m での軸動力を考慮し、 kW とする。

参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 付属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要なとなる揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 50-7-2 に示す。

表 50-7-2 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要なとなる揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 50-7-2 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量 [m <sup>3</sup> /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差 ① [m]	水中ポンプの吐出圧力 ② [m]	増圧ポンプへの必要給水圧力 ③ [m]	ホースの圧力損失 ④ [m]	水中ポンプ揚程 (②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	569	11.7				35.4
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

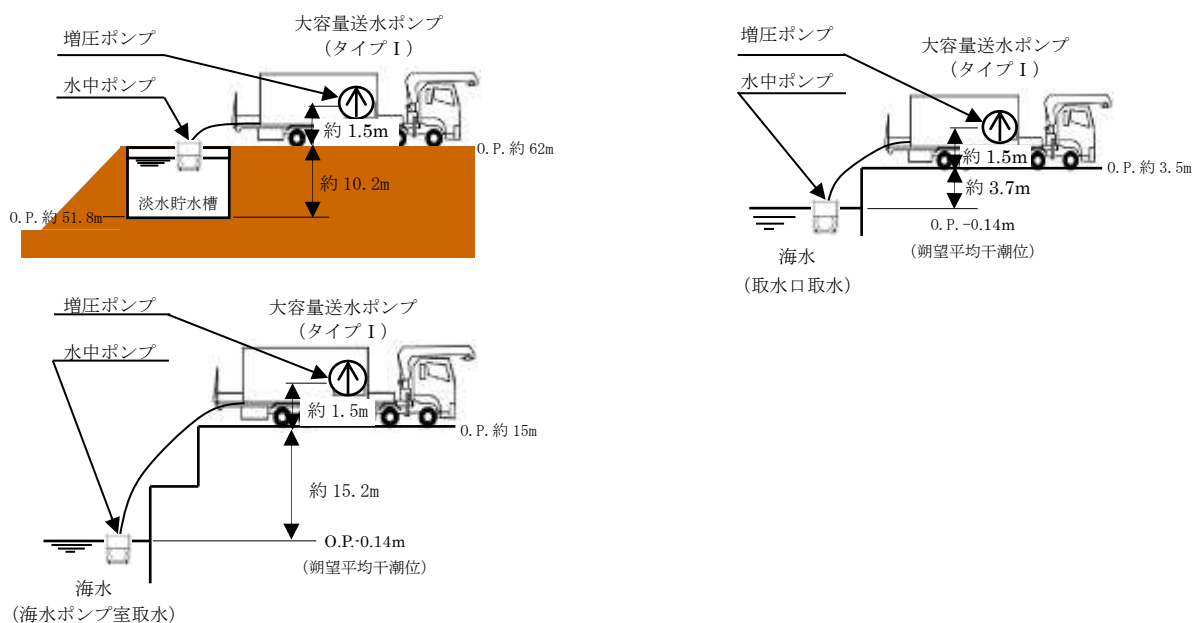


図 50-7-3 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		熱交換器ユニット
個数	—	3 (うち予備 1)
容量 (設計熱交換量)	MW/個	20.0
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.18 / 海水側 1.20
最高使用温度	℃	淡水側 70 / 海水側 50
伝熱面積	m <sup>2</sup> /個	

**【設 定 根 拠】**

熱交換器ユニットは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、大容量送水ポンプ (タイプ I) と組み合わせて使用することにより、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ための設備並びに使用済燃料プールを冷却するための設備として設置する。

本システムは、海を最終ヒートシンクとして、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) により、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を介し、原子炉補機冷却水系配管及び接続口を経由して発電用原子炉、原子炉格納容器及び使用済燃料プールの除熱を行うことが可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1セット1台で使用することから、保有数は2セットで2台、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で1台の合計で3台を確保する。

熱交換器ユニット内には、熱交換器を3基設置し、必要な熱交換量を熱交換器ユニット1台で確保可能な設計とする。

**1. 容量 (設計熱交換量)**

熱交換器の容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、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)」シナリオにおいてサブレーションプール水の除熱効果が確認されている熱交換容量 16.0 MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合として、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」代替循環冷却系を使用する場合」シナリオ及び有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換容量 2.29 MW を除熱可能な容量として、20.0 MW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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）」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 50-7-4 に示す。原子炉補機代替冷却水系による残留熱除去系の運転開始により、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

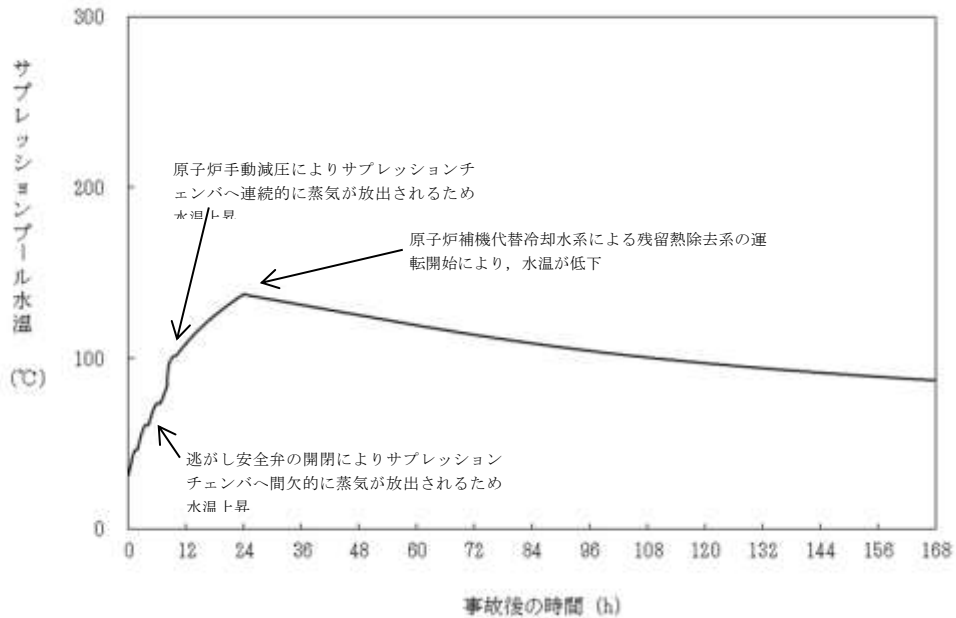


図 50-7-4 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 50-7-5 に示す。代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水により、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

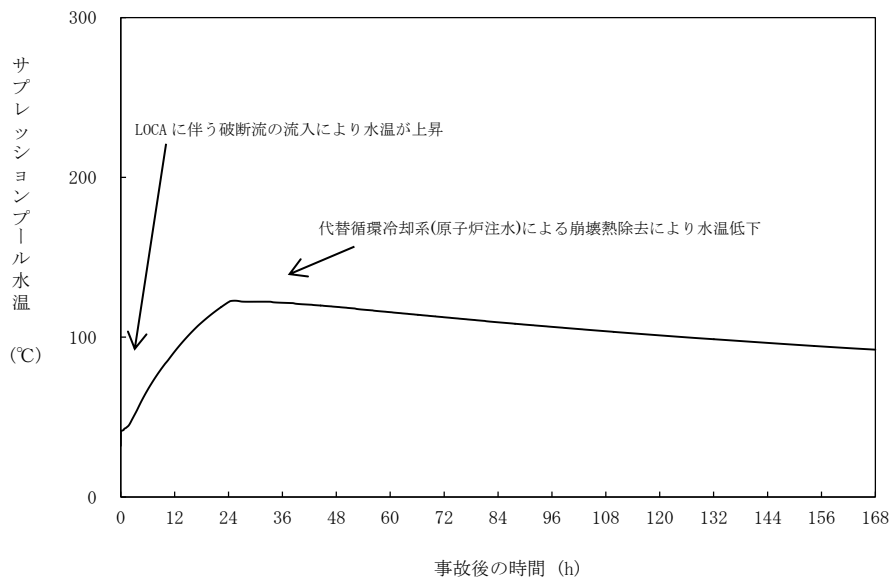


図 50-7-5 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 50-7-6 に示す。代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイにより、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

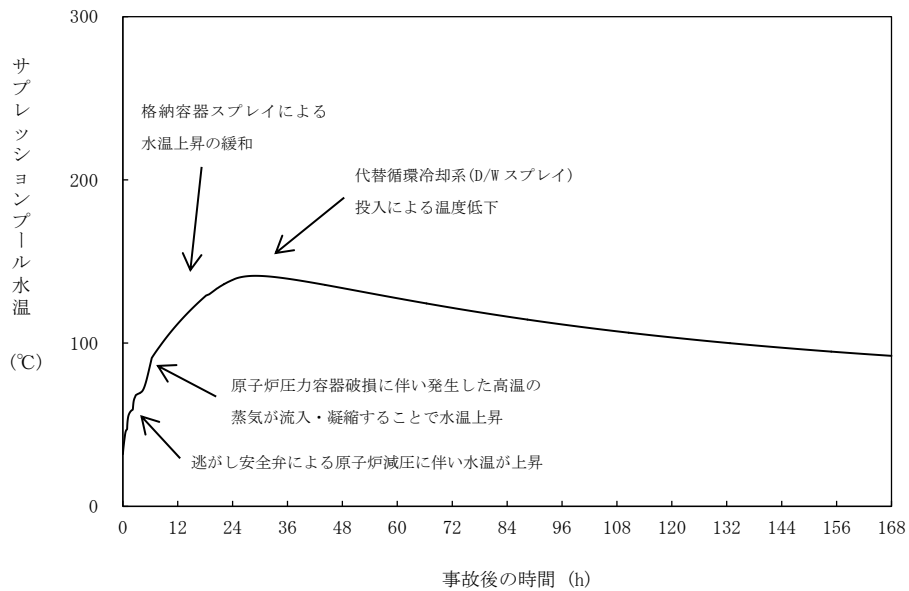


図 50-7-6 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」におけるサブプレッションプール水温の推移

## 2. 最高使用圧力

### (1) 淡水側

熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用圧力を考慮し、1.18 MPa とする。

### (2) 海水側

大容量送水ポンプ（タイプ I）のポンプ吐出圧力を考慮し、1.20MPa とする。

## 3. 最高使用温度

### (1) 淡水側

熱交換器の淡水側の最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系主配管の最高使用温度を考慮し、70 °C とする。

### (2) 海水側

熱交換器の海水側の最高使用温度は、熱交換後の海水温度を考慮し、50 °C とする。

#### 4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニット 1 台に設置される熱交換器 3 基の合計の必要伝熱面積は、設計熱交換量 20 MW を満足するための性能計算で求められる  m<sup>2</sup> とする。

必要伝熱面積は、設計熱交換量、総括伝熱係数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。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{U_c \times \Delta T} = \frac{20 \times 10^6}{\text{} \times 5.60}$$

Q : 設計熱交換量 = 20.0 MW

U<sup>c</sup> : 総括伝熱係数 =  kW/(m<sup>2</sup>・K)

ΔT : 対数平均温度差 = 5.60 K

(引用文献:「熱交換器設計ハンドブック」(昭和 49 年))

以上より、必要伝熱面積は  m<sup>2</sup> となることから熱交換器ユニットの面積は  m<sup>2</sup> とする。

なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び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 8.8 MW である。

- ・管側 (サプレッションプール水) 流量 : 1,160 m<sup>3</sup>/h  
(残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機冷却水系) 流量 :  m<sup>3</sup>/h
- ・管側 (サプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・海水温度 : 26 °C
- ・(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原子炉補機代替冷却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 5.8MW である。

- ・管側 (サプレッションプール水) 流量 : 1,160 m<sup>3</sup>/h  
(残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機代替冷却水系) 流量 :  m<sup>3</sup>/h
- ・管側 (サプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・海水温度 : 26 °C
- ・(参考) 熱交換器ユニット伝熱面積 :  m<sup>2</sup>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		熱交換器ユニットのうち淡水ポンプ
個数	—	1
容量	m <sup>3</sup> /h/個	730 (注1), 730 (注2)
揚程	m	45 (注1), 70 (注2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.18
最高使用温度	℃	70
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：規格値を示す。

### 【設 定 根 拠】

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット内には、淡水ポンプを1台設置し必要な流量を確保可能な設計とする。

#### 1. 容量

淡水ポンプの容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、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）」シナリオにおいて除熱効果が確認されている流量  m<sup>3</sup>/h、又は代替循環冷却系の運転を行う場合として、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」シナリオ及び有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて除熱効果が確認されている流量  m<sup>3</sup>/h と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な流量  m<sup>3</sup>/h を供給可能な容量として、730 m<sup>3</sup>/h/個を有する設計とする。

#### 2. 揚程

淡水ポンプの揚程は、原子炉補機代替冷却水系が閉ループであることを考慮し、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<熱交換器ユニット接続口  に接続する場合\*1>

熱交換器ユニット内圧力損失	約 <input type="text"/> m
配管及び弁類の圧力損失	約 <input type="text"/> m
ホース等の圧力損失	約 <input type="text"/> m
合計	約 47 m

\*1：圧力損失が最も大きくなる敷設ルートにて評価。

上記を踏まえ淡水ポンプの全揚程は70 mとする。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### 3. 最高使用圧力

淡水ポンプの最高使用圧力は、熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力を考慮し 1.18MPa とする。

### 4. 最高使用温度

淡水ポンプの最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系主配管の最高使用温度を考慮し、70℃とする。

### 5. 原動機出力

淡水ポンプの原動機出力は、流量 730 m<sup>3</sup>/h 時の軸動力を基に設定する。

淡水ポンプの流量が 730 m<sup>3</sup>/h、全揚程が 70 m の時の必要軸動力は、以下のとおりである。

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\frac{\eta}{100}} = \frac{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \frac{730}{3600} \times 70}{\frac{\square}{100}} \approx 198.9 \text{ kW}$$

P	:	必要軸動力 (kW)	
$\rho$	:	流体密度 (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> /s)	= 730/3,600
H	:	ポンプ揚程 (m)	= 70 (図 50-7-7 参照)
$\eta$	:	ポンプ効率 (%)	= $\square$ (図 50-7-7 参照)

(参考文献：日本工業規格「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、必要軸動力を上回る原動機出力として  $\square$  kW/個とする。

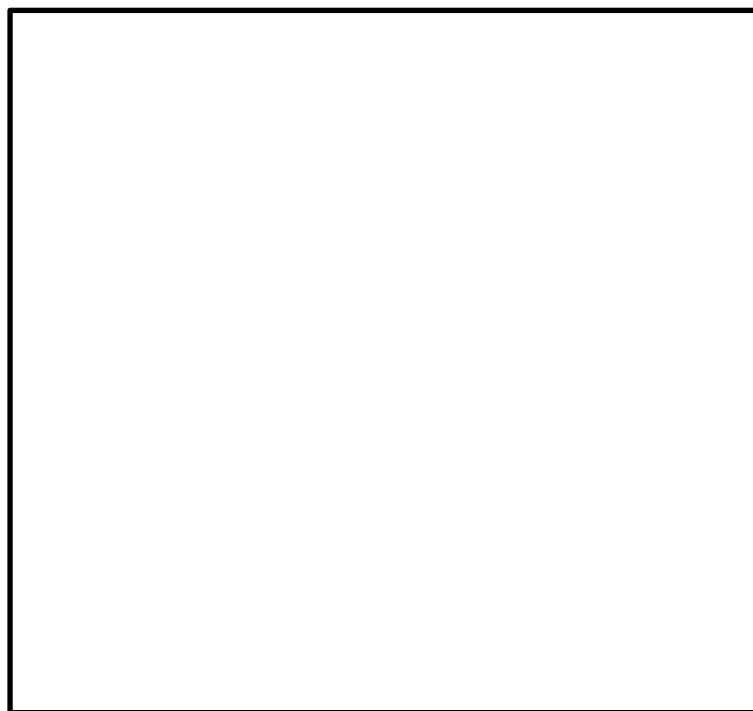


図 50-7-7 淡水ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



名 称		原子炉格納容器フィルタベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	854
最高使用温度	℃	200
設計流量	kg/s	10.0 (原子炉格納容器圧力 427kPa[gage]に おいて)

【設定根拠】

(1) 最高使用圧力

炉心損傷後の原子炉格納容器ベントは、原子炉格納容器圧力が限界圧力（最高使用圧力の2倍）である854kPa[gage]までに行うことから、原子炉格納容器フィルタベント系の最高使用圧力を854kPa[gage]とする。

なお、有効性評価における格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用できない場合」における原子炉格納容器圧力の推移について図50-7-8に示す。

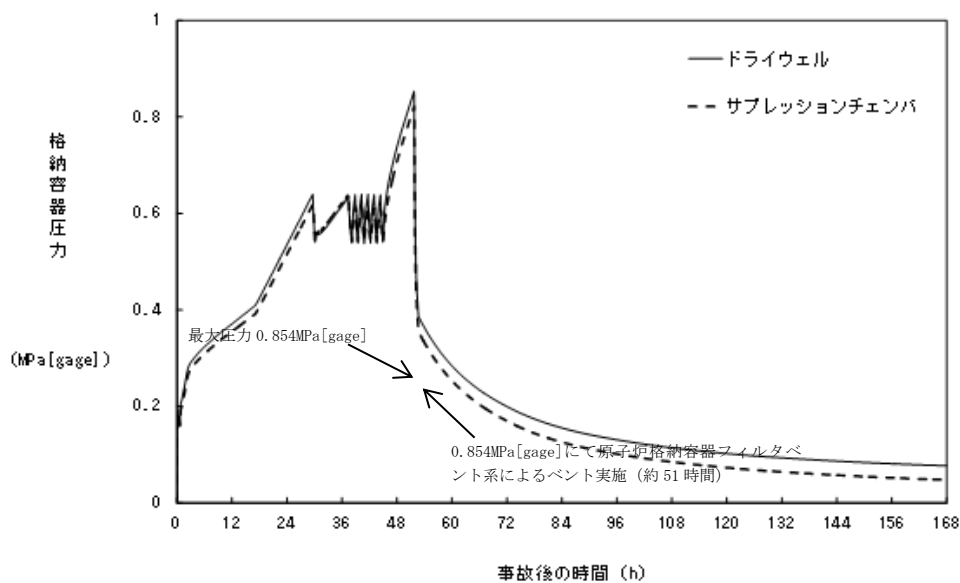


図 50-7-8 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器圧力の推移

## (2) 最高使用温度

原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200℃とする。

なお、有効性評価における格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用できない場合」において、原子炉格納容器温度は 200℃以下となること（図 50-7-9 参照）を確認していることから、原子炉格納容器に接続している原子炉格納容器フィルタベント系の温度も 200℃以下となる。

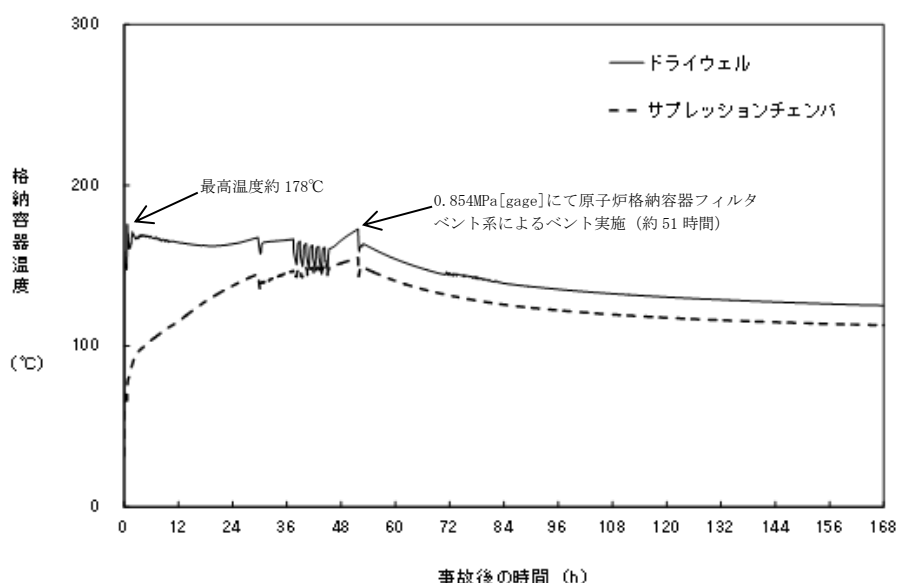


図 50-7-9 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用できない場合」における原子炉格納容器温度の推移

## (3) 設計流量（ベントガス流量）

原子炉格納容器が最高使用圧力（427kPa[gage]）にて原子炉格納容器ベントを実施した際に、原子炉の定格熱出力の 1%に相当する発生蒸気量 10.0kg/s を排出可能な設計とする。

炉心の崩壊熱が定格熱出力の 1%になるのは、原子炉停止から 2～3 時間後である。一方、有効性評価の事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中小破断 LOCA+ 高圧注水失敗+ 低圧 ECCS 失敗」でのベント開始時間は事象発生後約 43 時間後である。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、原子炉格納容器フィルタベント系の設計流量よりも小さな値となり、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器を減圧することが可能である。

名 称		原子炉格納容器フィルタベント系 (フィルタ装置容量)
スクラバ溶液薬液濃度	wt%	[ ]
金属繊維フィルタ 許容エアロゾル量	g	[ ]
吸着層厚さ	mm	[ ]

【設 定 根 拠】

1. スクラバ溶液

スクラバ溶液は、待機時に高アルカリ性 (pH: 13程度) に維持し、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持する設計としている。スクラバ溶液は、原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施後24時間水の補給操作が不要な設計としている。

重大事故時において、格納容器内のケーブルから放射線分解により発生する塩化水素等の酸が、ベント実施によりフィルタ装置へ移行することが考えられるが、この酸の量に対して、スクラバ溶液に含まれる塩基 [ ] の量を十分確保し、アルカリ性に維持するとともに、薬剤の補給ができる設計としている。

(1) スクラバ溶液の水量

ベント開始後24時間以上、運転員等による補給操作が不要となる水量 (許容最小水量) は、24時間後であってもベンチュリスクラバにおける除去性能を確保することができる水量、すなわち、24時間後にベンチュリノズル頂部高さ以上となる水量である。

ベント時には、ベントガス中に含まれる水蒸気の凝縮、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による発熱及びベントガスの保有エネルギーによるスクラバ溶液の蒸発によりスクラバ溶液が増減することから、これらを考慮し初期水量を約 [ ] tとする。

(2) [ ]

スクラバ溶液内の [ ] は、スクラバ溶液が最大水量になった場合においても、濃度が [ ] wt%となるように初期に [ ] molを添加する。

スクラバ溶液の最大水量は、金属繊維フィルタ約 [ ] m下端の場合の水量である [ ] tであり、そのときの濃度は、 [ ] wt%となる。

[ ] wt%

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3)

a. 重大事故時に格納容器内で発生する酸の量及びスクラバ溶液中で減少する塩基の量

(a) ケーブルに起因する酸の量

原子炉格納容器内のケーブルについて、酸の起因となり得る元素の量を調査し、ベント前に全て原子炉格納容器内に放出されると仮定すると、酸の量は約 [ ] mol となる。

(b) サプレッションチェンバのプール水より発生する酸の量

サプレッションチェンバのプール水中の溶存窒素が放射線分解することにより発生する硝酸の量は、事象発生後7日間の積算吸収線量で約 [ ] mol となる。

(c) MCCIにより発生する酸の量

原子炉格納容器内には玄武岩系のコンクリートを使用していることから、MCCIにより発生する二酸化炭素の発生量は少ないと考えられるものの、有効性評価におけるコンクリートの侵食約 [ ] cm に対して余裕をみた [ ] cm のコンクリートの侵食により発生する一酸化炭素と二酸化炭素の合計値 [ ] mol から、MCCIにより発生する酸の量は約 [ ] mol\* となる。

\*：二酸化炭素は二価の酸のため、2倍の物質質量とした。

(d) スクラバ溶液中で減少する塩基の量

スクラバ溶液に含まれる [ ] は、酸素が存在する環境下において水酸化物イオンと反応し分解することが知られており、分解される [ ] の量はスクラバ溶液の積算吸収線量に伴って増加する。反応式は以下のとおり。

ここでは、待機時のスクラバ溶液に含まれる [ ] は、約 [ ] mol が、スクラバ溶液の積算吸収線量によらず、全量が分解したと仮定すると、 [ ] の分解による塩基減少量は、約 [ ] mol となる。

b. フィルタ装置へ移行する酸とスクラバ溶液に保有する塩基の量

重大事故時に原子炉格納容器内で発生した酸は、原子炉格納容器内の自然沈着、原子炉格納容器スプレイ及びサプレッションチェンバのプール水のスクラビング等の除去効果を受けるため、フィルタ装置への移行量は減少する。また、二酸化炭素については弱酸であり、水に溶解しても揮発するため、酸としてスクラバ溶液のpHに与える影響は小さいと考えられる。

ここでは保守的に、これらの影響を考慮せず、発生した酸の全量がフィルタ装置へ移行するものとする、ベント期間中、スクラバ溶液をアルカリ性に維持するために必要となるスクラバ溶液中の [ ] の量は、 [ ] mol 以上である。

[ ] mol

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

c. スクラバ溶液のアルカリ性の維持

スクラバ溶液をアルカリ性に維持するため、待機時のスクラバ溶液には [ ] mol 以上の [ ] が必要であり、その濃度は約 [ ] wt% (待機時水量 [ ] t) となる。

[ ] wt%

以上から、保守的にスクラバ溶液の初期濃度を [ ] 以上とする。

スクラバ溶液が最大水量 [ ] となった場合の [ ] の濃度は約 [ ] wt% となる。

[ ] wt%

なお、発生した酸の全量がフィルタ装置に移行した場合のスクラバ溶液中のOH<sup>-</sup>の残存量は

[ ] [mol]

となり、スクラバ溶液が最大水量の場合の水酸化物イオン濃度が

[ ] [mol/l]

となることから、pHは [ ] であり、アルカリ性が維持される。

2. 金属繊維フィルタ許容エアロゾル量

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、金属繊維フィルタに捕集される。この金属繊維フィルタに流入するエアロゾル量と金属繊維フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞の発生がないことを以下のとおり確認した。

(1) 金属繊維フィルタの許容負荷量

金属繊維フィルタ単体でエアロゾルを捕集した場合、 [ ] g/m<sup>2</sup>まで有意な差圧の上昇はなく、 [ ] g/m<sup>2</sup>まで金属繊維フィルタの機能が確保できることが確認されている。

(2) エアロゾル重量

有効性評価にて選定した炉心損傷を伴うベント事象の解析結果から、格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量を [ ] g である。

金属繊維フィルタへのエアロゾル移行割合 [ ] を考慮すると、金属繊維フィルタに移行するエアロゾル重量は約 [ ] g となる。

(3) 評価結果

金属繊維フィルタの総面積は、 [ ] m<sup>2</sup> であり、金属繊維フィルタに移行するエアロゾル量は、約 [ ] g であることから、金属繊維フィルタの負荷量は、約 [ ] g/m<sup>2</sup> となる。

以上より、金属繊維フィルタの負荷量は許容負荷量 [ ] g/m<sup>2</sup> に対して十分小さいため、閉塞が発生することはない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 吸着層厚さ

放射性よう素フィルタの吸着層は、十分な厚さを有し、吸着層とベントガスの接触時間を十分に確保することにより、有機よう素に対する除去効率が 98%以上となる設計とする。

JAVA PLUS試験における吸着層厚さ及びガス速度の条件で得られた滞留時間 $t$ と除染係数 (DF) の関係より、実機条件で要求されるDF50を達成するために必要とされる吸着層厚さを  mmとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		フィルタ装置出口側圧力開放板
設定破裂圧力	kPa	100
個数	—	1

【設 定 根 拠】

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置出口側圧力開放板の設定破裂圧力は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の際に妨げにならないよう、ベント開始圧力と比較して十分低い圧力にする。

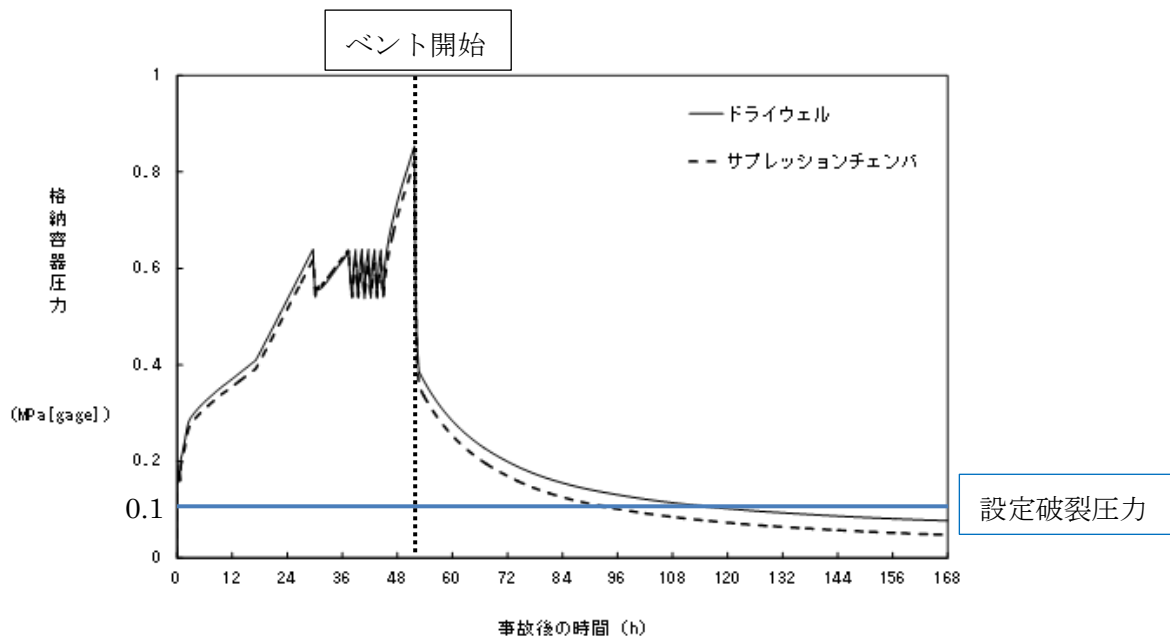


図 50-7-9 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用できない場合」時における格納容器圧力の推移

50-8

接続図



- ・原子炉補機代替冷却水系

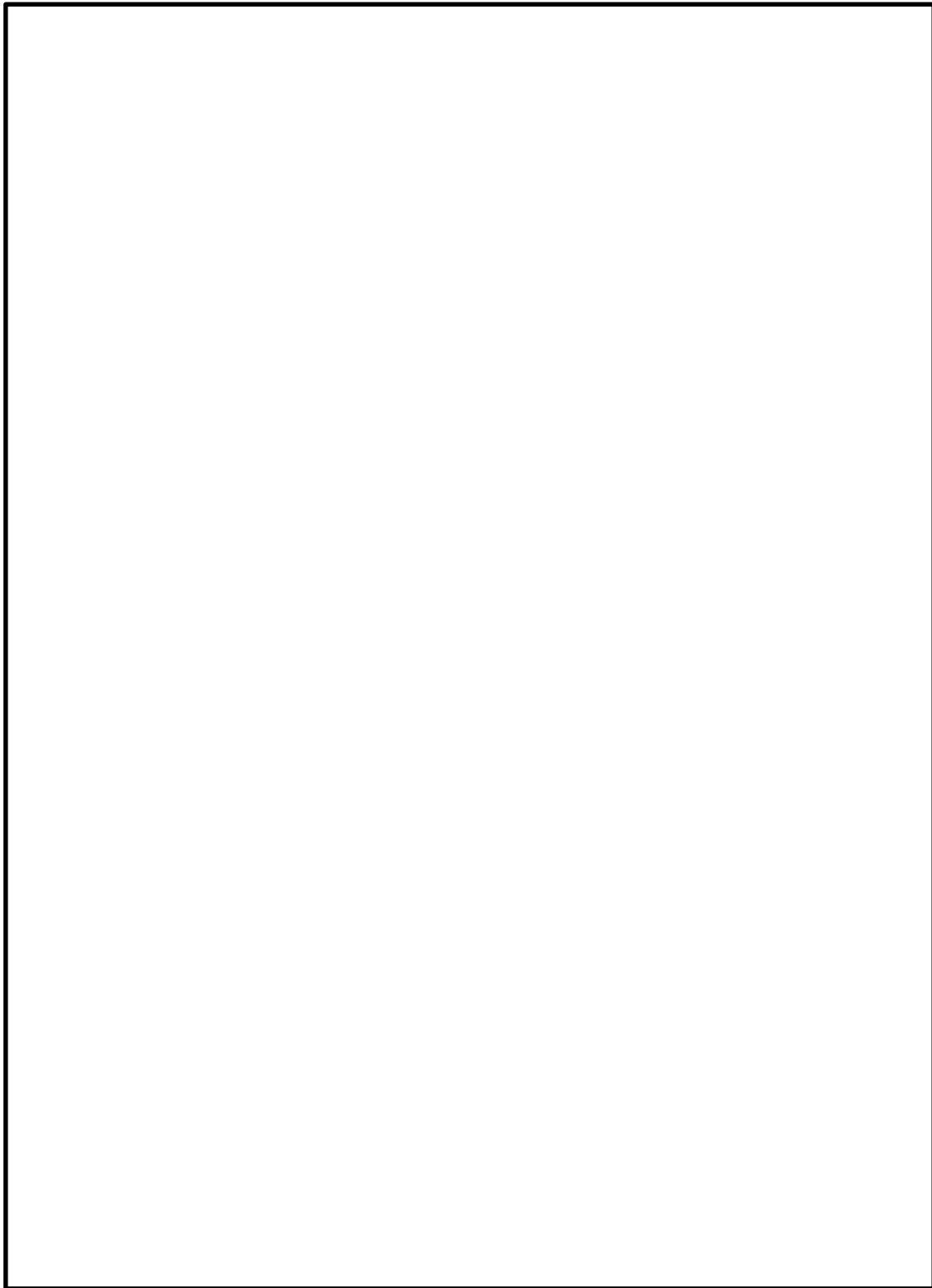


図 50-8-1 接続図  
(2号海水ポンプ室から熱交換器ユニット接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

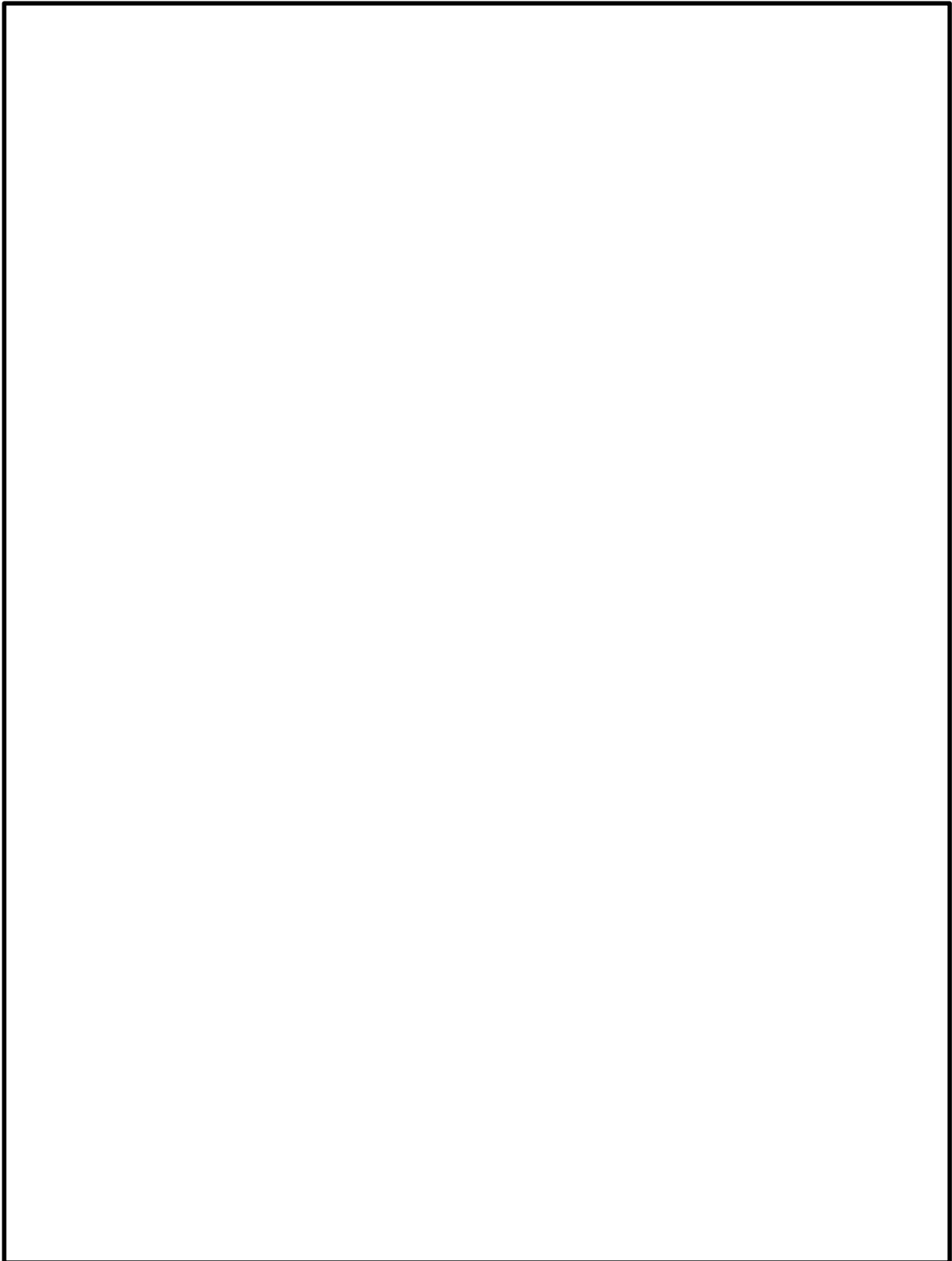


図 50-8-2 接続図  
(2号取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (海側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

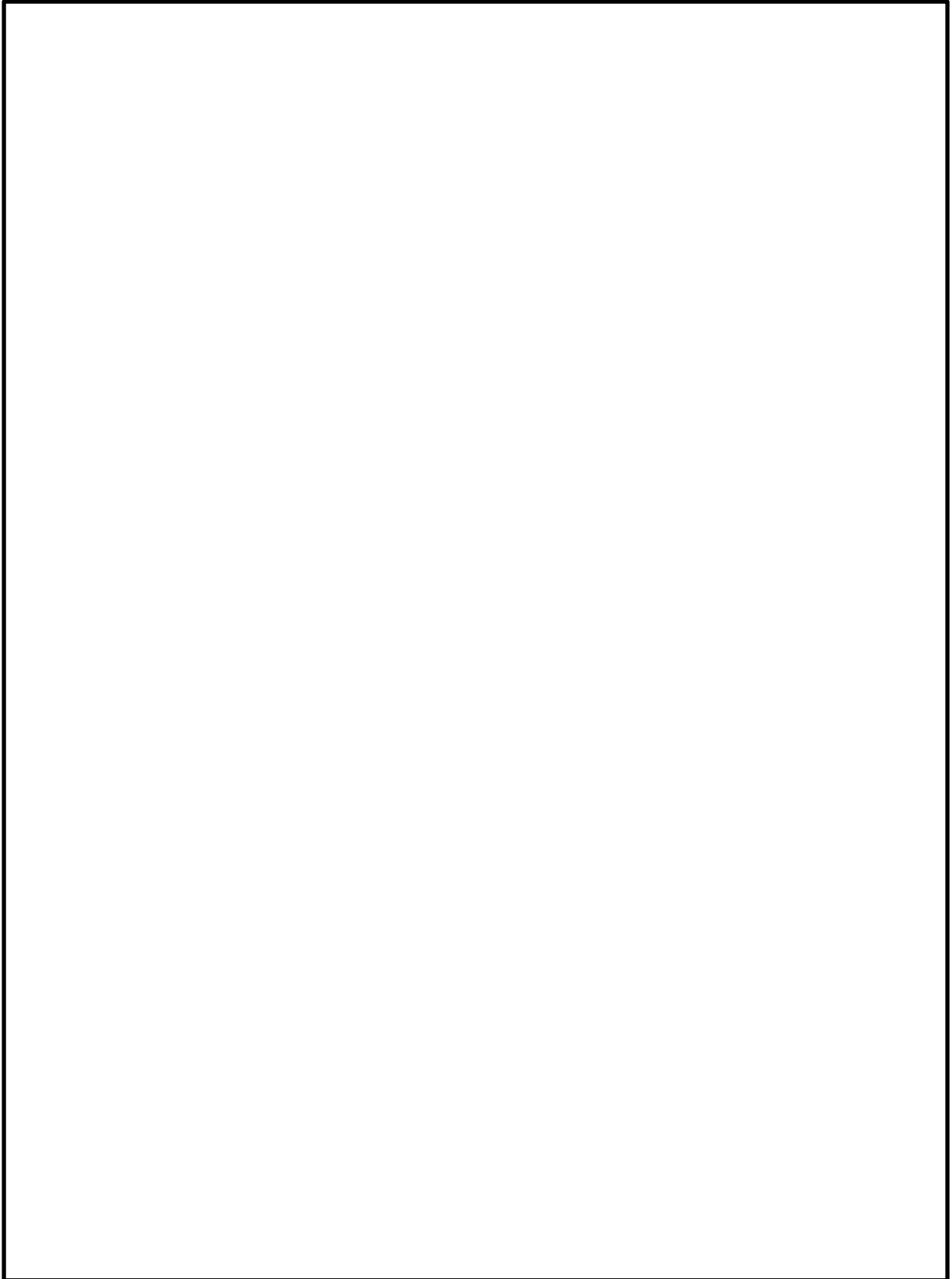


図 50-8-3 接続図  
( 2 号取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (山側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-9

保管場所図

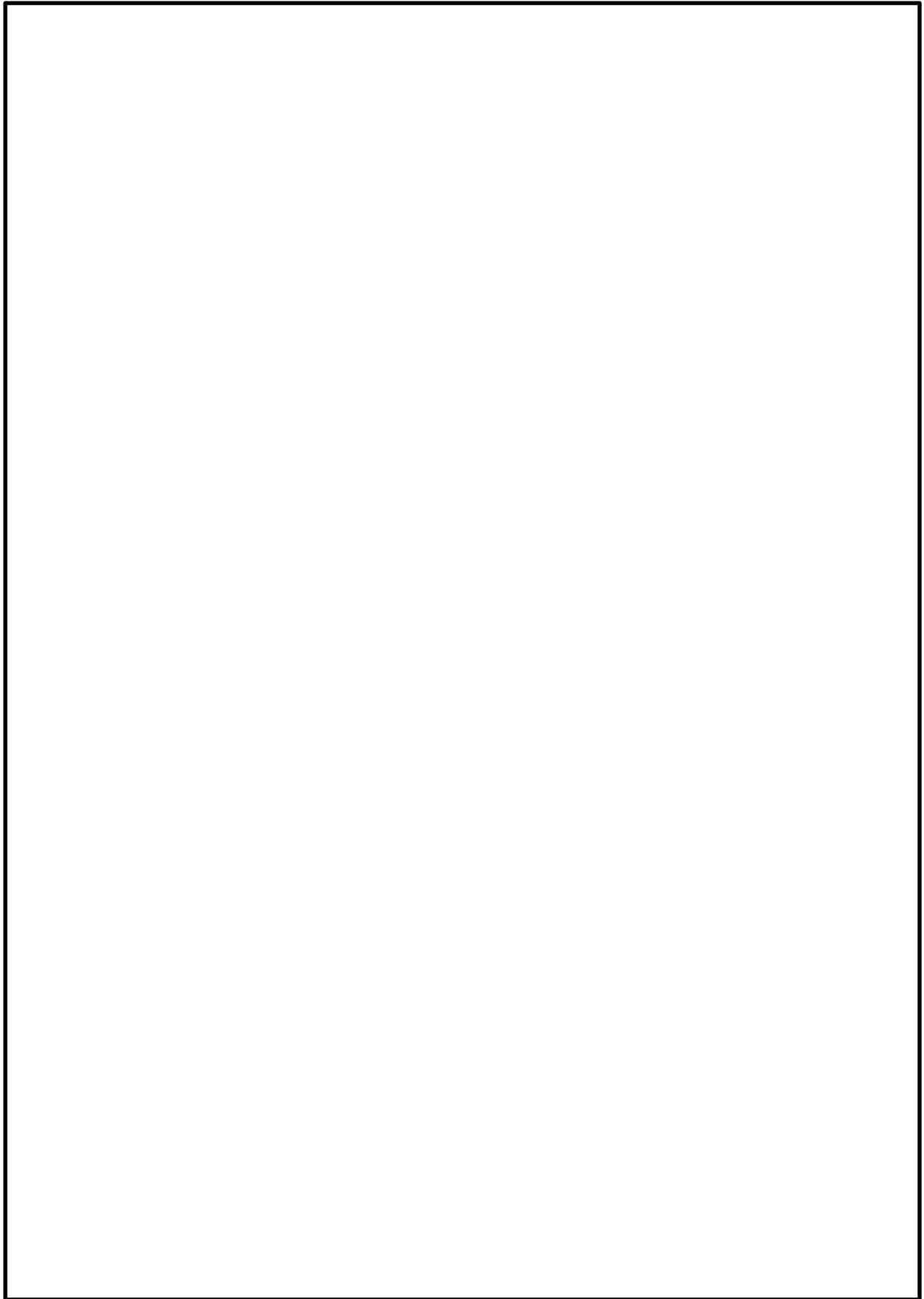


図 50-9-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

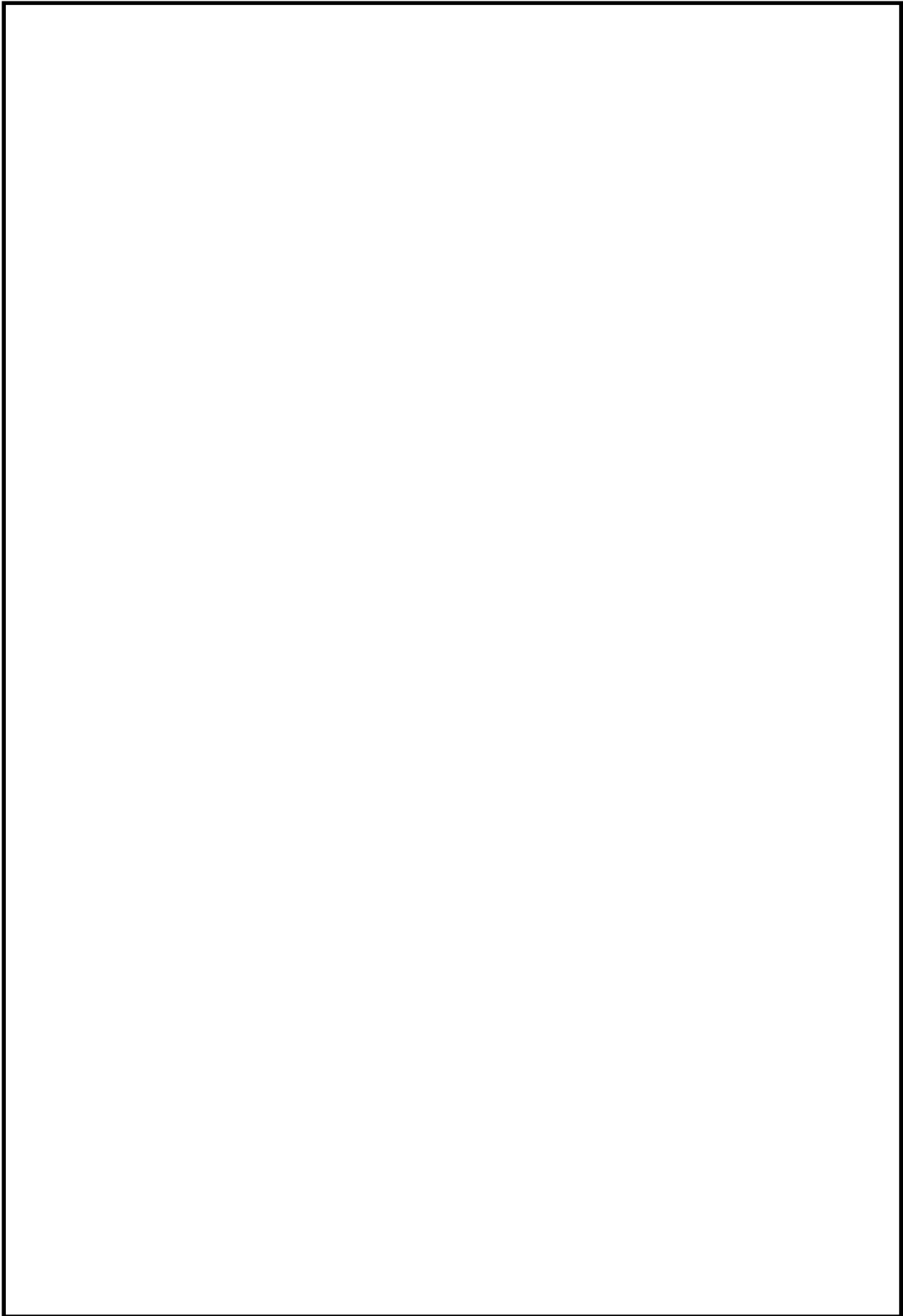


図 50-9-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

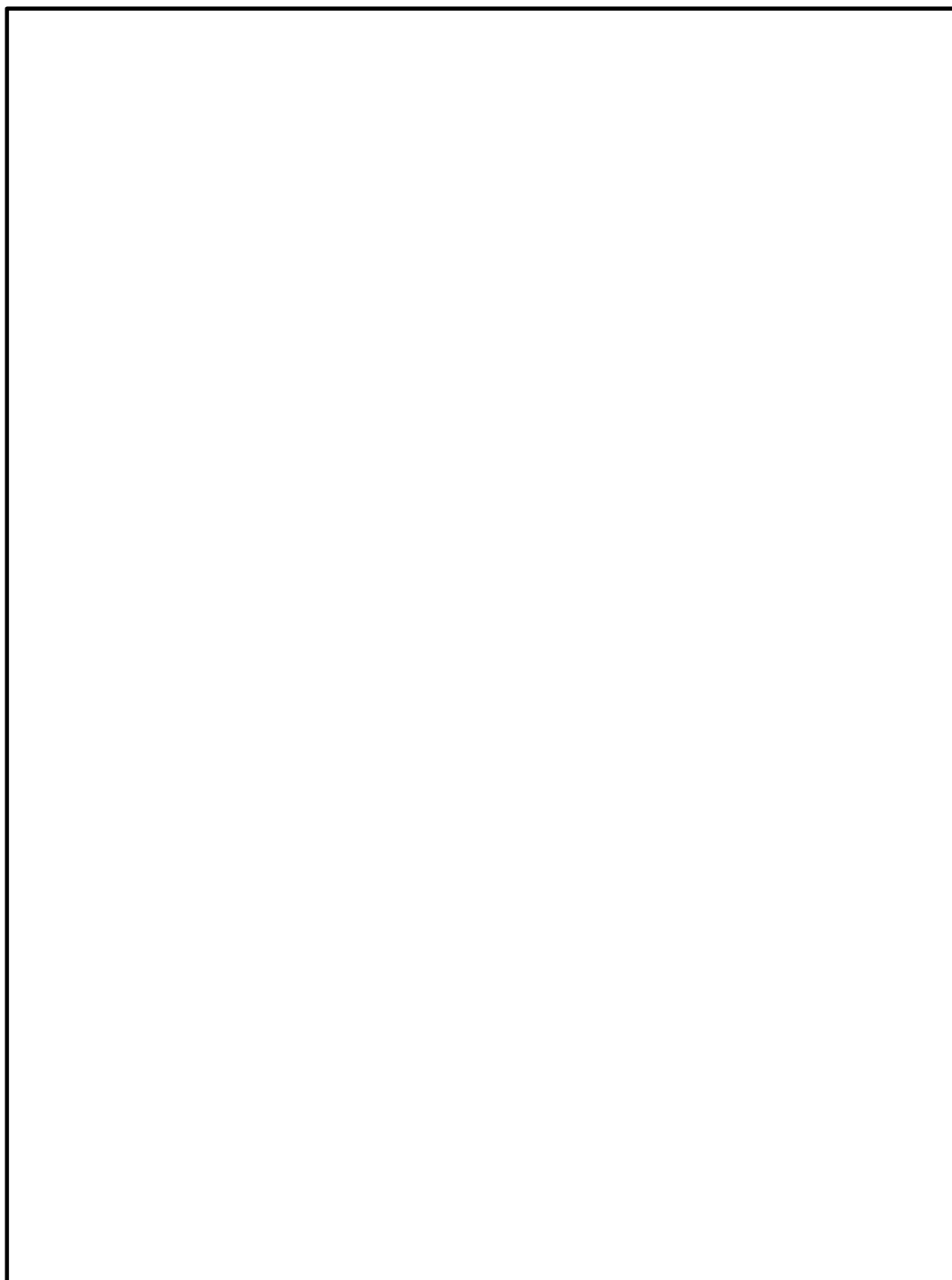


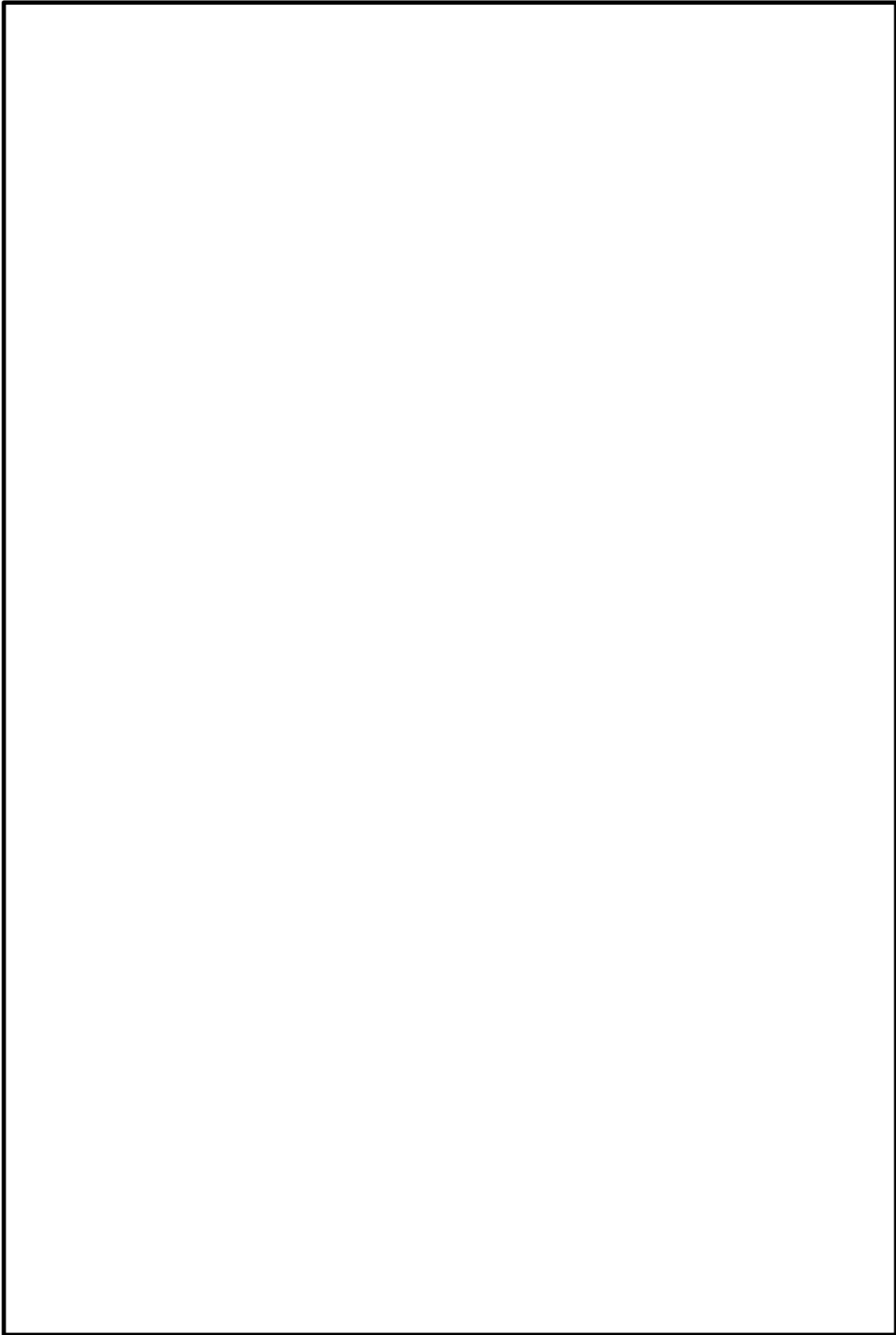
図 50-9-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-10

アクセスルート図





女川原子力発電所2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（02-NP-0026（7）」  
（平成30年4月19日提出版）より抜粋

図 50-10-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-10-1

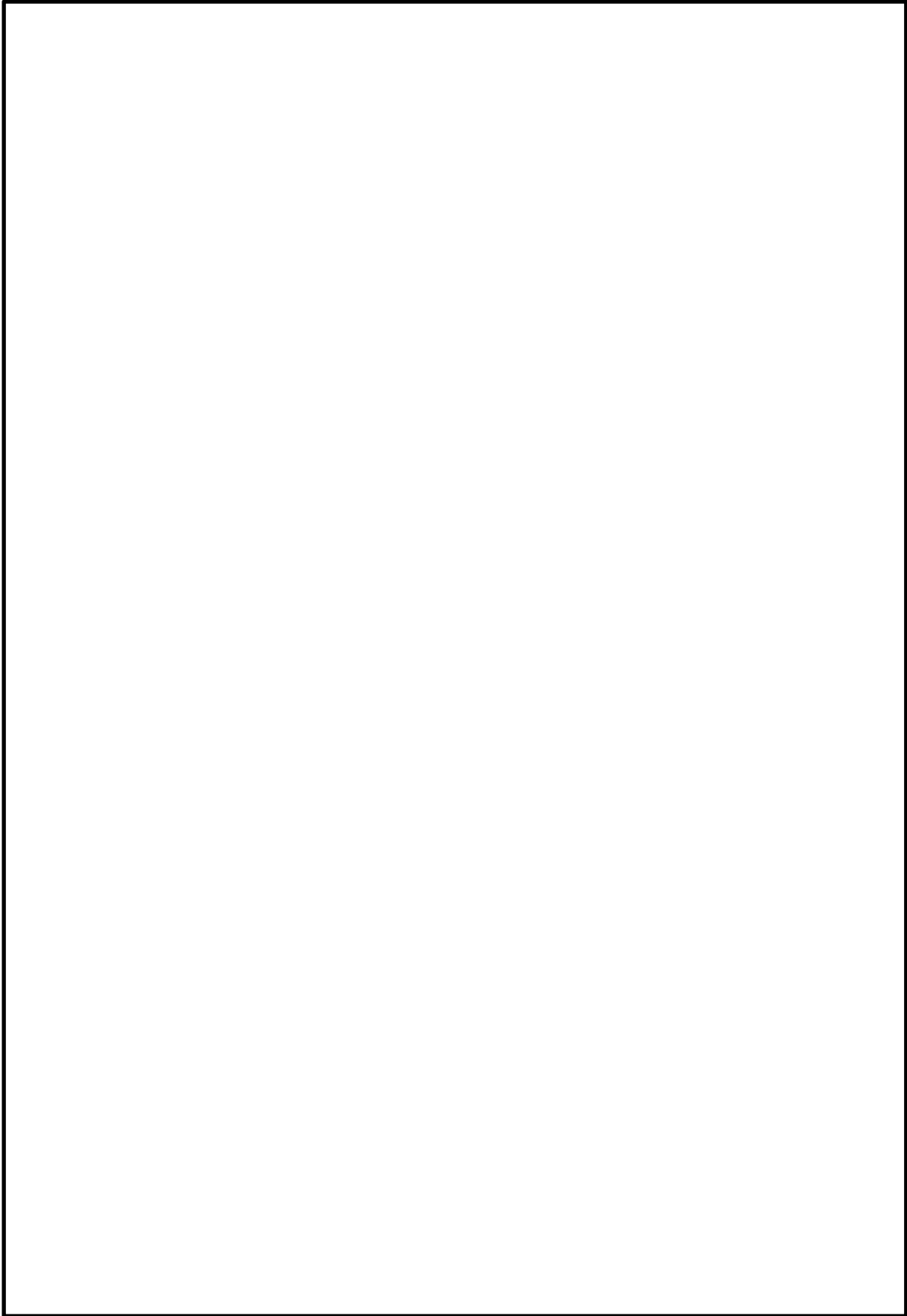


図 50-10-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

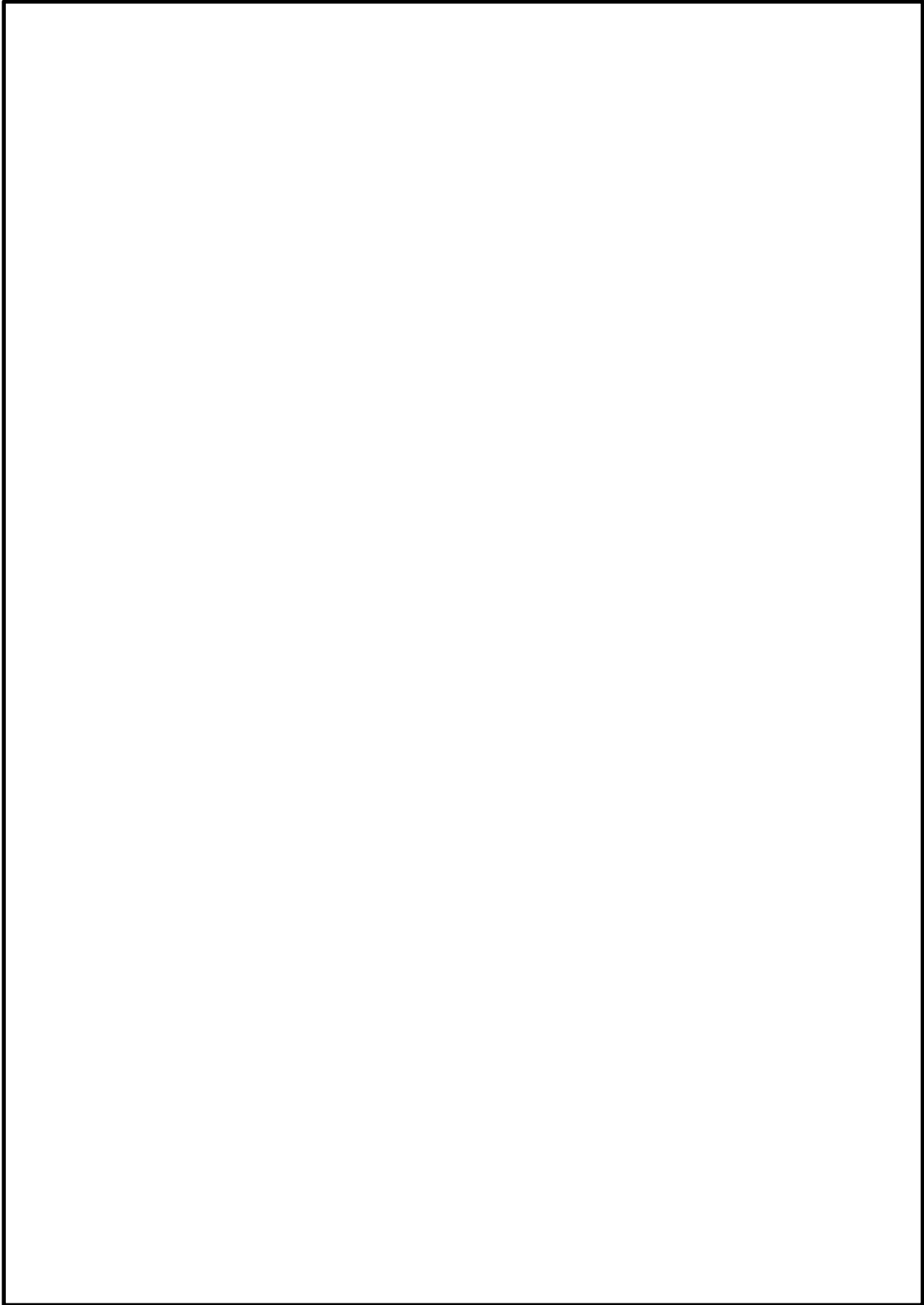


図 50-10-3 津波時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-10-3

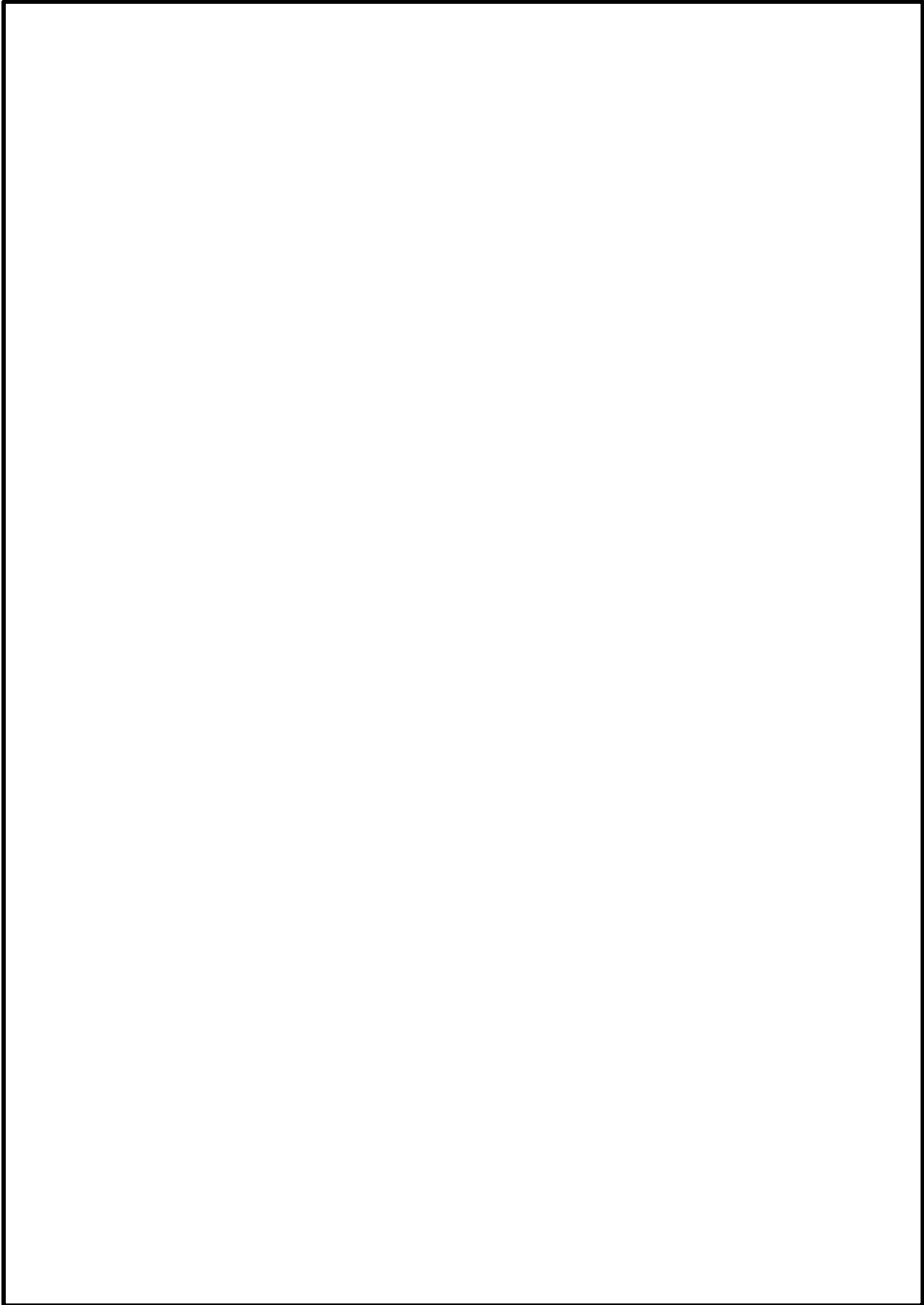


図 50-10-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-10-4

50-11

その他設備

## 【原子炉格納容器 pH 調整設備】

### 1. 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッションチェンバのプール水及びペDESTALの保有水中による素を捕捉することで、よう素の放出量を低減するために、原子炉格納容器 pH 調整設備を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、図 50-11-1 に示すように、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプにより、原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク内の水酸化ナトリウム水溶液を原子炉格納容器 pH 調整系配管から原子炉格納容器内に注入する構成とする。

原子炉格納容器 pH 調整設備は他系統から独立した系統構成とすることで、他系統に悪影響を及ぼさない設計とする。

さらに、次項に示すとおり、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することにより、原子炉格納容器内へ及ぼす悪影響はないことを確認している。

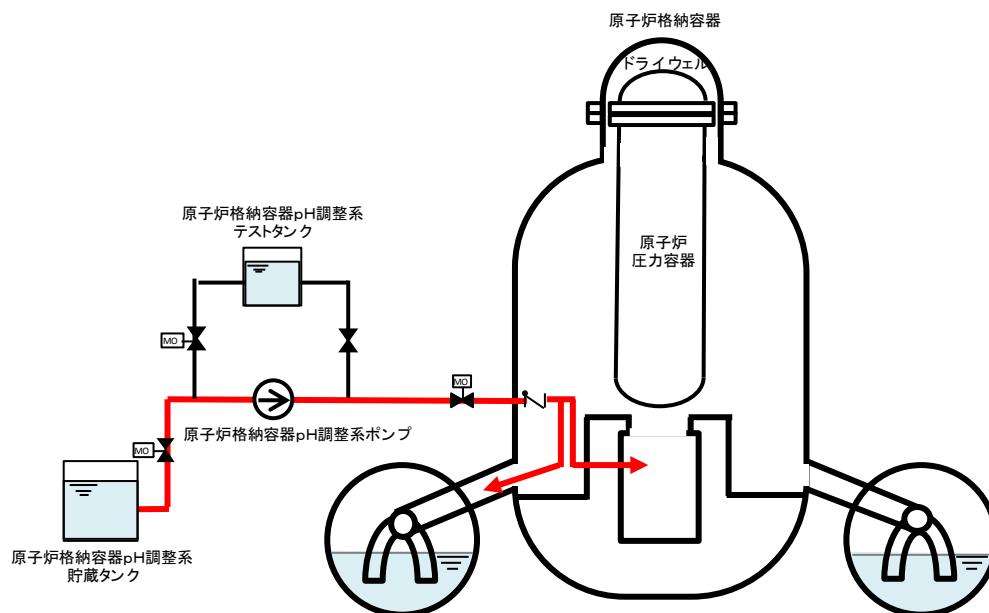


図 50-11-1 原子炉格納容器 pH 調整設備 系統概要図

## 2. 原子炉格納容器 pH 調整による原子炉格納容器への悪影響の確認について

### 2.1 原子炉格納容器バウンダリに対する影響について

薬液は、サプレッションチェンバ及びペDESTALへ注入するが、最終的にはサプレッションチェンバに流入する。その場合、サプレッションチェンバのプール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約  [wt%], pH は約  となる。

サプレッションチェンバで使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図 50-11-2 及び図 50-11-3 に示す。pH 調整実施後の濃度では、アルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCC の発生を抑制することができる。

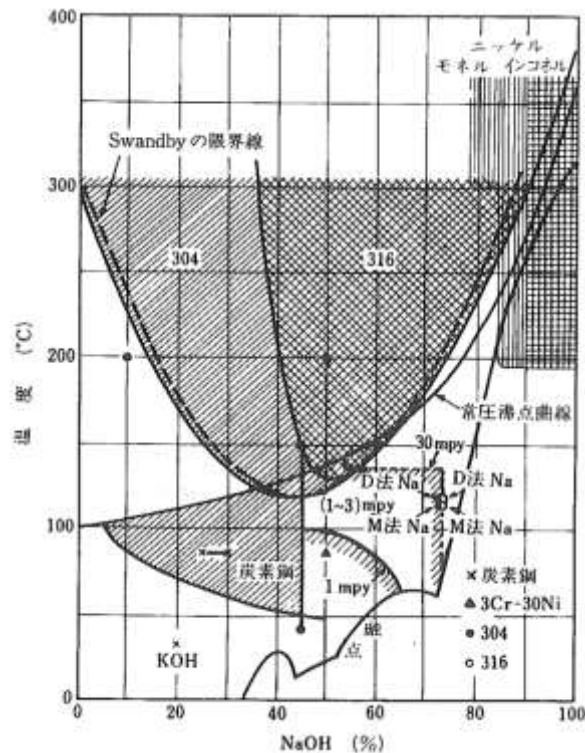


図 50-11-2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響<sup>[1]</sup>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

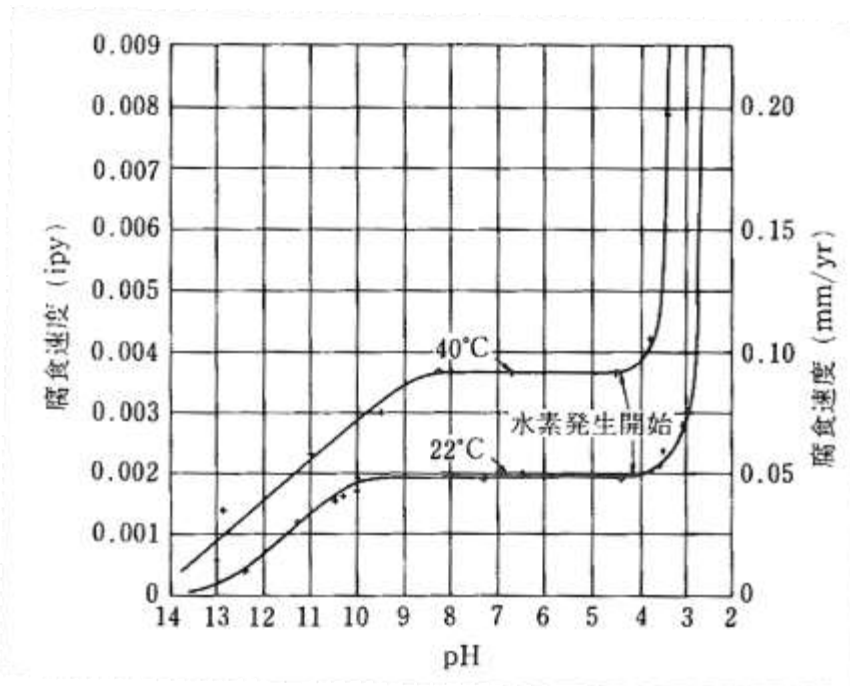


図 50-11-3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH 温度<sup>[1]</sup>

また，原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は，耐熱性能に優れた改良 EPDM に変更しているが，この改良 EPDM について事故条件下でのシール性能を確認するため，表 50-11-1 の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し，耐アルカリ性能を確認した。

表 50-11-1 改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

--

これらから，pH 調整による原子炉格納容器バウンダリの悪影響はないことを確認した。

なお，水酸化ナトリウムの相平衡を図 50-11-4 に示すが，本システム使用後の濃度である約  [wt%] では，水温が 0°C 以上であれば相変化は起こらず，析出することはない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



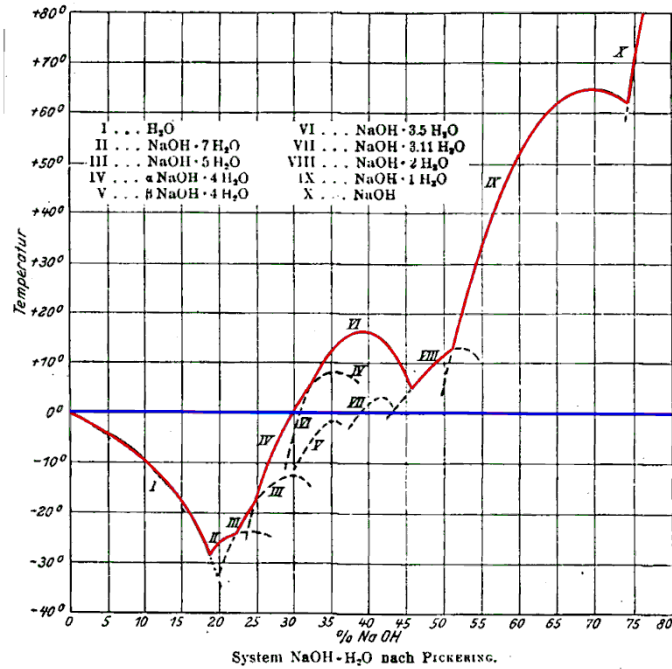


図 50-11-4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図<sup>[2]</sup>

《参考図書》

[1] 小若, 金属の腐食と防食技術

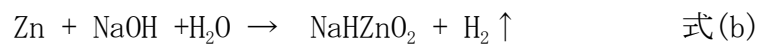
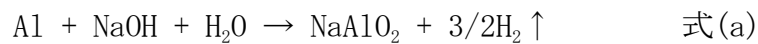
[2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928

2.2 水素の発生について

原子炉格納容器内では, 配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり, 水酸化ナトリウムに被水すると式(a)に示す反応により水素が発生する。また, 原子炉格納容器内のグレーチングには, 亜鉛によるメッキが施されている。亜鉛もまた両性金属であり, 式(b)に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

薬液注入後, 水没が予想されるサブプレッションチェンバ及びペDESTAL内に使用しているアルミニウムや亜鉛から水素の発生量を評価する。

評価については, 保守的にサブプレッションチェンバ及びペDESTAL内のアルミニウムと亜鉛がすべて反応し水素が発生するとして評価を行う。



### 2.2.1 アルミニウムによる水素発生量

原子炉格納容器内のアルミニウムの使用用途は、配管保温材の外装材とプラットホームのグレーチング材等である。

これらのうち、ペDESTAL内で使用しているプラットホーム内のアルミニウムのすべてが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

#### 【算出条件】

#### 【計算結果】

上記条件よりアルミニウムの量は  kg となる。式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素の発生量は  kg となる。

$$\text{ kg} = \left( \text{ kg} / \text{ g/mol} \times 3/2 \times 2.016 \text{ g/mol} \right)$$

### 2.2.2 亜鉛による水素発生量

原子炉格納容器内の亜鉛の使用用途は、グレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、アルミニウムと同様にすべてが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

#### 【算出条件】

#### 【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はサブプレッションチェンバで  kg となる。

$$\text{ kg} = \left( \text{ m}^2 \times \text{ m}^2/\text{m}^2 \times \text{ } \mu\text{m} \times \text{ g/cm}^3 \right)$$

式(b)よりこの亜鉛量が全量反応すると、水素の発生量は約  kg となる。

$$\text{ kg} = \left( \text{ kg} / \text{ g/mol} \times 2.016 \text{ g/mol} \right)$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 2.2.3 水素発生量による影響について

水-ジルコニウム反応等により原子炉格納容器内で発生する水素量は、有効性評価上の大 LOCA シナリオで 282[kg]であり、薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多く占めていることから、原子炉格納容器の圧力抑制には影響がない。また、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化しており、本反応では酸素の発生がないことから、pH 調整に伴って原子炉格納容器内に水素が発生することを考慮しても影響はないものと考ええる。

### 2.3 代替循環冷却系運転時の影響について

原子炉格納容器 pH 調整設備は事故後早期に薬液を原子炉格納容器へ注入する設備であるため、薬液注入後に代替循環冷却系を使用することがある。その場合、アルカリ化されたサプレッションプール水が水源となるため、代替循環冷却系及び注入先の原子炉圧力容器への影響として、腐食を考慮する必要がある。

代替循環冷却系の配管・ポンプ・弁等は炭素鋼で構成されるが、2.1 で示す通り pH 調整操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCC の発生を抑制することができる。

また代替循環冷却系の注入先である原子炉圧力容器と炉内構造物については、その主要部材が SUS316L で構成されており、図 50-11-2 に示す通り炉内が高温になったとしても腐食することはない。

## 【代替循環冷却設備 残留熱除去系吸込ストレーナ】

### 1. 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

女川2号炉では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、ストレーナの大型化工事を実施するとともに、原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材を撤去することとしているため、繊維質保温材の薄膜効果<sup>※1</sup>による異物の捕捉が生じることはない。

また、事故時に原子炉格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッションチェンバのプール水の流動により粉碎された状態でストレーナに流れついたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これらの粉上の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

また、代替循環冷却系を使用開始する時点では、サプレッションチェンバのプール水内の流況は十分に静定している状況であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサプレッションチェンバ底部に沈着している状態であると考えられる<sup>※2</sup>

重大事故等時の環境下では、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することから、サプレッションチェンバへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからのオーバーフローや、ベント管を通じてサプレッションチェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動に巻き上がることは考えにくく<sup>※3</sup>、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、重大事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ<sup>※4</sup>、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。

### ※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナメッシュを通過するような細かな粒子状デブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され、圧損を上昇させる効果を言う。

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さい

と考えられる」と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11 inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧力損失評価は不要であると考えられる。

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

表 50-11-2 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

<b>Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge</b>		
<b>Size Range μm</b>	<b>Average Size μm</b>	<b>% by weight</b>
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※2：代替循環冷却系の使用開始は事故後 24 時間後以降であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッションチェンバのプール内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1m/s 程度必要であり（原子力安全基盤機構 (H21.3), PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討）、仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約   m/s 程度であり、底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

※3 : BWR は RPV 破損後の溶融炉心の落下先は原子炉圧力容器下部のペDESTAL であり，代替循環冷却系の水源となるサブプレッションチェンバへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水はペDESTAL へ落下し，ペDESTAL 床面から約 0.5m の位置にあるベント管を通じてサブプレッションプールへ流入することとなる（図 50-11-5 参照）。粒子化した溶融炉心等がペDESTAL 内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によってペDESTAL から巻き上げられ，さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく，溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

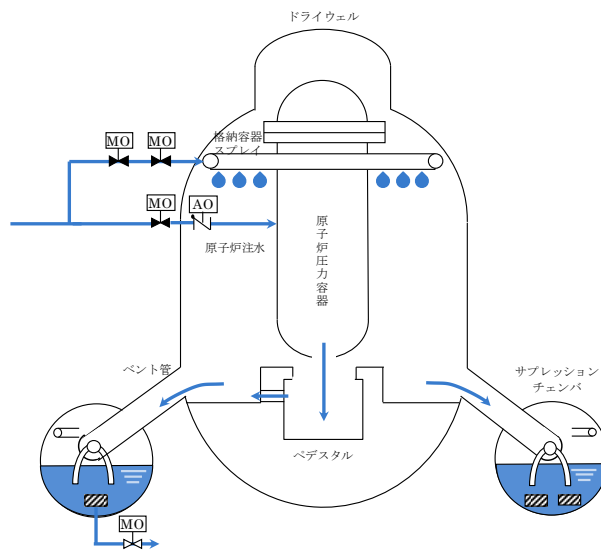


図50-11-5 RPV破損後の循環冷却による冷却の流れ

※4 : GSI-191 における検討において，サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている（図 50-11-6 参照）。当該試験は PWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが，BWR のストレーナ形状は円筒形であり（図 50-11-7 参照），ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果はさらに大きくなるものと考えられ，注水流量の低下を検知した後，ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し，速やかに冷却を再開することが可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

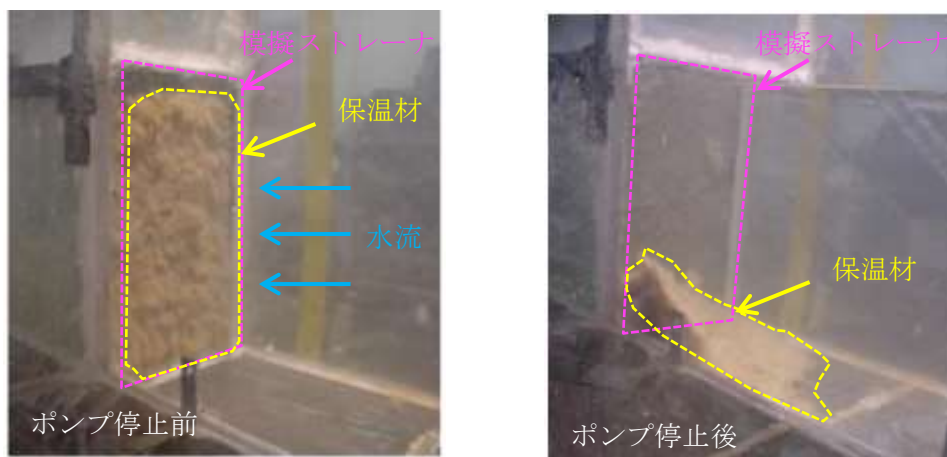


図50-11-6 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験  
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



図50-11-7 女川2号炉残留熱除去系ストレーナ

## 2. 閉塞時の逆洗操作について

前述の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作ができる系統構成にしている。系統構成の例を図 50-11-8 に示す。図 50-11-8 に示すとおり、外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、大容量送水ポンプから送水することで逆洗操作が可能な設計としている。したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量を監視し、流量が異常に低下した場合は代替循環冷却ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

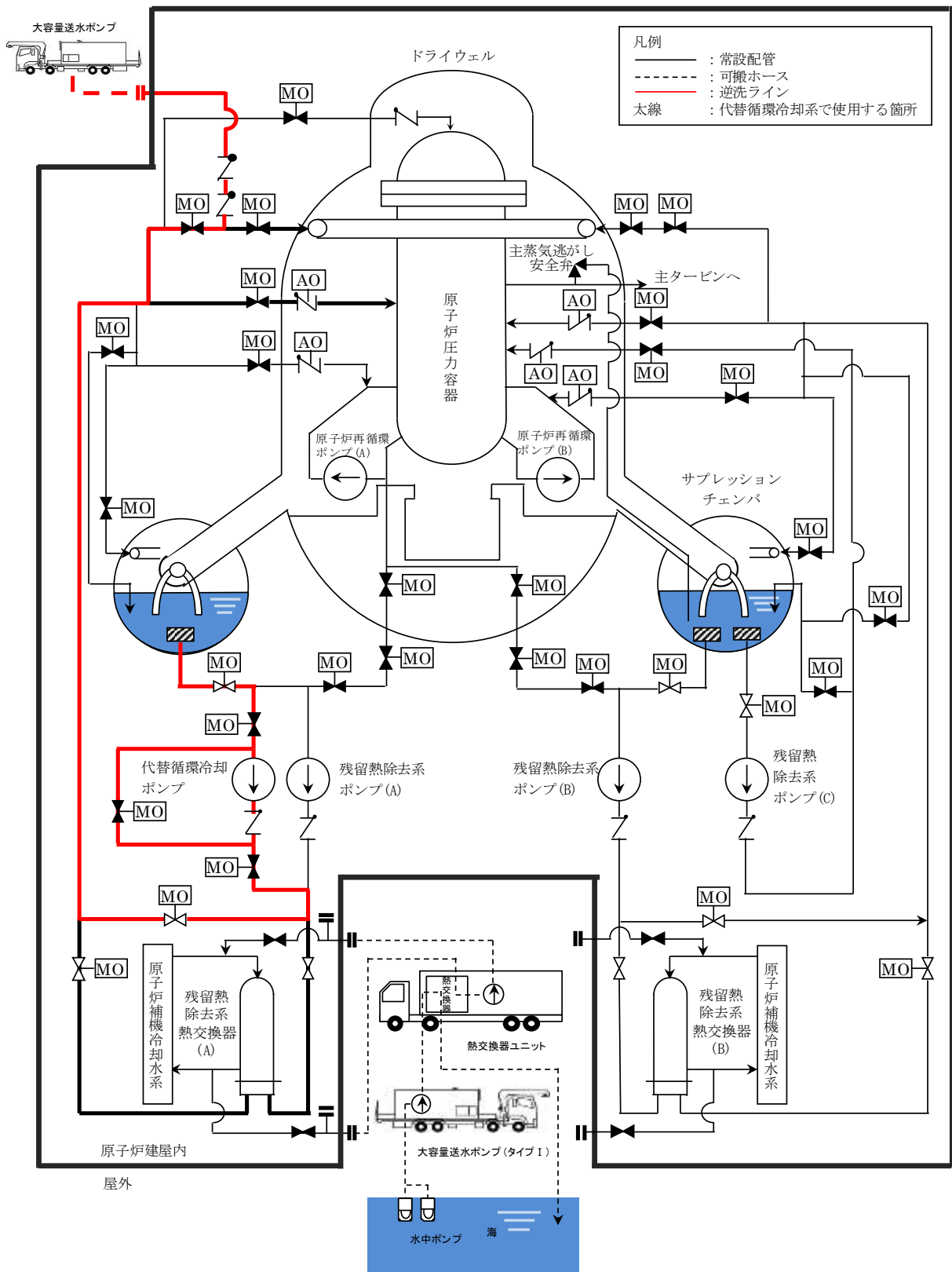


図 50-11-8 残留熱除去系吸込ストレナ逆洗操作の系統構成について



## 【原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置】

### 1. 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、フィルタ装置内のスクラバ溶液が酸性化することを防止し、フィルタ装置のスクラバ溶液中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するために、原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有することにより、ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能な設計としている。

本システムは、図 50-11-9 に示すとおり、可搬の薬液補給装置により、薬液を原子炉格納容器フィルタベント系配管からフィルタ装置に注入可能な設計とする。

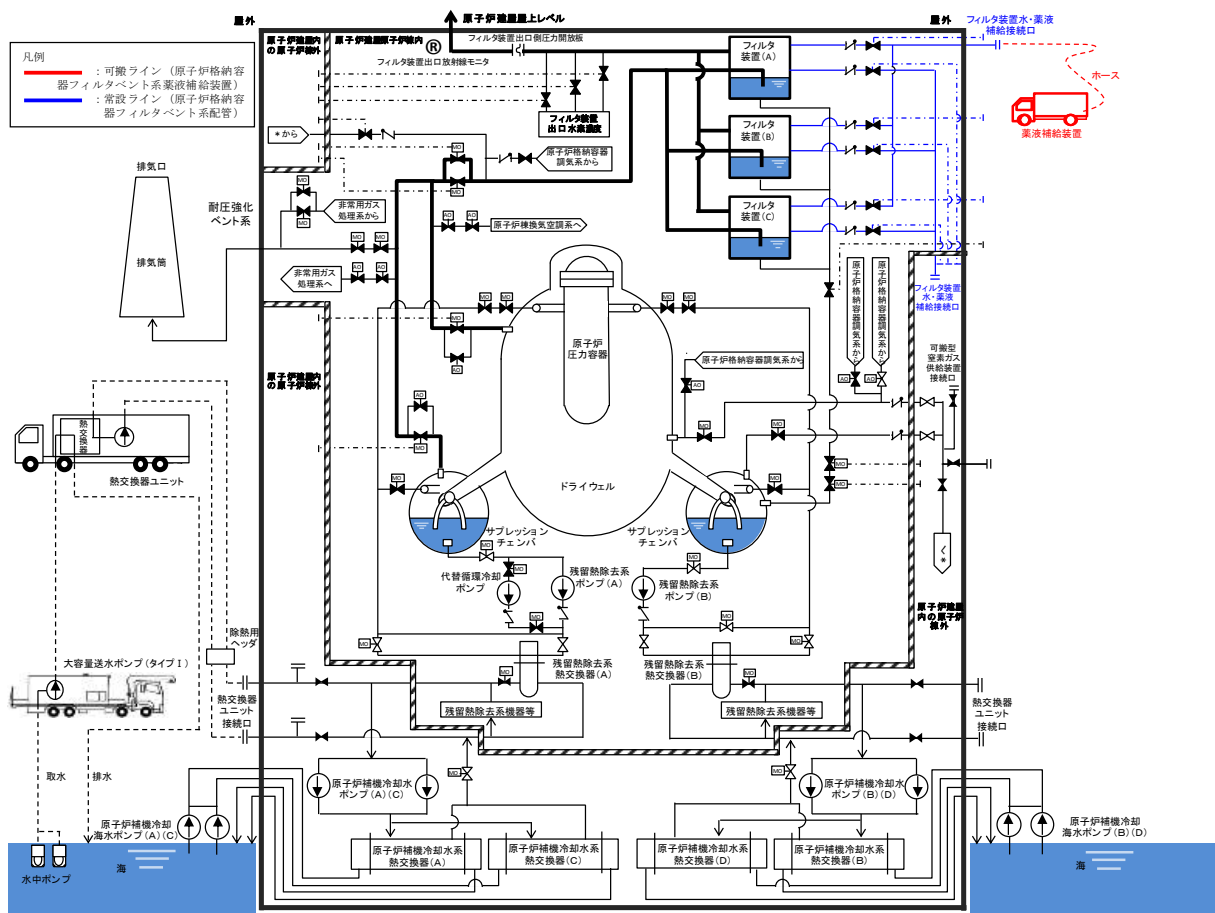


図 50-11-9 原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置 系統概要図

50-12

注水用ヘッダについて

## 注水用ヘッドについて

### 1. 系統及び注水用ヘッドの概要

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、注水用ヘッドを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系、⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の各系統における注水設備および水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、保守的に同時使用を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は各系統に必要な流量全てを1台で確保可能な容量を有する設計とする。（50-7 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に、自主対策設備である「⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）」における注水設備として使用することも考慮し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は重大事故等対処設備としての必要容量に加え、自主対策設備としての必要容量も1台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実にかつ容易に分岐できるように、注水用ヘッドは隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図 50-12-1 に示す。

なお、注水用ヘッドは、原子炉建屋外から水を供給する設備として1セット1台で使用することから、故障時のバックアップ等を考慮し、合計3台を確保し、複数箇所に分散して保管する設計とする。

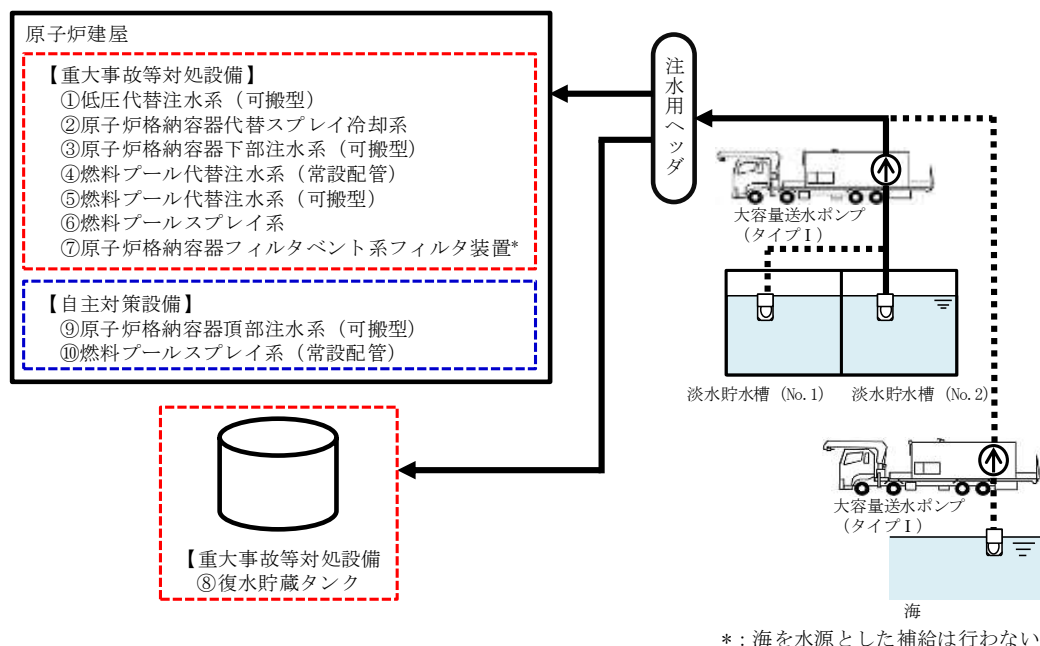


図 50-12-1 全体系統概要図

2. 注水用ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、注水用ヘッダは「②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の組合せ、「⑧復水貯蔵タンクへの補給」単独、及び「④燃料プール代替注水系（常設配管）又は⑤燃料プール代替注水系（可搬型）」単独にて使用する。注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表 50-12-1 に示す。

表 50-12-1 注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 <sup>*1,2</sup>									
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
高圧・低圧注水機能喪失	—	28h	—	—	—	—	—	10h	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	23h	—	—	—	—	—	10h	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
LOCA時注水機能喪失	—	37h	—	—	—	—	—	10h	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
運転中の原子炉における重大事故										
・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	24h <sup>*3</sup> 29h <sup>*4</sup>	—	—	—	—	—	10h	—	—
・水素燃焼	—	24h	—	—	—	—	—	10h	—	—
・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	—	18h	—	—	—	—	—	10h	—	—
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	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
想定事故 2	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
運転停止中の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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

\*1：①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系、⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、⑧復水貯蔵タンクへの補給、⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

\*2：事象発生後の経過時間を記載。各系統における使用は、記載時間以降は適宜実施。

\*3：代替循環冷却系を使用する場合。

\*4：代替循環冷却系を使用できない場合。

### 3. 操作性

#### 3.1 注水用ヘッダの接続

注水用ヘッダの接続部，付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は，一対一の関係とし，名称が一致するようにホースの接続を行い系統構成する。

注水用ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の，注水用ヘッダの接続部と接続先の接続口の関係を表 50-12-2 に示す。

また，有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給）の接続状態の概要図を図 50-12-2 示す。

表 50-12-2 注水用ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

注水用ヘッダ		接続先の接続口	使用系統*1
接続部	付属の隔離弁		
接続部 1	復水貯蔵タンク補給弁	復水貯蔵タンク接続口 又は 復水貯蔵タンク接続マンホール	⑧
接続部 2	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	— *2	⑤又は⑥
接続部 3	原子炉ウェル注水弁	原子炉ウェル注水接続口	⑨
接続部 4	原子炉・格納容器下部注水弁	原子炉・格納容器下部注水接続口	①及び③
接続部 5	格納容器スプレイ弁	格納容器スプレイ接続口	②
接続部 6	燃料プール注水・スプレイ (常設配管) 弁	燃料プール注水接続口 又は 燃料プールのスプレイ接続口	④又は⑩
接続部 7	フィルタ装置水補給弁	フィルタ装置水補給用接続口	⑦

\*1：①低圧代替注水系（可搬型），②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，③原子炉格納容器下部注水系（可搬型），④燃料プール代替注水系（常設配管），⑤燃料プール代替注水系（可搬型），⑥燃料プールのスプレイ系，⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給，⑧復水貯蔵タンクへの補給，⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備），⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

\*2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口は使用しない。

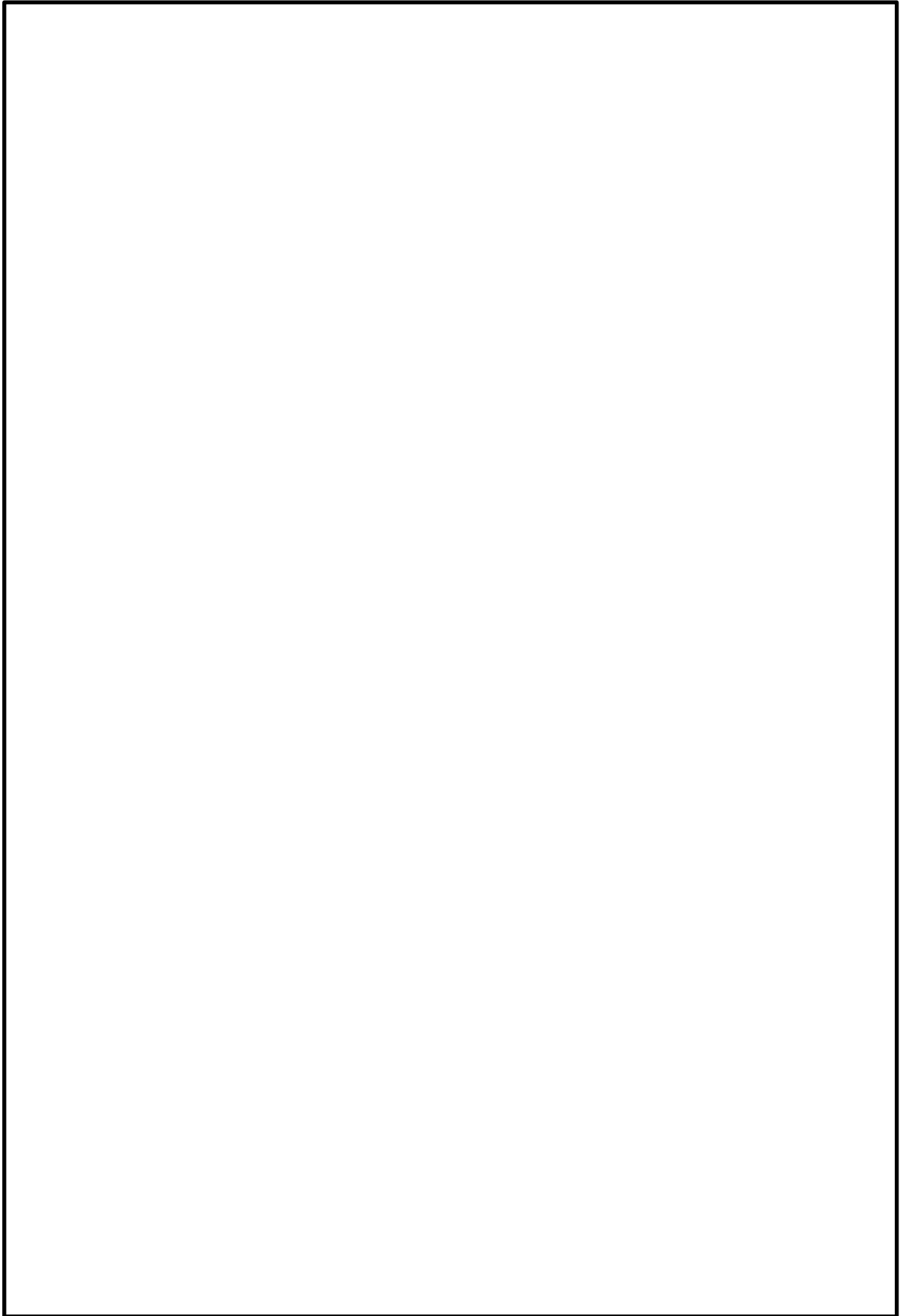


図 50-12-2 注水用ヘッダの接続状態概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-12-4

### 3.2 操作性及び切替えの容易性

注水用ヘッドを使用する各系統における注水用ヘッドの流路構成は、全て注水用ヘッド付属の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切替えが可能な設計とする。

注水用ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な接続方式である嵌合構造とすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤接続及び誤操作の防止のため、注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は一对一の関係とし、それぞれ銘板により識別可能な設計とするとともに、同一色の塗装を施す等で識別性を高めた設計とする（図 50-12-3）。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑦復水貯蔵タンクへの補給）を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。なお、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、原子炉建屋内の弁を中央制御室から遠隔操作することによりスプレイを実施するため、仮に注水用ヘッド付属の隔離弁を誤って開操作したとしても、誤注入に至ることはない。



図 50-12-3 注水用ヘッドの誤接続及び誤操作の防止対策イメージ図

#### 4. 悪影響の防止

注水用ヘッダは複数の重大事故等対処設備及び自主対策設備の流路として使用することから、接続先の各系統及び機器に対して悪影響を及ぼすことのないよう考慮する必要がある。

注水用ヘッダから各系統及び機器への流路は、それぞれ注水用ヘッダ付属の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

また、注水用ヘッダに接続する可能性のある自主対策設備である⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）及び⑩燃料プールスプレイ系（常設配管）は、注水用ヘッダ付属の隔離弁に加えて、原子炉建屋の原子炉棟外の当該系統配管に設ける隔離弁を閉止することで、確実に他系統と隔離することが可能な設計とする。なお、原子炉建屋内の原子炉棟外の隔離弁は遠隔手動弁操作設備により屋外からの手動操作が可能である。

さらに、注水用ヘッダと自主対策設備を接続するホースを取り外すことで、原子炉建屋内への注水を物理的に隔離可能な設計とし、使用しない注水用ヘッダの接続部は閉止板により閉止可能な設計とする。



50-13

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

## 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、図 50-13-1 に示すとおり増圧ポンプ 1 台，付属水中ポンプ 2 台，ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，付属水中ポンプ及び増圧ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり，外部電源が不要な設計である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後，ホースを介して増圧ポンプへと送水し，加圧した水を各注水先へ送水する。

なお，付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し，異物の流入を防止する設計としている。

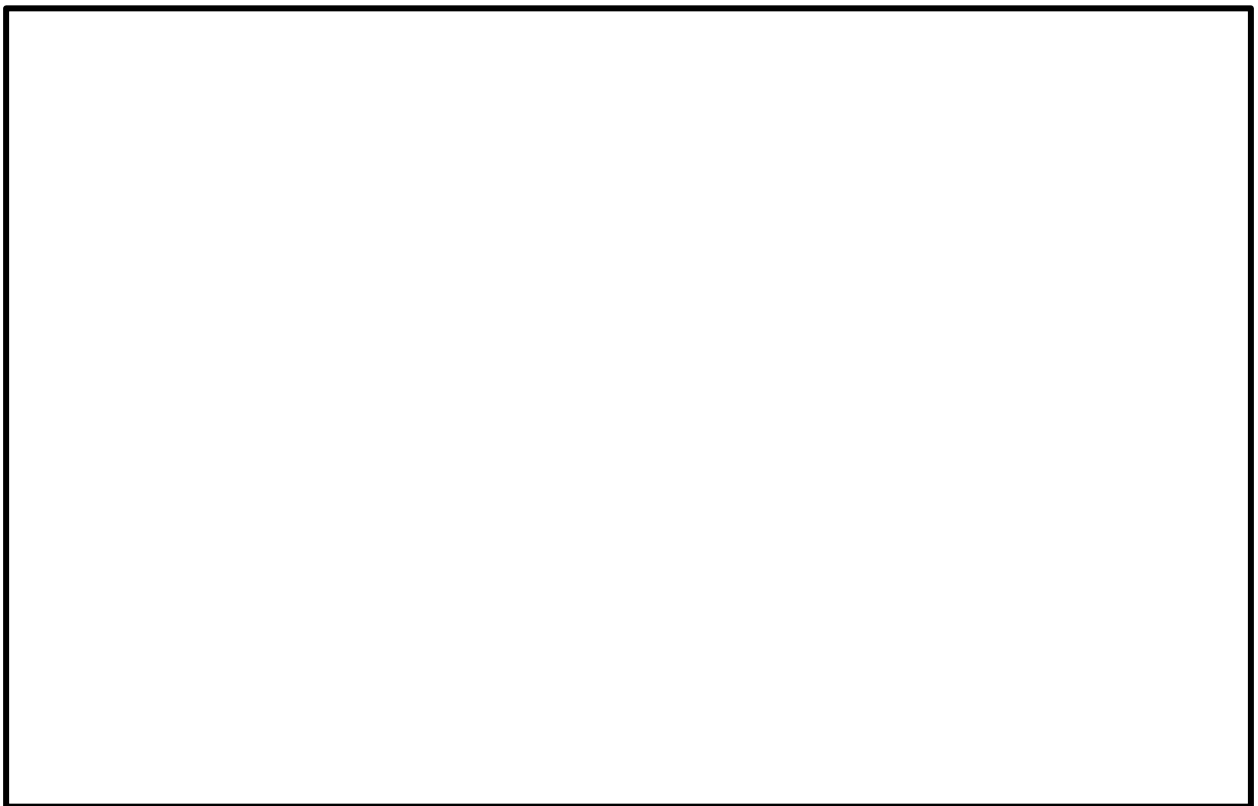


図 50-13-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

50-13-1

## 目 次

### 54 条

54-1 SA 設備基準適合性一覧表

54-2 単線結線図

54-3 配置図

54-4 系統図

54-5 試験及び検査

54-6 容量設定根拠

54-7 接続図

54-8 保管場所図

54-9 アクセスルート図

54-10 その他使用済燃料プールの冷却等のための設備について

54-11 使用済燃料プール監視設備

54-12 サイフォンブレイク孔の健全性について

54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

54-14 燃料プール冷却浄化系の位置付けについて

54-15 注水用ヘッダについて

54-16 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

54-17 熱交換器ユニットの構造について

54-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		大容量送水ポンプ(タイプ I) (燃料プール代替注水系 (常設配管))		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	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		使用時海水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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図	
	第 2 項	第 2 号	操作性		現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b
			関連資料		54-4 系統図	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)		対象外 (その他設備)	対象外
			関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査	
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
		関連資料		54-3 配置図, 54-7 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		54-6 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		54-3 配置図, 54-7 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		54-7 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				54-3 配置図, 54-7 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		54-3 配置図, 54-8 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		54-9 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 設備あり) - 屋内	A a	
		サポート系要因		対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		大容量送水ポンプ(タイプ I) (燃料プール代替注水系（可搬型）)		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	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		使用時海水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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図	
	第 2 項	第 2 号	操作性		現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	代替性		本来の用途として使用一切替不要	B b
			関連資料		54-4 系統図	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)		対象外 (その他設備)	対象外
			関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査	
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
		関連資料		54-3 配置図, 54-7 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		54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		対象外	対象外
			関連資料		54-3 配置図, 54-7 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所確保		対象外	対象外
			関連資料		54-7 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		54-3 配置図, 54-7 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		54-3 配置図, 54-8 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 屋外アクセスルートの確保	A, B	
		関連資料		54-9 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 設備あり) - 屋内	A a	
		サポート系要因		対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		大容量送水ポンプ(タイプ I) (燃料プールのスプレイ系)		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	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		使用時海水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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図	
	第 2 項	第 2 号	操作性		現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b
			関連資料		54-4 系統図	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査	
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
		関連資料		54-3 配置図, 54-7 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		54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		対象外	対象外
関連資料				54-3 配置図, 54-7 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		54-7 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		54-3 配置図, 54-7 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		54-3 配置図, 54-8 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 屋外アクセスルートの確保	A, B	
		関連資料		54-9 アクセスルート図		
第 7 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		緩和設備 (又は防止・緩和以外) - 対象 (同一目的の SA 設備あり又は代替対象 DB 設備あり)	B	
		サポート系要因		対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		スプレイノズル		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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		使用時海水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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図	
	第 2 号	操作性		現場操作 (設備の運搬・設置, 接続作業)	B c, B g	
		関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		流路	F	
		関連資料		54-5 試験及び検査		
	第 4 号	代替性		本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料		54-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
		関連資料		54-3 配置図, 54-7 接続図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		その他可搬型設備	C
			関連資料		54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		対象外	対象外
			関連資料		54-3 配置図, 54-7 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		54-7 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		54-3 配置図, 54-7 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		54-3 配置図, 54-8 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 屋外アクセスルートの確保	A, B	
		関連資料		54-9 アクセスルート図		
第 7 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止・緩和以外) - 対象 (同一機能の SA 設備 (又は代替対象 DB 設備あり))	B		
		サポート系要因	対象外	対象外		
	関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図			



女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		大容量送水ポンプ(タイプ I) (原子炉補機代替冷却水系)		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	屋外	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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図		
		第 2 号	操作性		現場操作 (設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業)	B c, B d, B g	
			関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A	
			関連資料		54-5 試験及び検査		
		第 4 号	代替性		本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料		54-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a		
		関連資料		54-3 配置図, 54-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		その他可搬型設備	C	
			関連資料		54-6 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		54-3 配置図, 54-7 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		54-7 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		54-3 配置図, 54-7 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		54-3 配置図, 54-8 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		54-9 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 設備あり) - 屋外	A b		
		サポート系要因		対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a		
	関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図				

女川原子力発電所2号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		熱交換器ユニット		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件 ／屋外の天候／放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図		
		第2号	操作性	現場操作 (設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業)	B c, B d, B g	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 熱交換器	A, D	
		関連資料	54-5 試験及び検査			
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料	54-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	対象外		対象外
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所で操作可能)	A a		
	関連資料	54-3 配置図, 54-7 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	54-6 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	54-3 配置図, 54-7 接続図			
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	単独の機能で使用	A b	
		関連資料	54-7 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	54-3 配置図, 54-7 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	54-3 配置図, 54-8 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		54-9 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設備あり) -屋内	A a		
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) -異なる駆動源又は冷却源	C a		
	関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図				

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール冷却浄化系ポンプ		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	第 1 号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図			
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
		関連資料	54-5 試験及び検査			
		第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
	関連資料	54-4 系統図				
	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	B b		
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	54-3 配置図, 54-7 接続図				
	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	54-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	—	
			関連資料	—		
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(サポート系あり)—異なる駆動源, 冷却源	C a		
	関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図				

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール冷却浄化系熱交換器		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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等から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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-8 保管場所図	
	第 2 号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
	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		54-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料		54-4 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		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所		操作不要	対象外	
		関連資料		54-3 配置図, 54-7 接続図		
	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		54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	—
			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	Aa	
			サポート系故障	対象外(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-4 系統図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	54-3 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	K	
		関連資料	54-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	54-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他（飛散物）	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	54-3 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	54-6 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（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）	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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	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	K	
		関連資料	54-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	54-4 系統図		
	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	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	B
			関連資料	54-6 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（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	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	K	
		関連資料	54-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	54-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	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	54-6 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 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 4 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール監視カメラ		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	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等から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		54-3 配置図, 54-4 系統図		
		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	K	
		関連資料		54-5 試験及び検査			
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料		54-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		その他	A e	
			その他 (飛散物)		対象外	対象外	
		関連資料		—			
	第 6 号	設置場所		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		緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一機能の SA 設備あり)	B
				サポート系故障		対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 使用済燃料プール監視設備			



54-2  
単線結線図

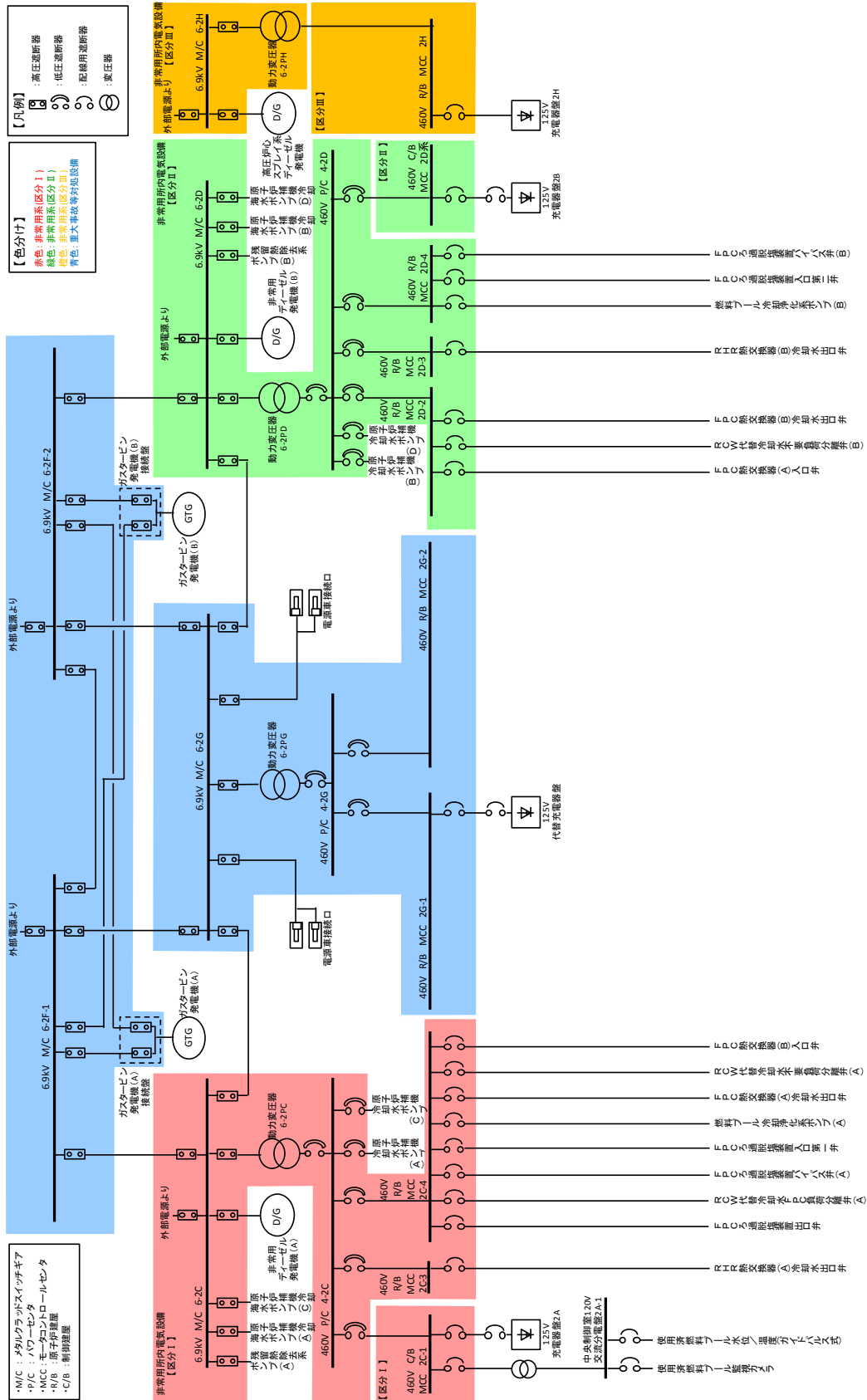


図 54-2-1 燃料プール冷却浄化系及び使用済燃料プール監視設備に係る交流電源単線結線図

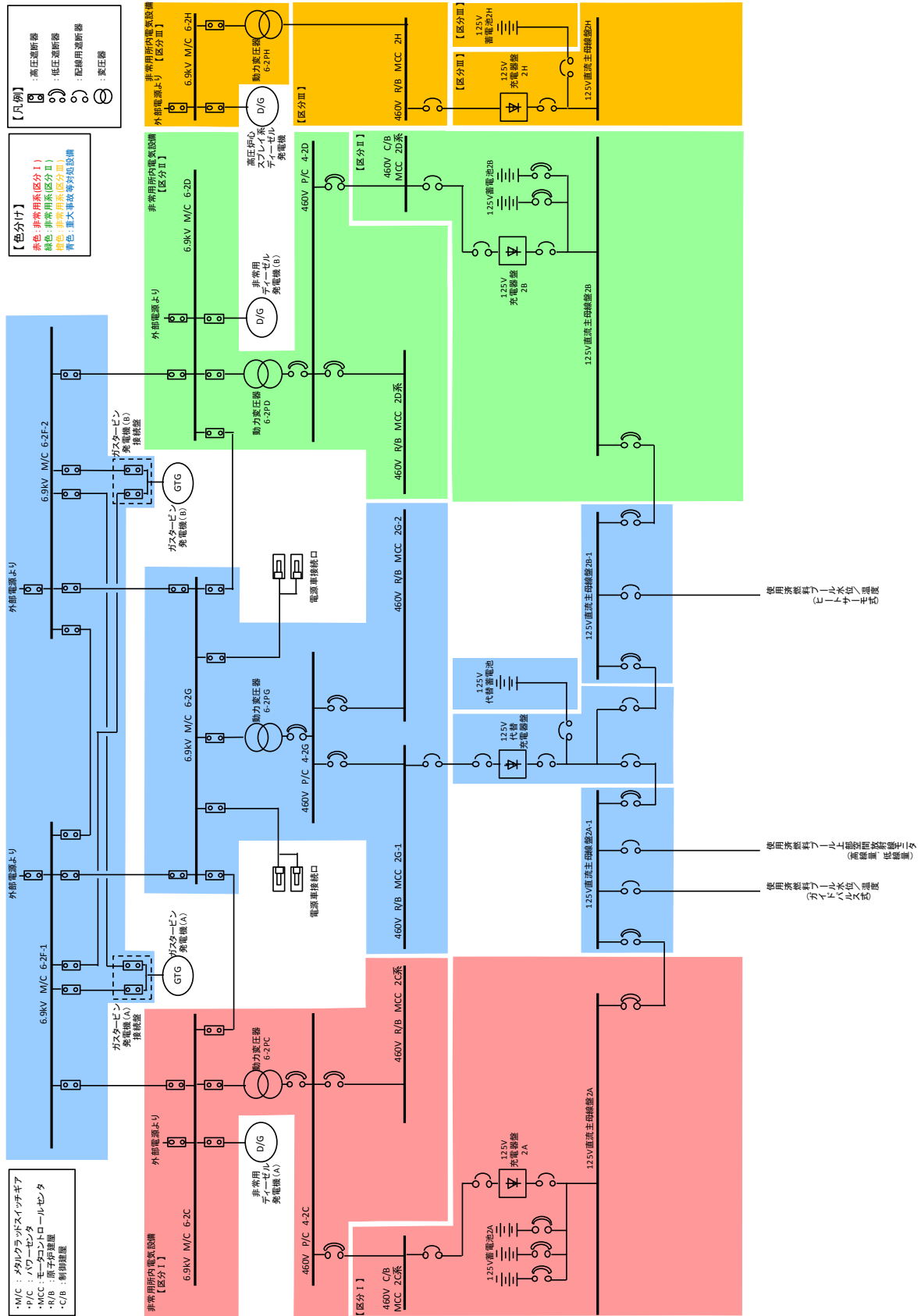
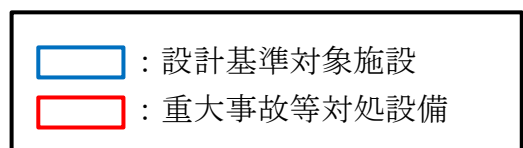


図 54-2-2 使用済燃料プール監視設備に係る直流電源単線結線図

54-3  
配置図



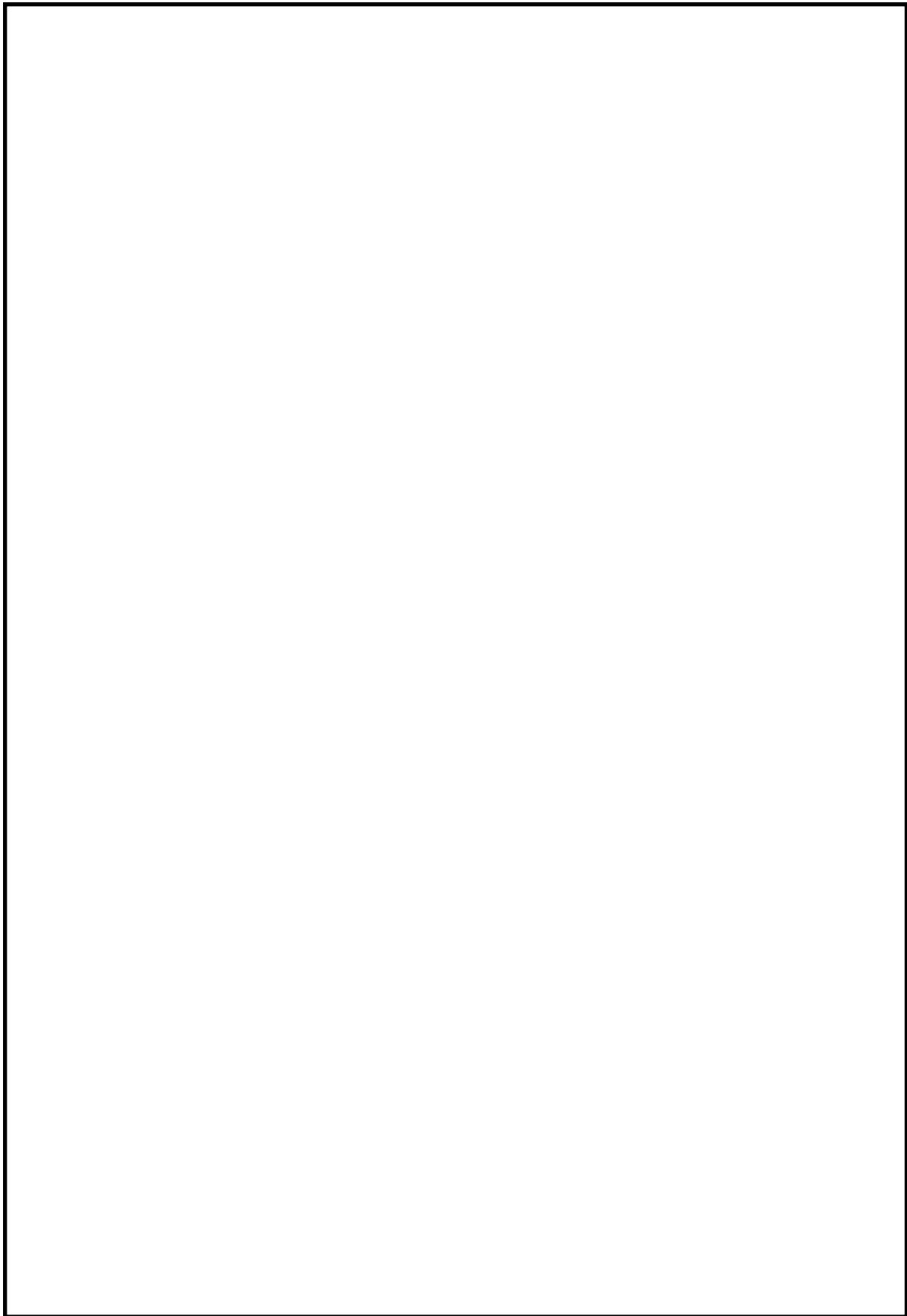


図 54-3-1 燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）  
及び燃料プールスプレイ系 屋外配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

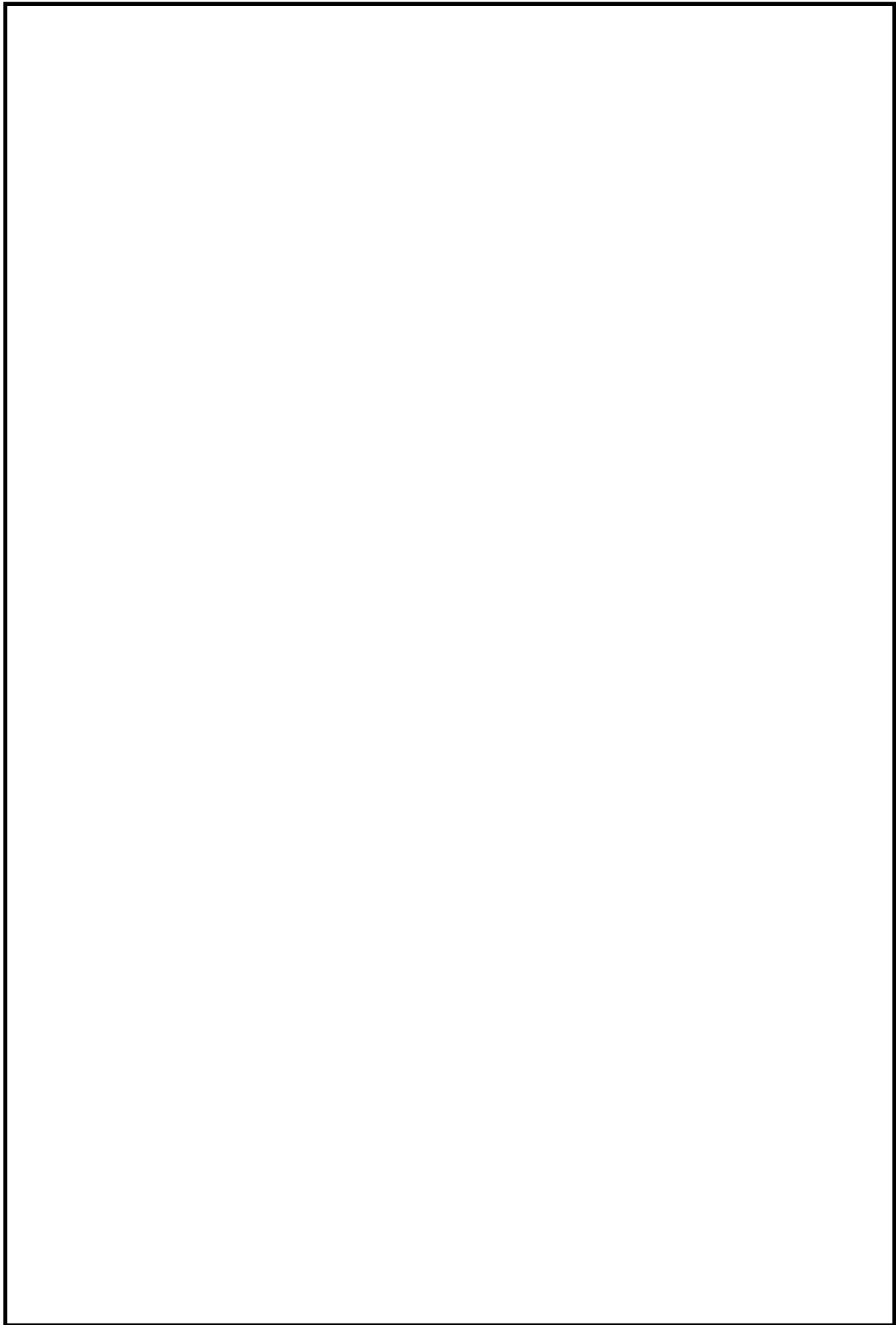


図 54-3-2 燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）  
及び燃料プールスプレイ系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

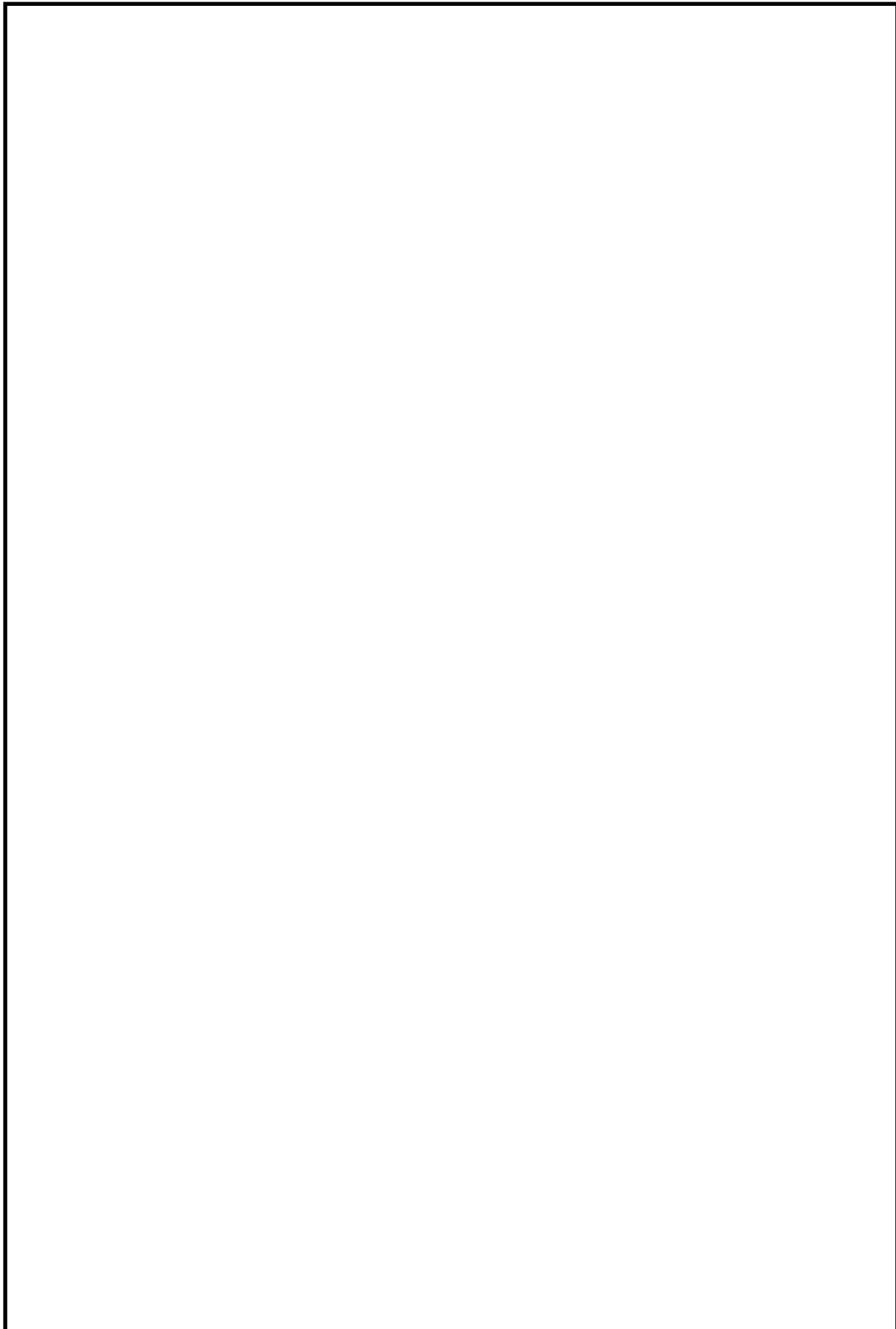


図 54-3-3 燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系  
屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

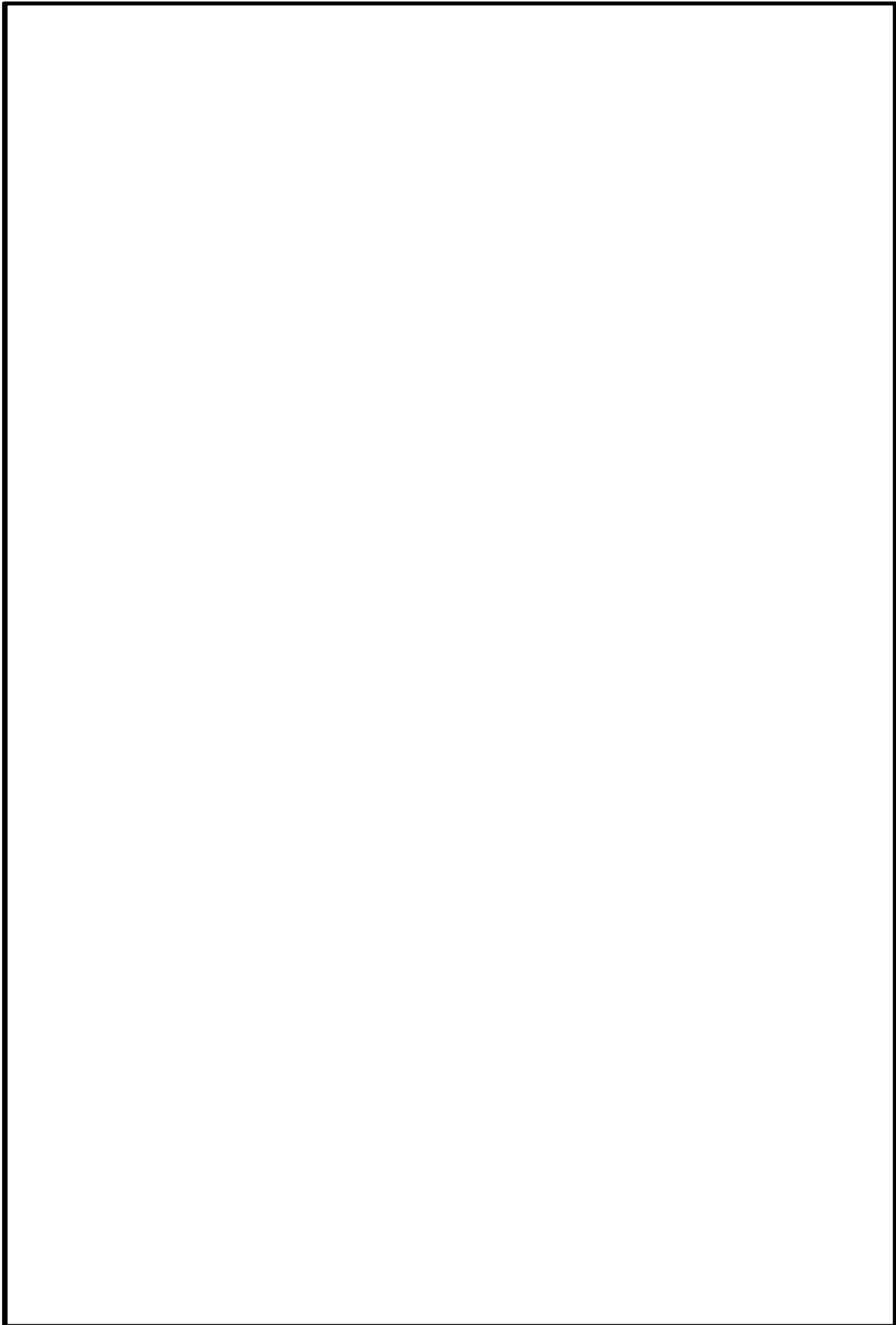


図 54-3-4 燃料プール冷却浄化系 屋内配置図 (原子炉建屋  )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



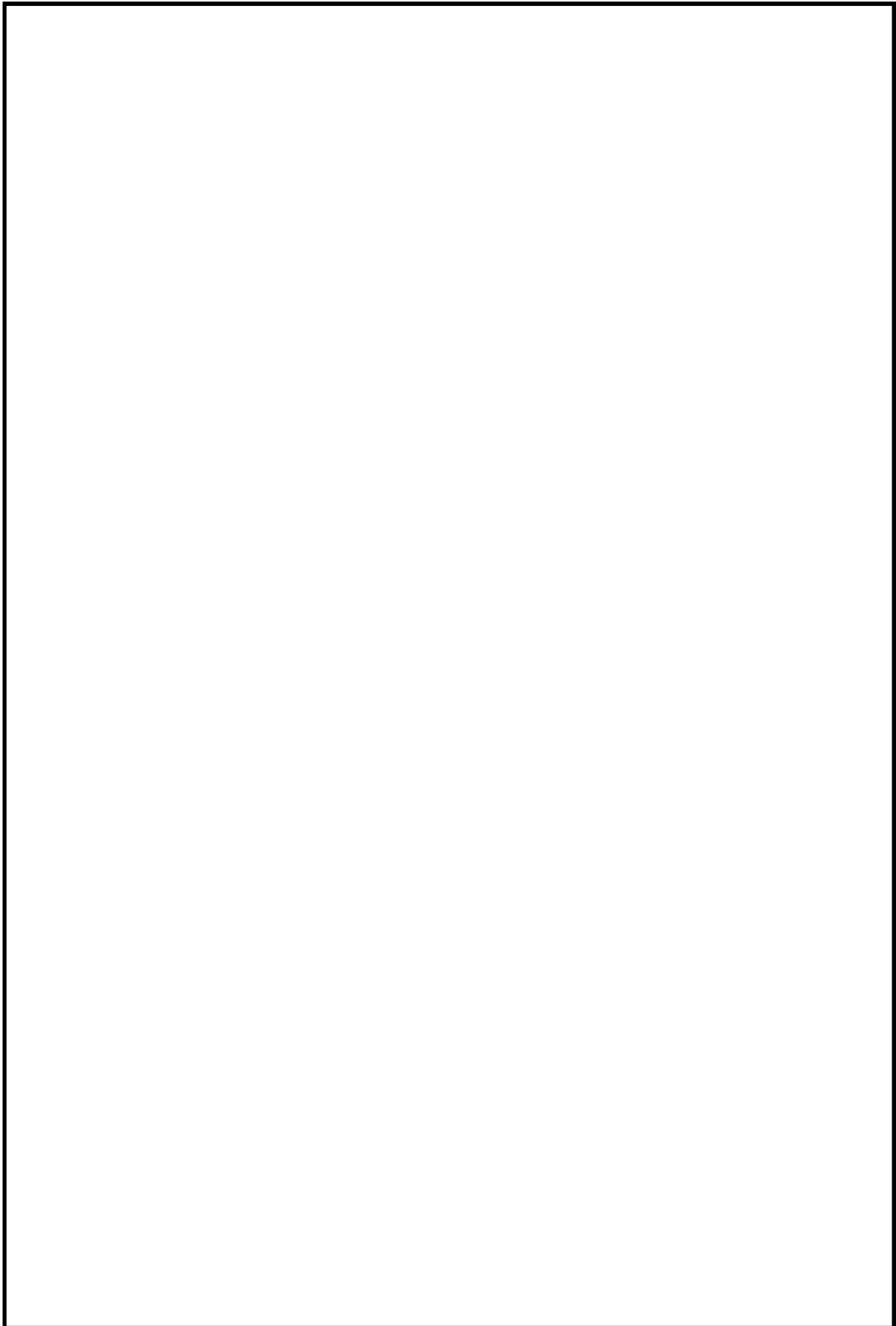


図 54-3-5 燃料プール冷却浄化系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

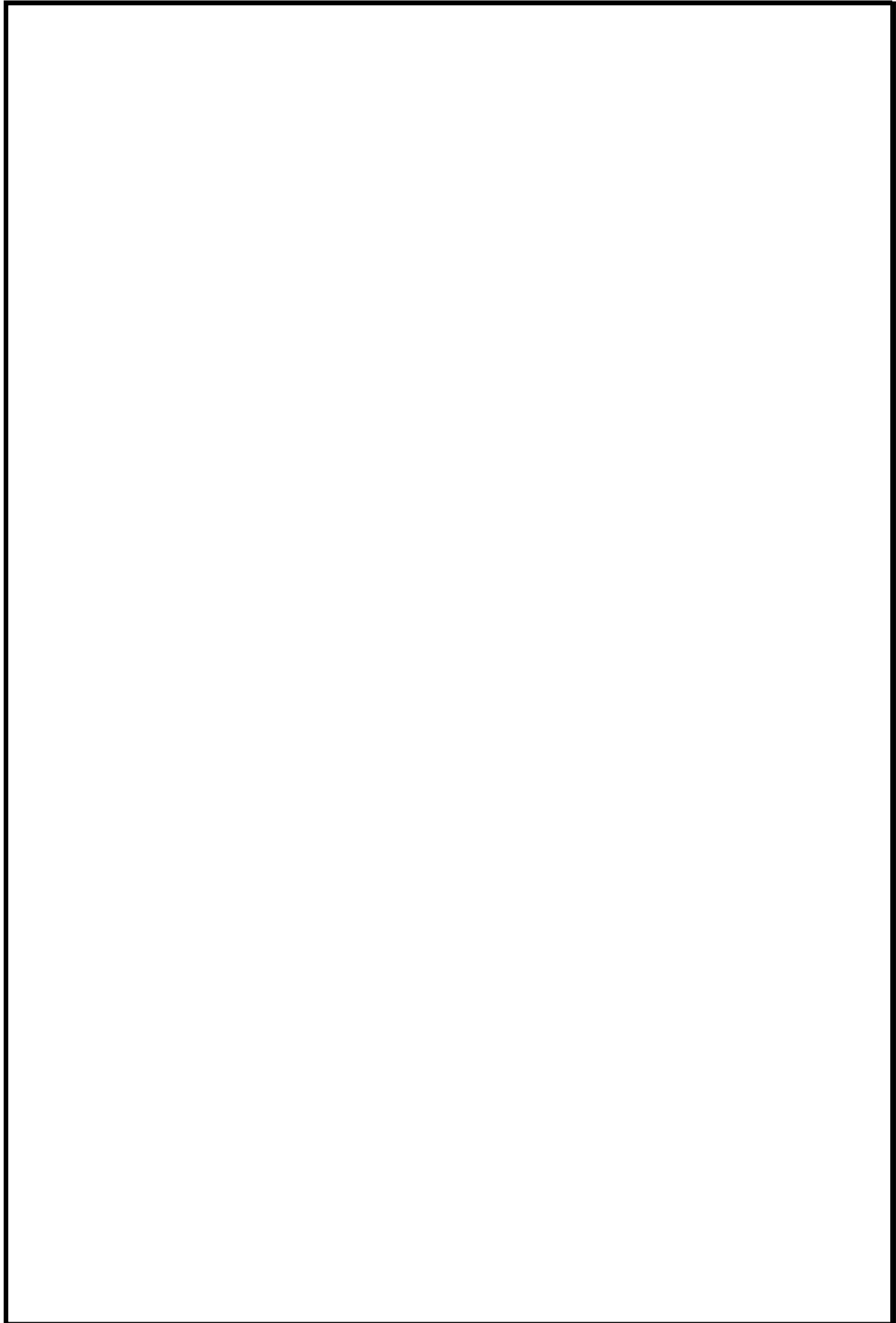


図 54-3-6 燃料プール冷却浄化系 屋内配置図 (原子炉建屋 )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

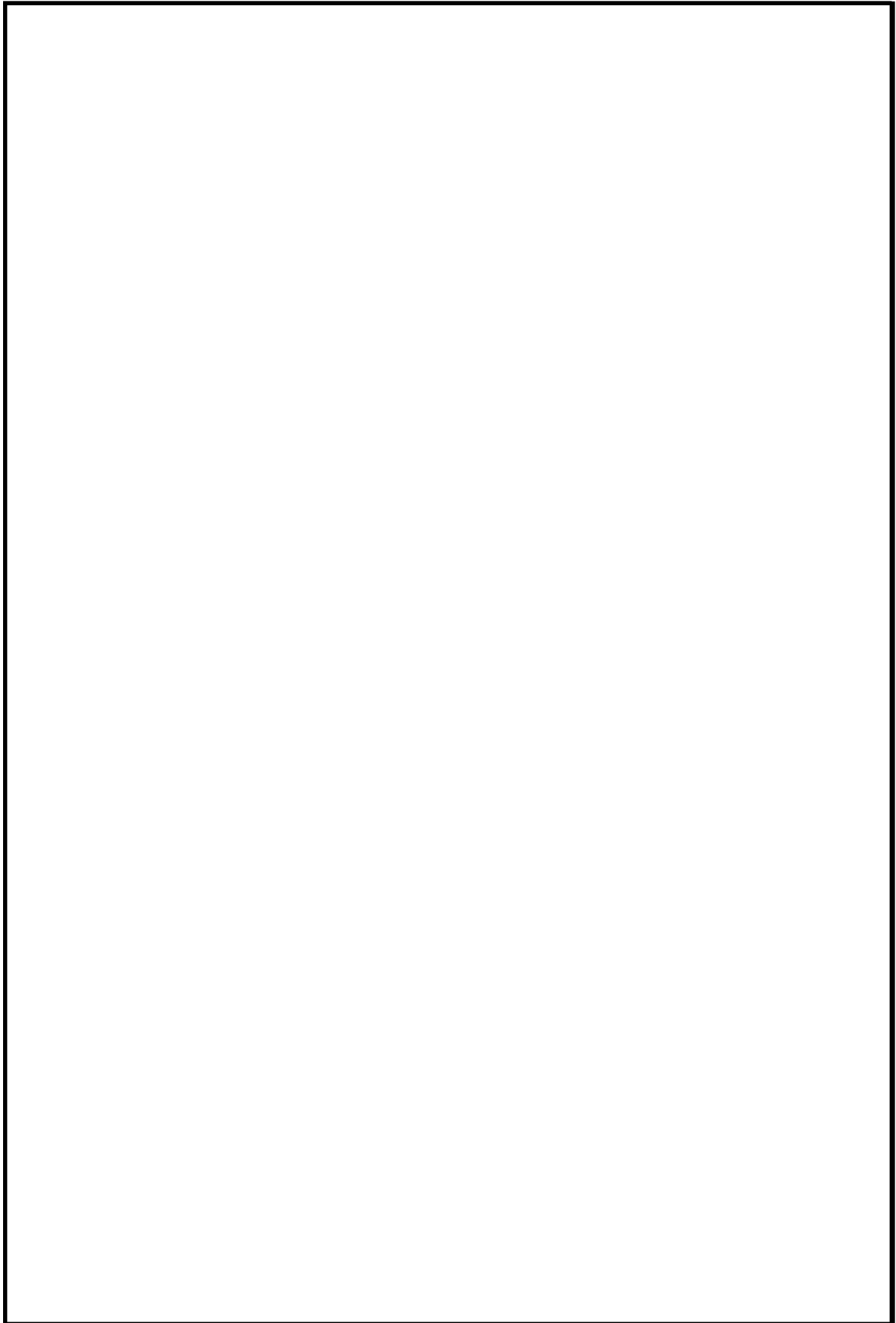


図 54-3-7 燃料プール冷却浄化系 配置図（中央制御室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

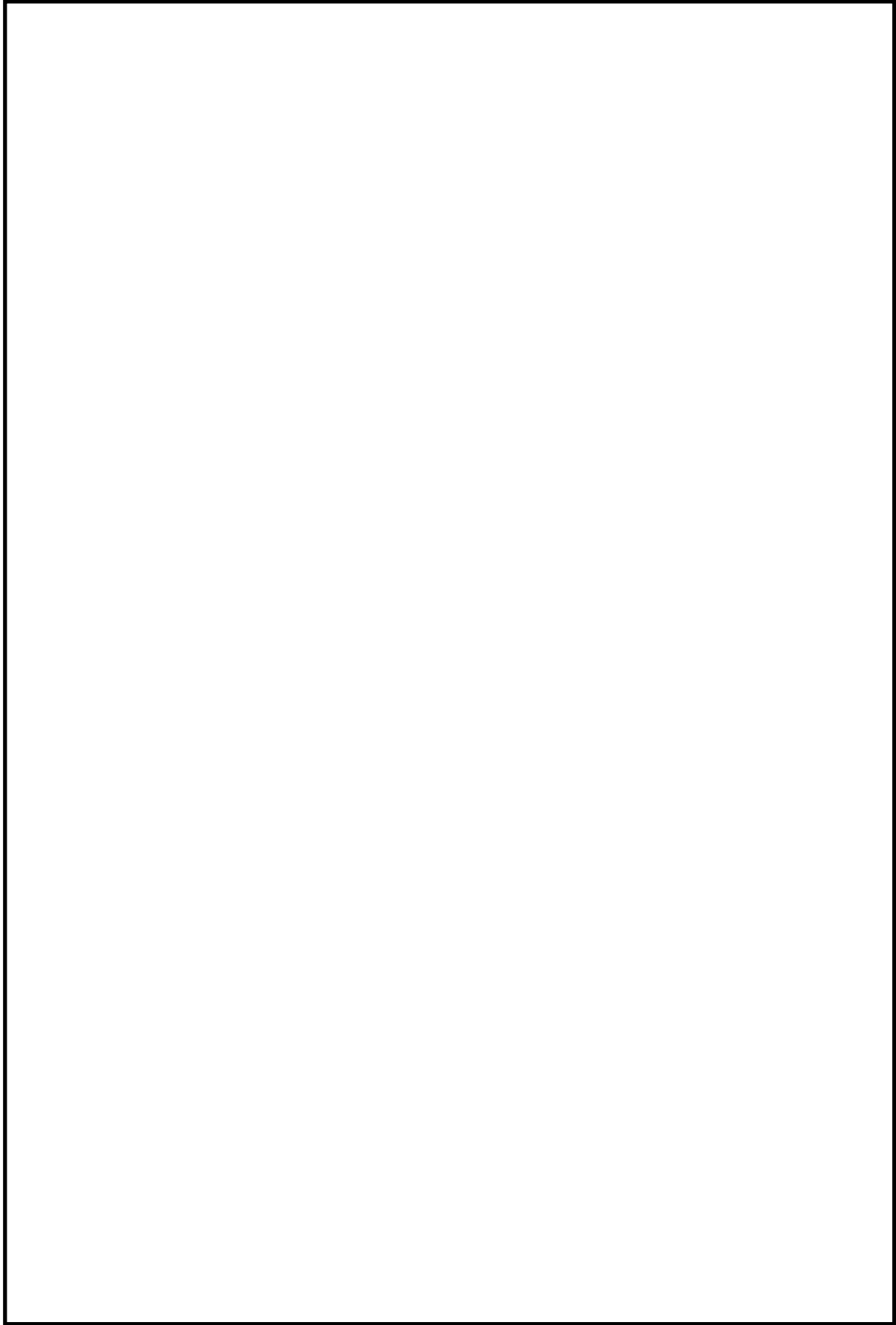


図 54-3-8 原子炉補機代替冷却水系 屋内配置図（海水ポンプ室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

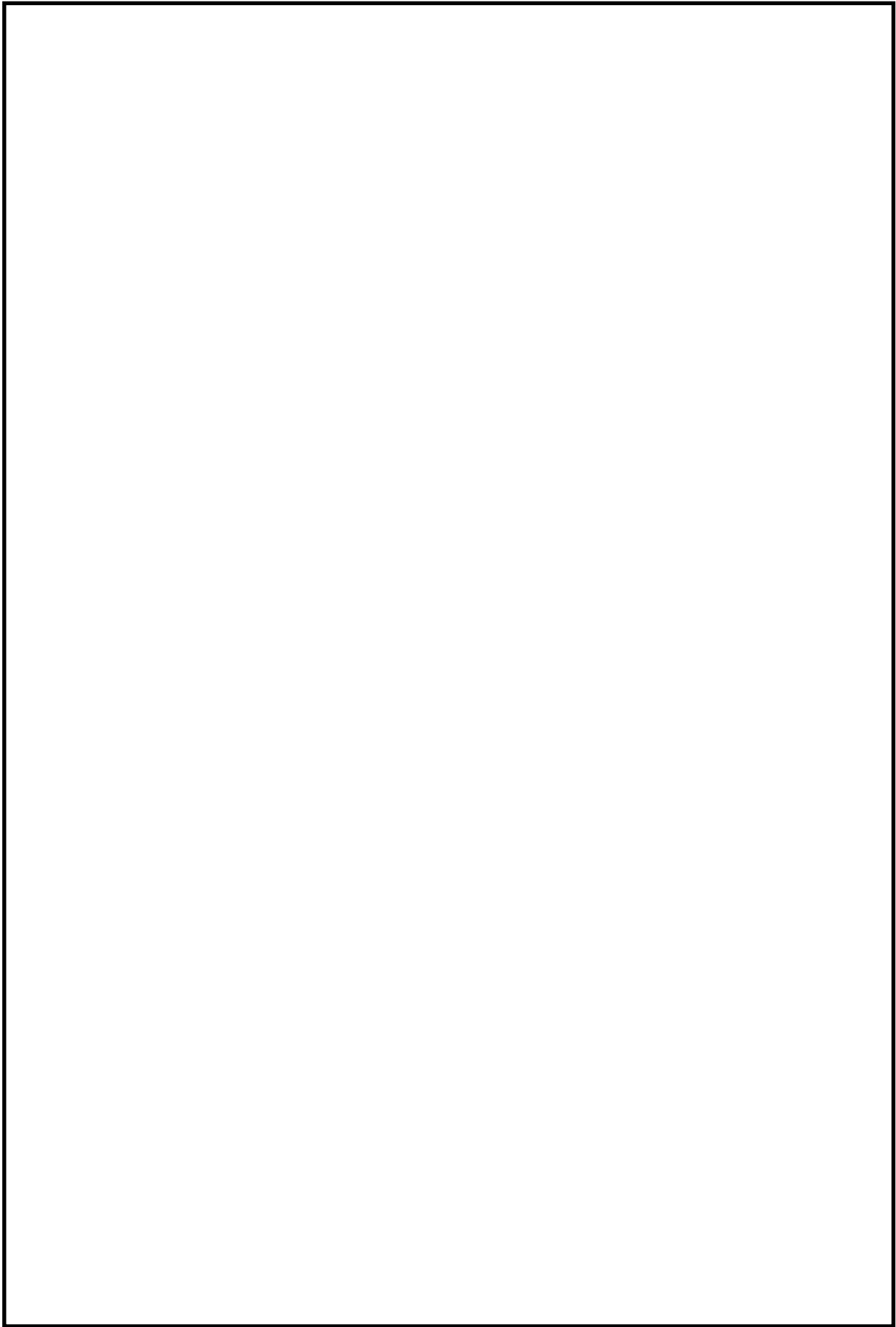


図 54-3-9 原子炉補機代替冷却水系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

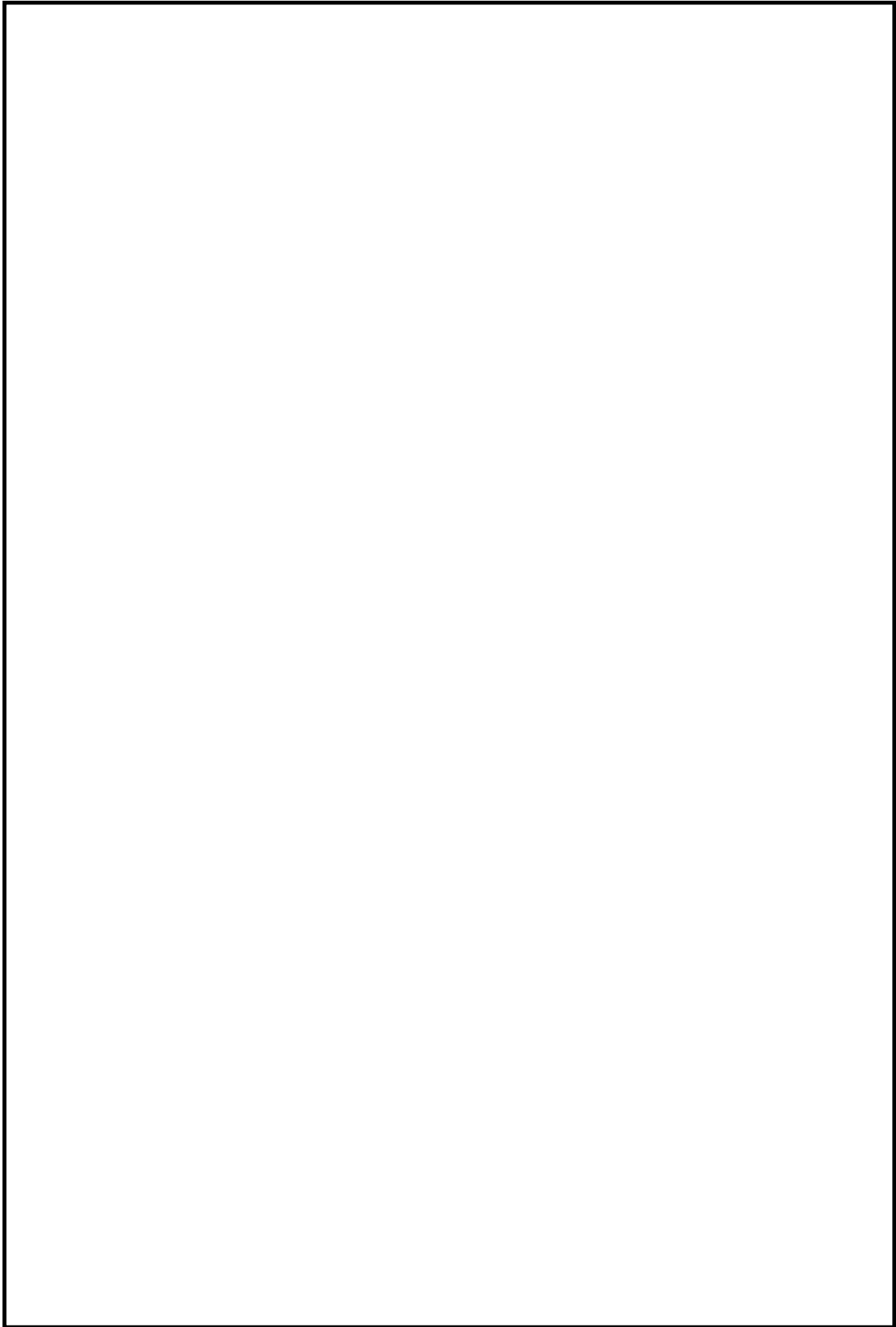


図 54-3-10 原子炉補機代替冷却水系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

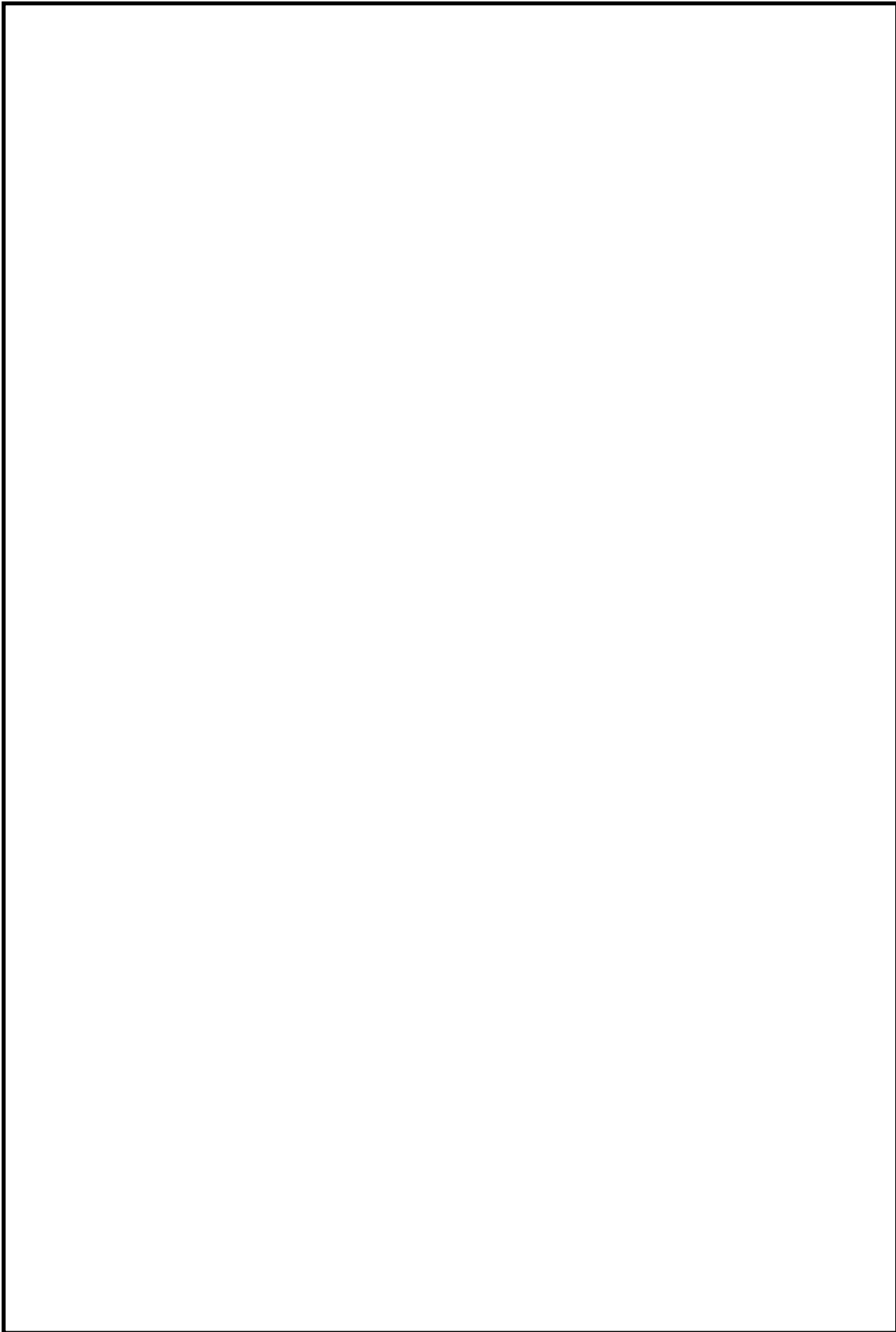


図 54-3-11 原子炉補機代替冷却水系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

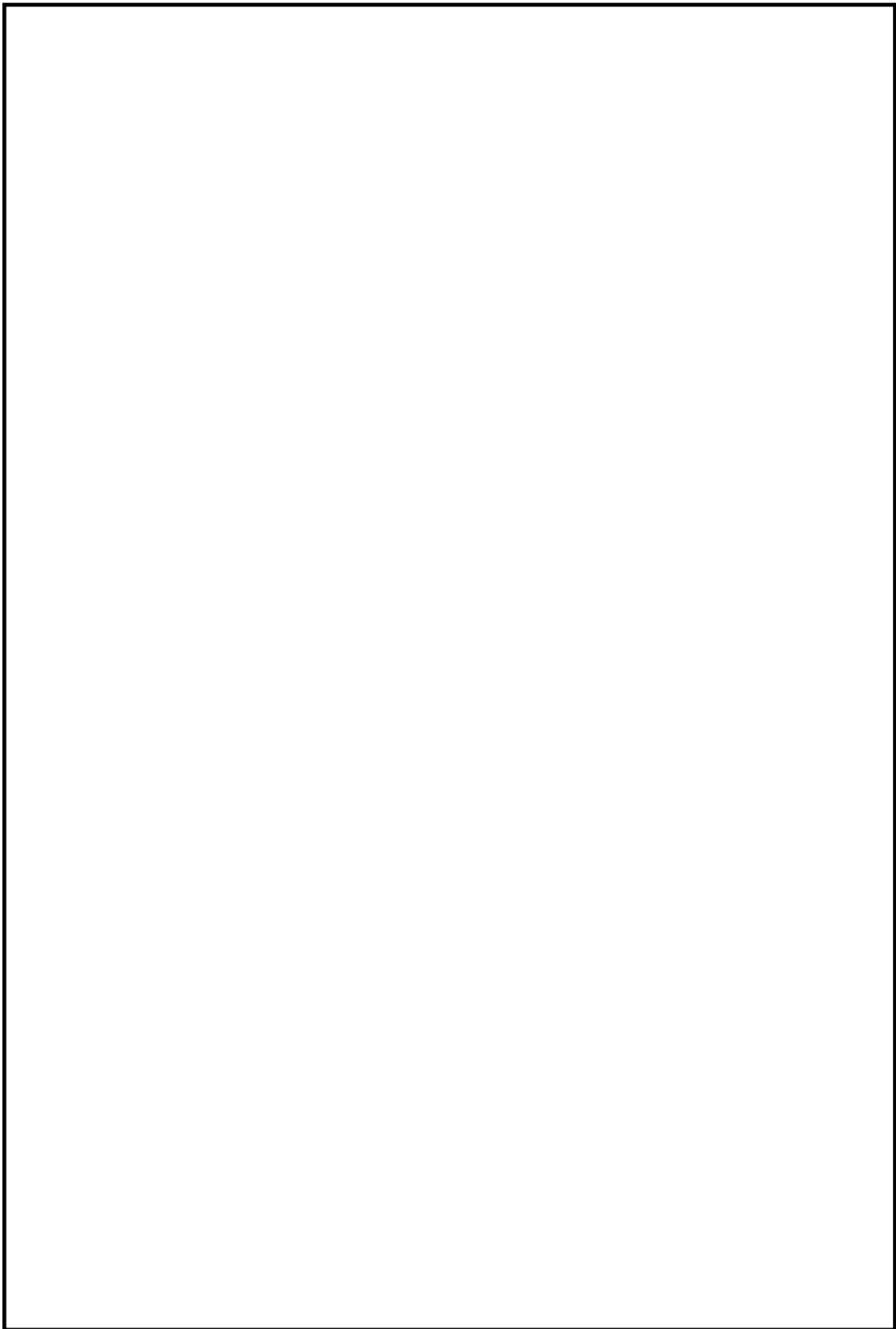


図 54-3-12 原子炉補機代替冷却水系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



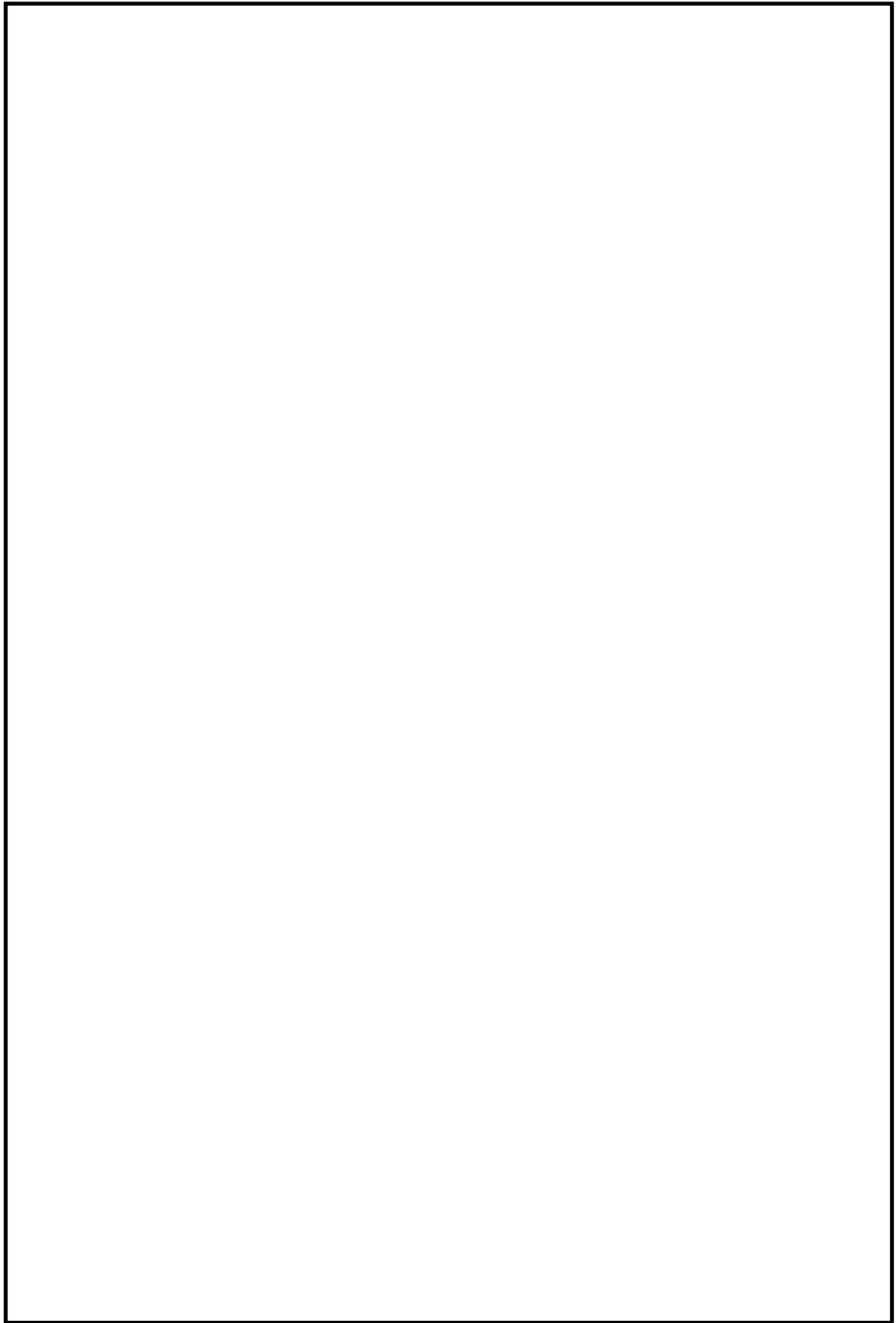


図 54-3-13 原子炉補機代替冷却水系 屋内配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

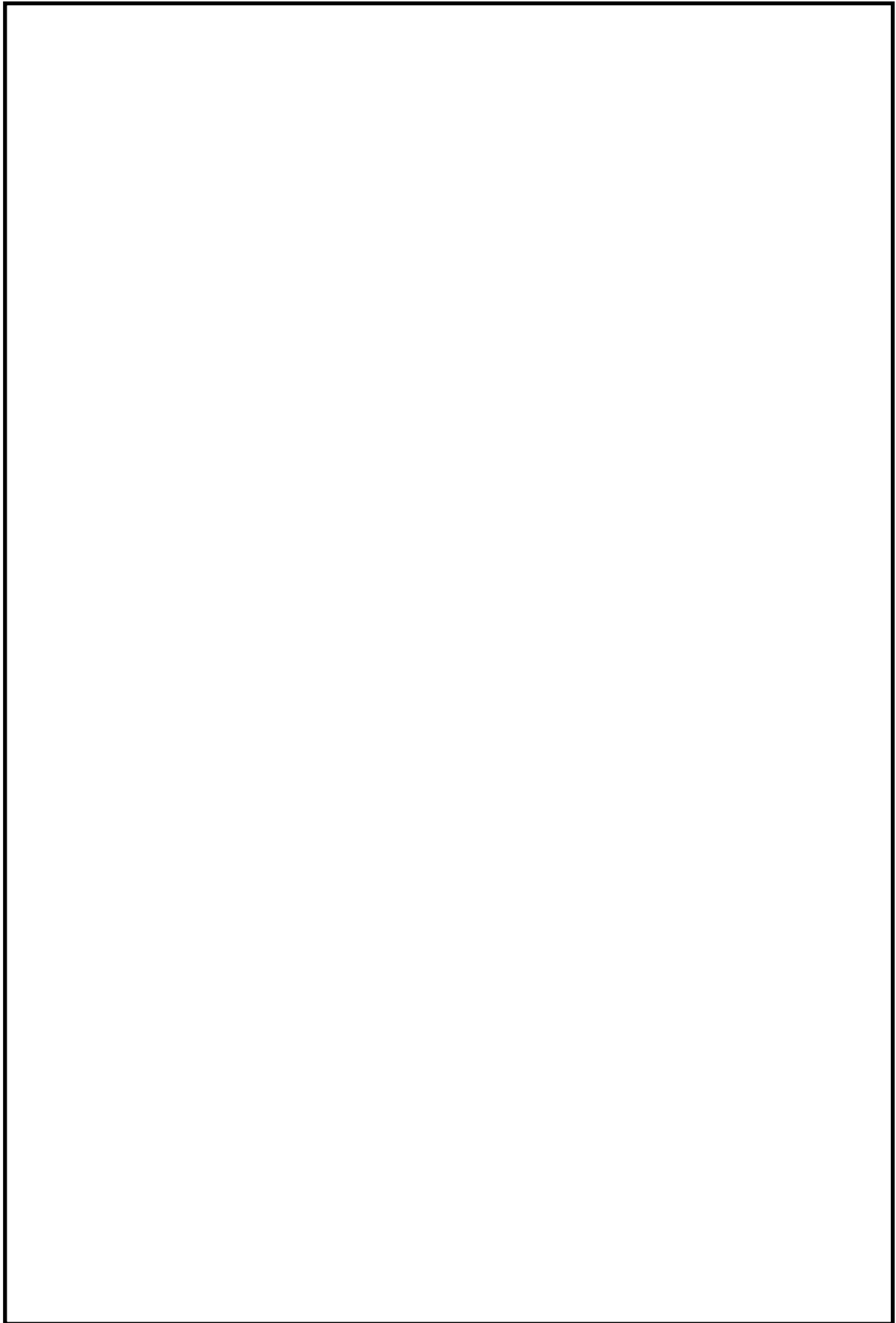


図 54-3-14 原子炉補機代替冷却水系 屋内配置図（中央制御室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

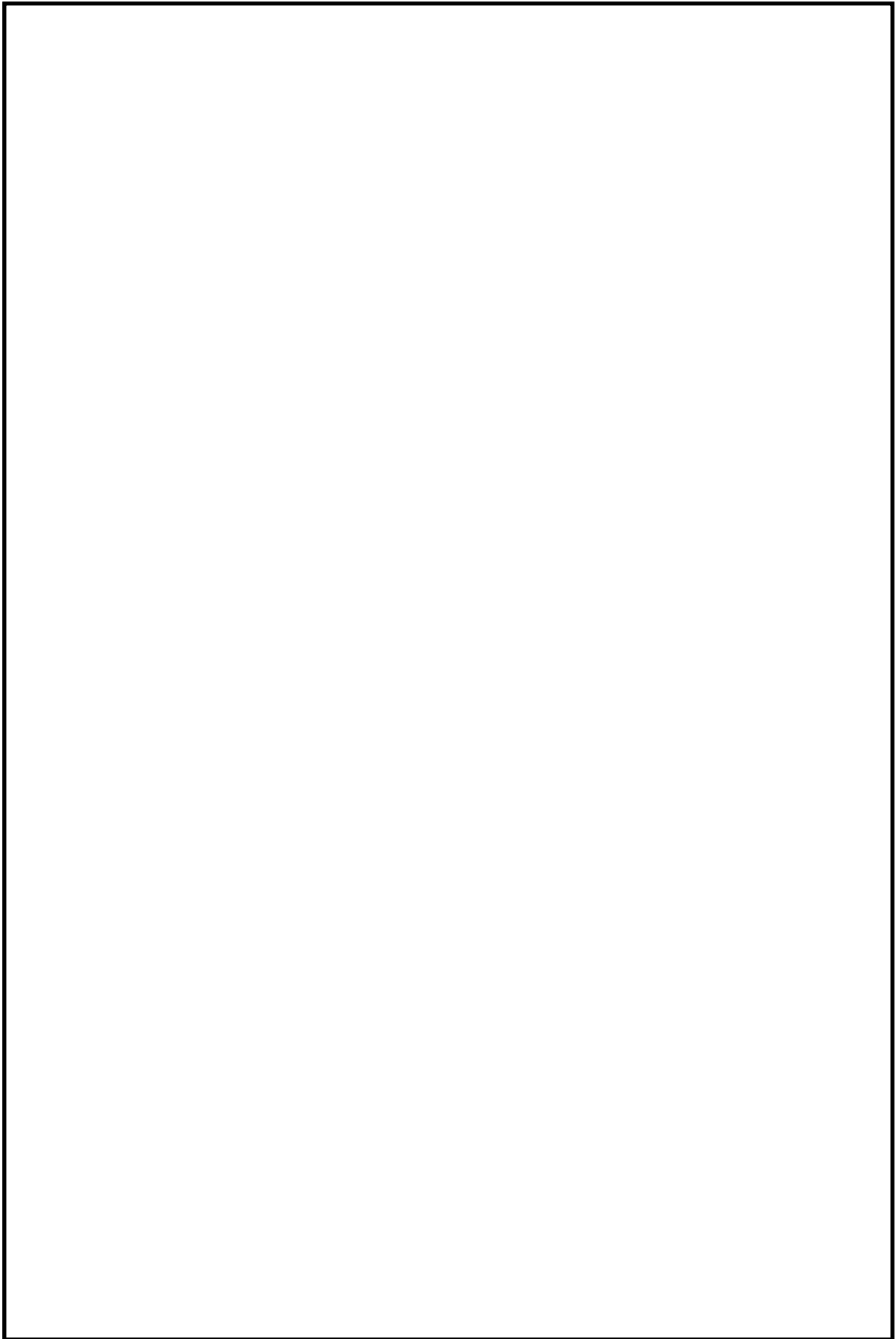


図 54-3-15 使用済燃料プール監視設備 屋内配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

54-3-15

54-4  
系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外
②	原子炉建屋北側燃料プール代替注水元弁	全閉→全開	手動操作	屋外
③	燃料プール注水・スプレイ(常設配管)弁	全閉→調整開	手動操作	屋外
④	大容量送水ポンプ(タイプI)	停止→起動	スイッチ操作	屋外

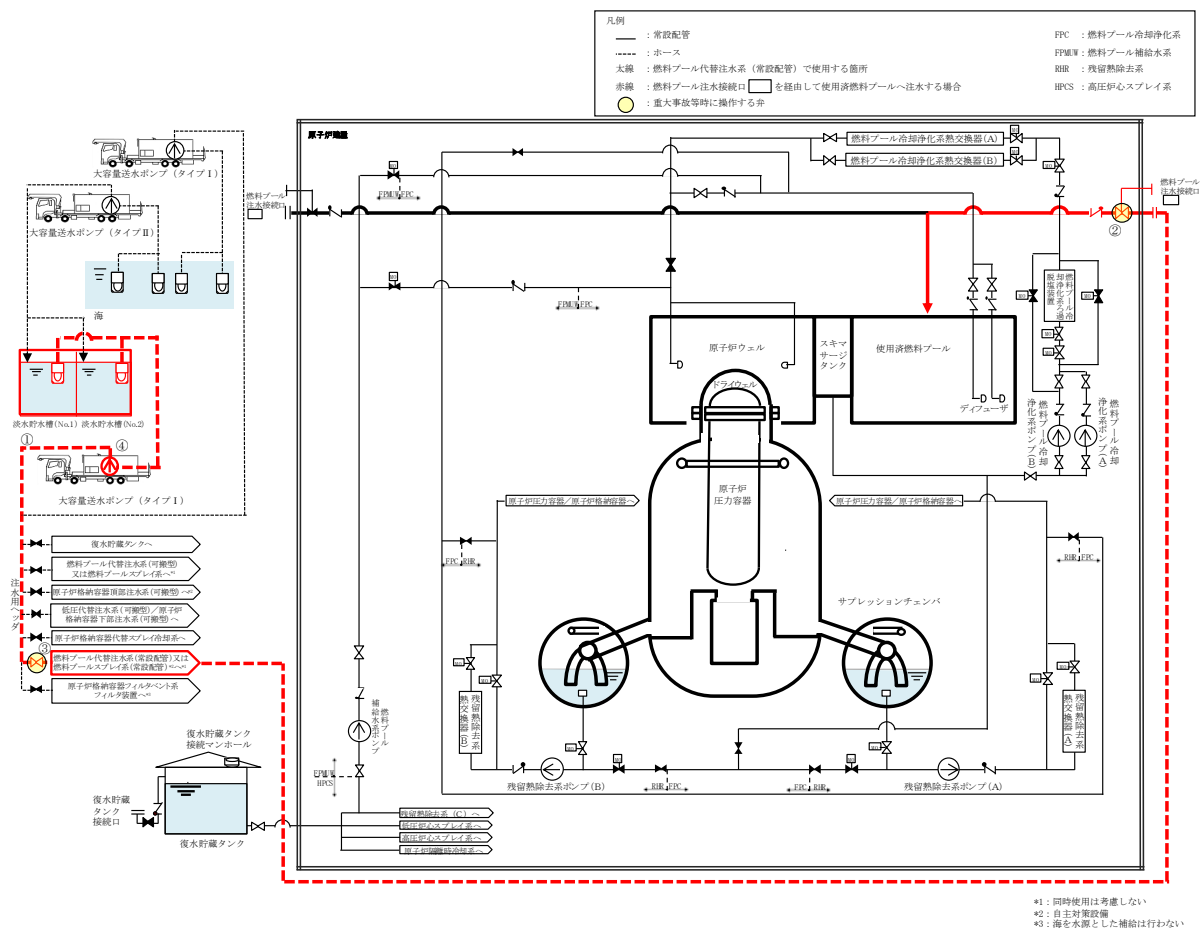
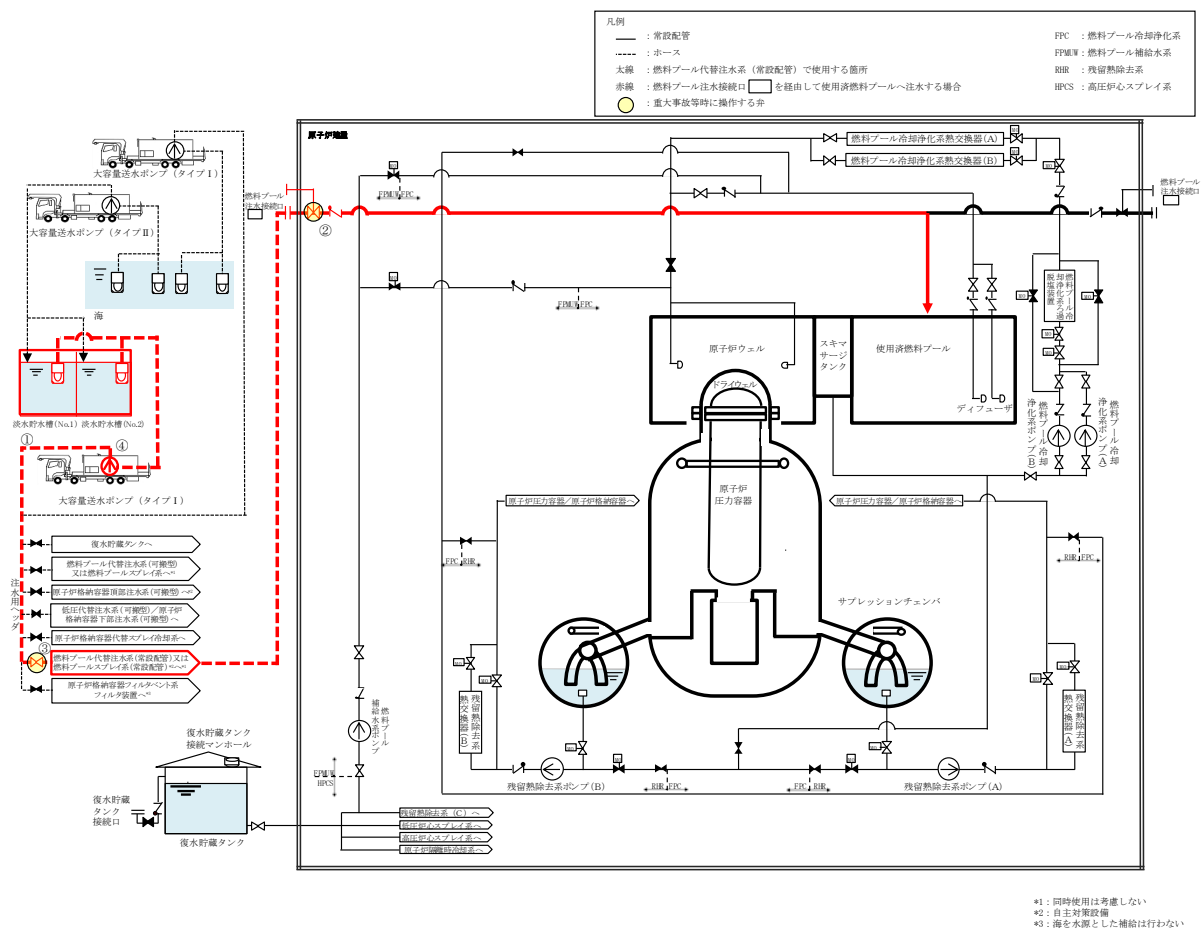


図 54-4-1 燃料プール代替注水系(常設配管) 系統概要図  
 燃料プール注水接続口  を経由して注水する場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外
②	原子炉建屋東側燃料プール代替注水元弁	全閉→全開	手動操作	屋外
③	燃料プール注水・スプレイ（常設配管）弁	全閉→調整開	手動操作	屋外
④	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	停止→起動	スイッチ操作	屋外



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外及び原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋の原子炉棟外) 及び <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋原子炉棟内) から <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> (原子炉建屋原子炉棟内)
②	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	全閉→調整開	手動操作	屋外
③	大容量送水ポンプ(タイプI)	停止→起動	スイッチ操作	屋外

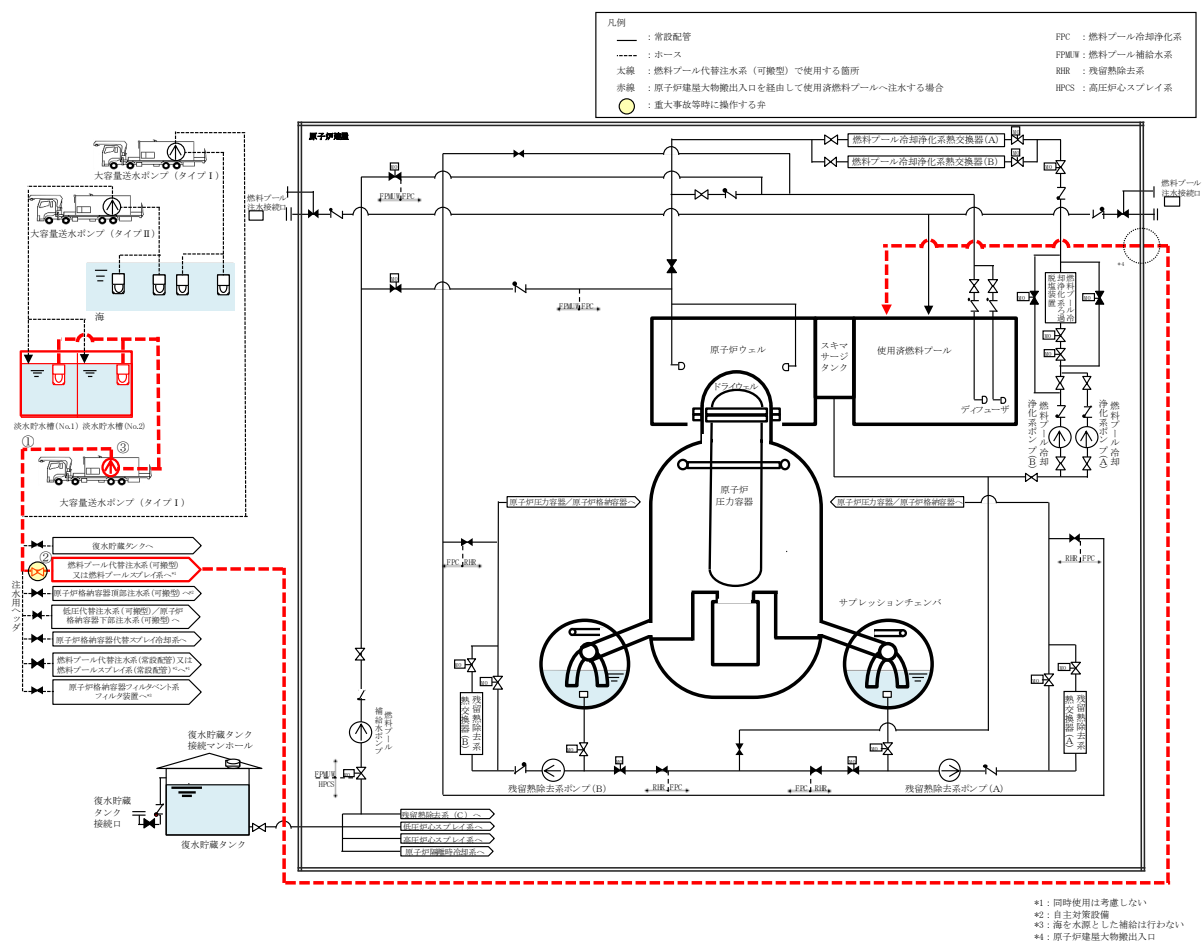


図 54-4-3 燃料プール代替注水系(可搬型) 系統概要図  
 原子炉建屋大物搬出入口を經由して注水する場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外及び原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋の原子炉棟外) 及び [ ] (原子炉建屋原子炉棟内) から [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)
②	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	全閉→調整開	手動操作	屋外
③	大容量送水ポンプ(タイプI)	停止→起動	スイッチ操作	屋外

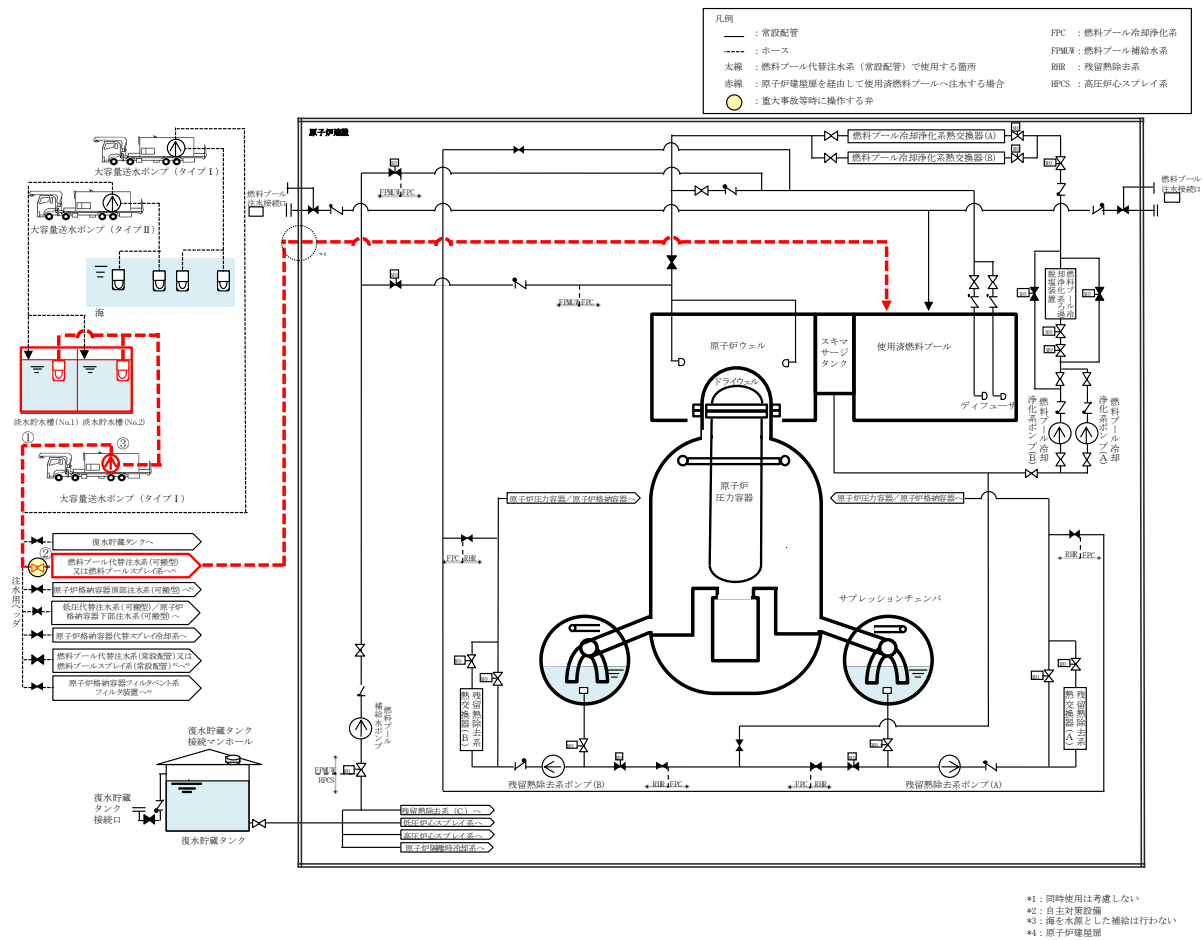


図 54-4-4 燃料プール代替注水系 (可搬型) 系統概要図  
原子炉建屋扉を経由して注水する場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外及び原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋の原子炉棟外) 及び [ ] (原子炉建屋原子炉棟内) から [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)
②	スプレイノズル	ホース接続	手動操作	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)
③	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	全閉→調整開	手動操作	屋外
④	大容量送水ポンプ(タイプI)	停止→起動	スイッチ操作	屋外

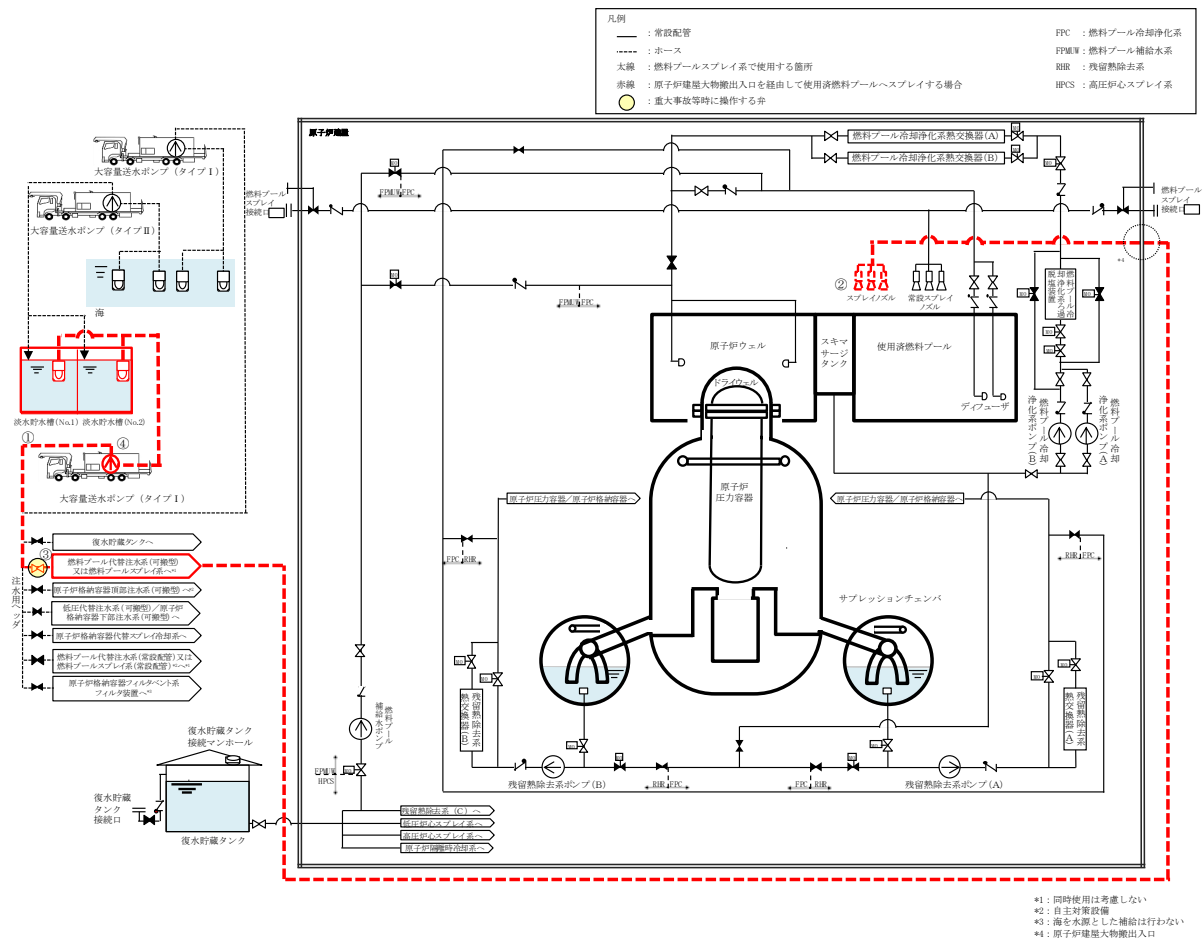


図 54-4-5 燃料プールスプレイ系 系統概要図  
原子炉建屋大物搬出入口を經由してスプレイする場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外及び原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                    </span> (原子炉建屋の原子炉棟外) 及び <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                    </span> (原子炉建屋原子炉棟内) から <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                    </span> (原子炉建屋原子炉棟内)
②	スプレインズル	ホース接続	手動操作	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                    </span> (原子炉建屋原子炉棟内)
③	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	全閉→調整開	手動操作	屋外
④	大容量送水ポンプ(タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外

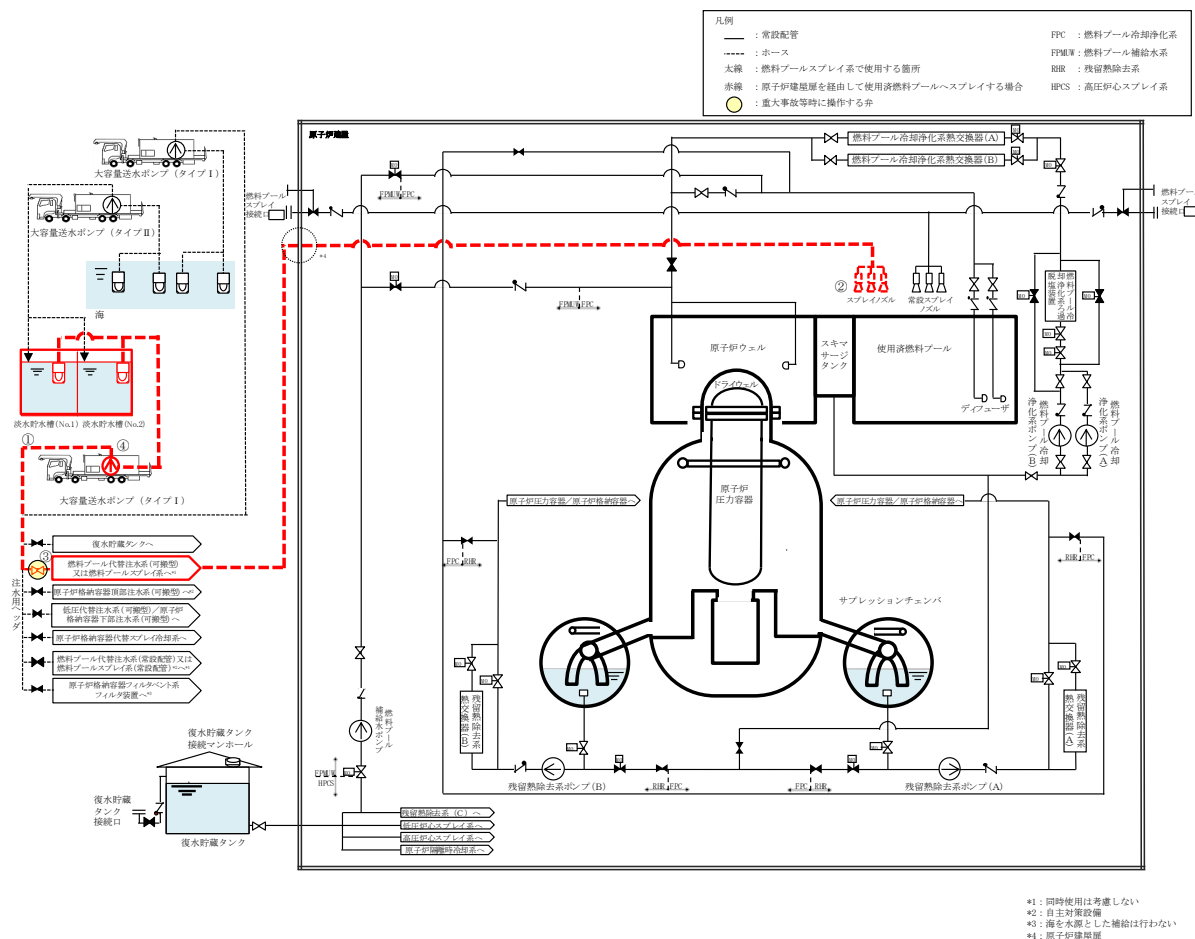


図 54-4-6 燃料プールスプレイ系 系統概要図  
原子炉建屋扉を經由してスプレイする場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	FPC ろ過脱塩装置入口第一弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
②	FPC ろ過脱塩装置入口第二弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
③	FPC ろ過脱塩装置出口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
④	FPC 熱交換器 (A) 入口弁	全開又は全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	FPC 熱交換器 (B) 入口弁	全開又は全閉→全閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥	燃料プール冷却浄化系ポンプ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
⑦	FPC ろ過脱塩装置バイパス弁 (A)	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室

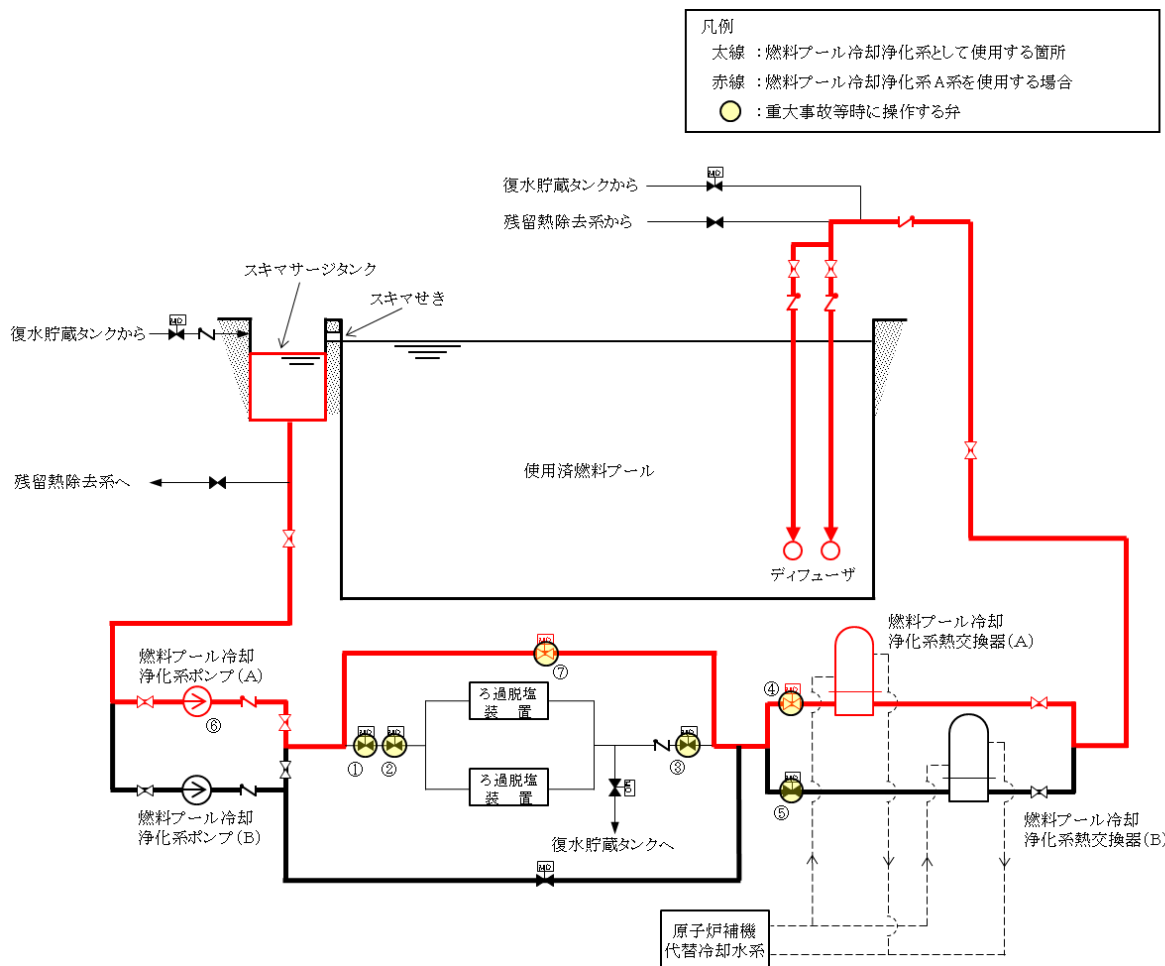


図 54-4-7 燃料プール冷却浄化系 系統概要図  
 燃料プール冷却浄化系 A系を使用する場合

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	FPC ろ過脱塩装置入口第一弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
②	FPC ろ過脱塩装置入口第二弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
③	FPC ろ過脱塩装置出口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
④	FPC 熱交換器 (A) 入口弁	全開又は全閉→全閉	スイッチ操作	中央制御室
⑤	FPC 熱交換器 (B) 入口弁	全閉又は全開→全開	スイッチ操作	中央制御室
⑥	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
⑦	FPC ろ過脱塩装置バイパス弁 (B)	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室

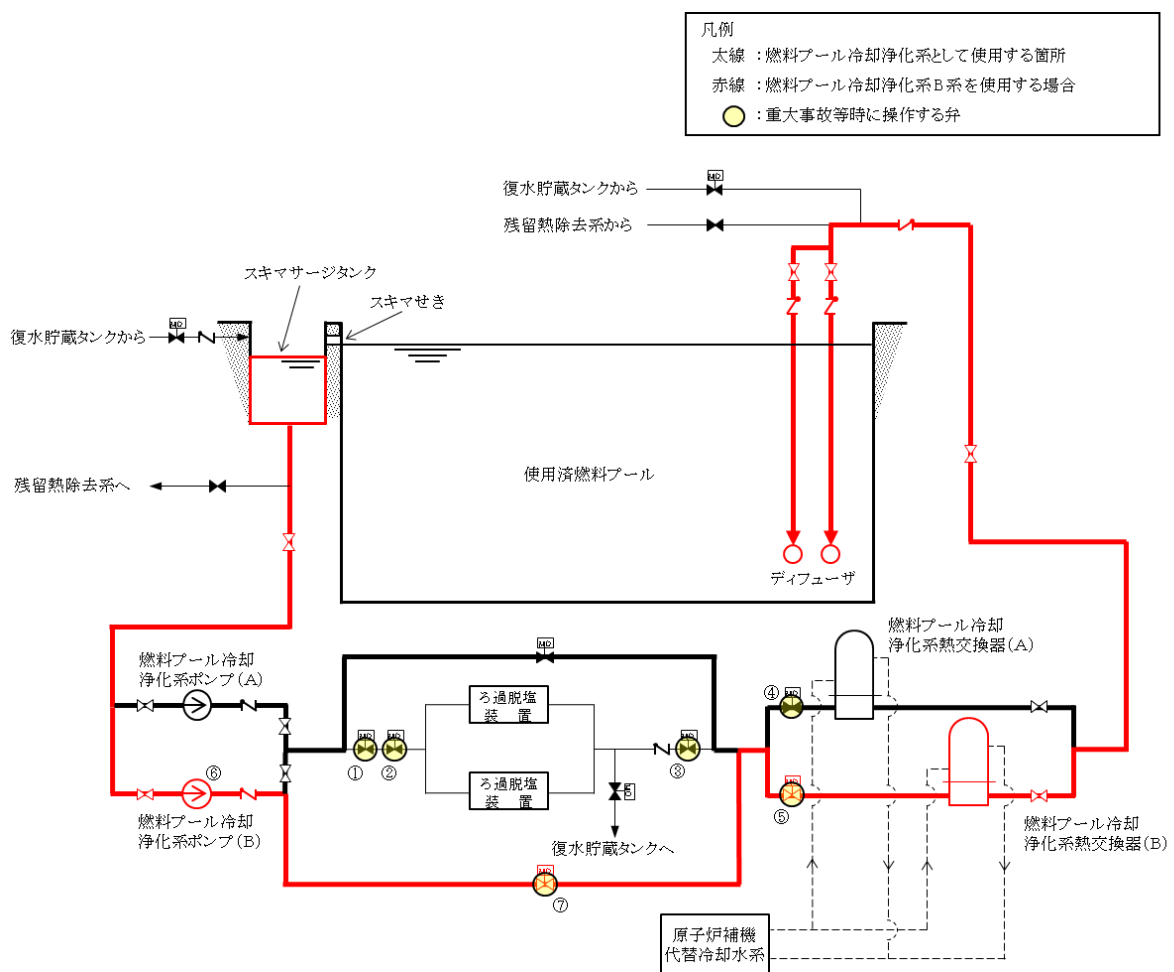


図 54-4-8 燃料プール冷却浄化系 系統概要図  
燃料プール冷却浄化系 B 系を使用する場合

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外
②	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
③	RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
④	RCW ポンプ (A) 吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑤	RCW ポンプ (C) 吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑨	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩	大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑪	熱交換器ユニット	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑫	淡水ポンプ出口弁	全開→調整開	手動操作	屋外
⑬	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑭	FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	調整開→調整開	スイッチ操作	中央制御室

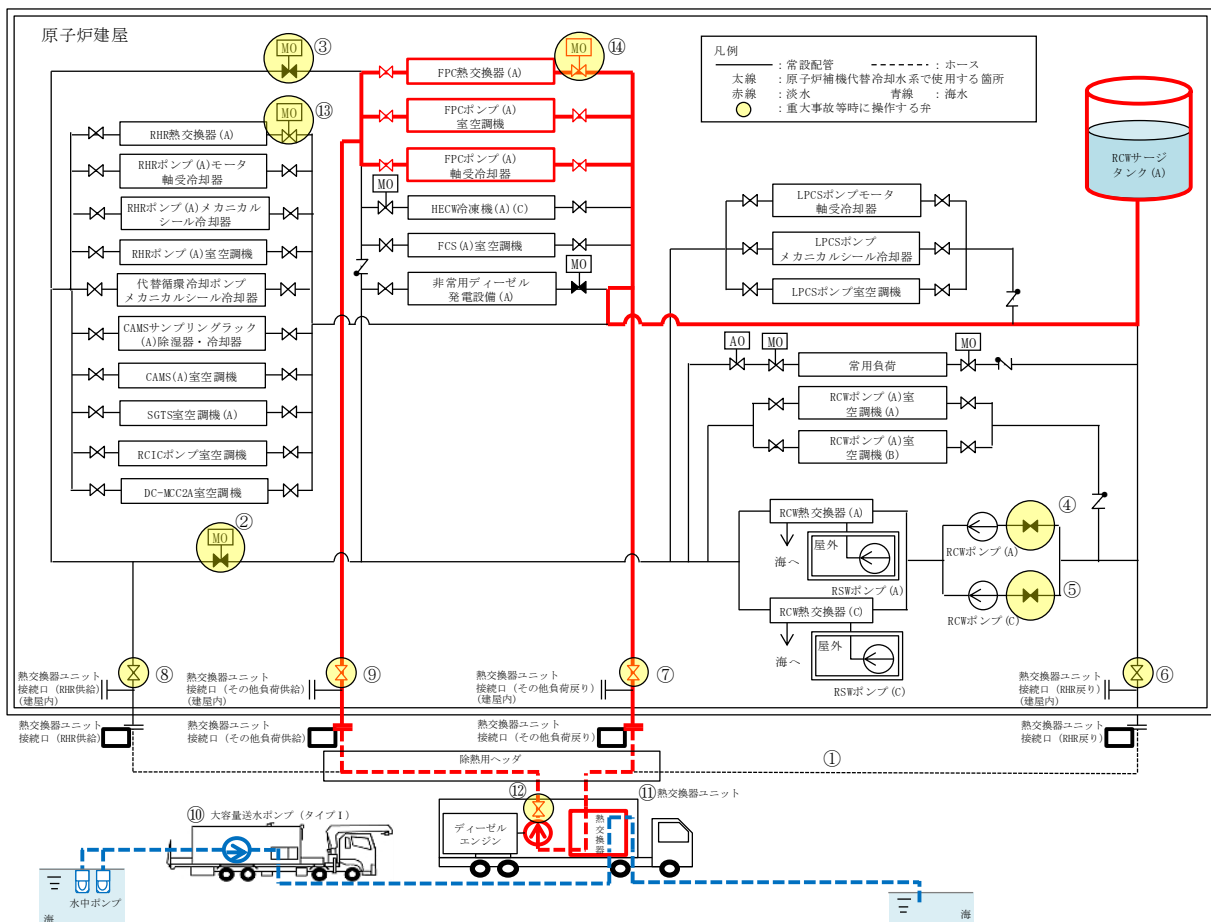


図 54-4-9 原子炉補機代替冷却水系 A 系 システム概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外
②	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
③	RCW ポンプ (B) 吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
④	RCW ポンプ (D) 吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑤	非常用 D/G (B) 冷却水入口弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑨	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩	大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑪	熱交換器ユニット	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑫	淡水ポンプ出口弁	全開→調整開	手動操作	屋外
⑬	RHR 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑭	FPC 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	調整開→調整開	スイッチ操作	中央制御室

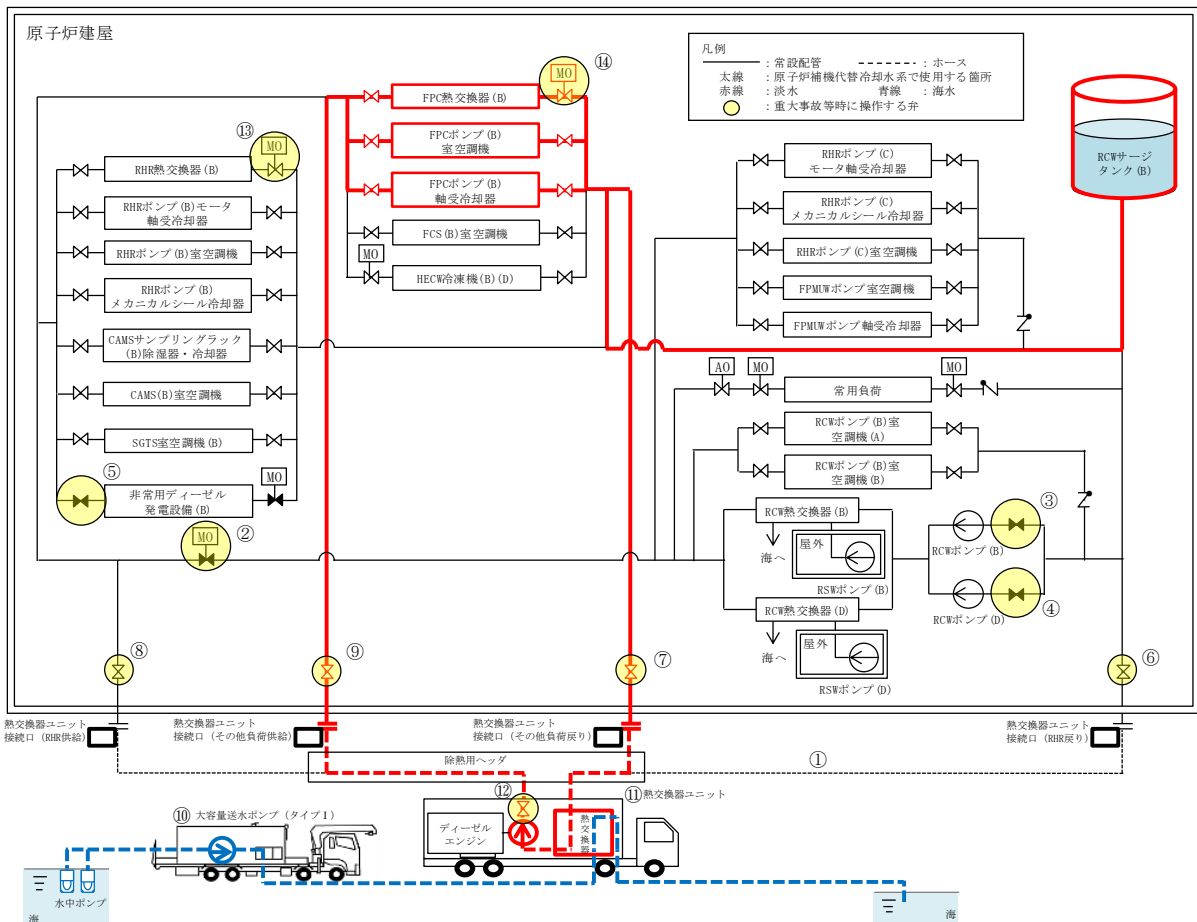


図 54-4-10 原子炉補機代替冷却水系 B 系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

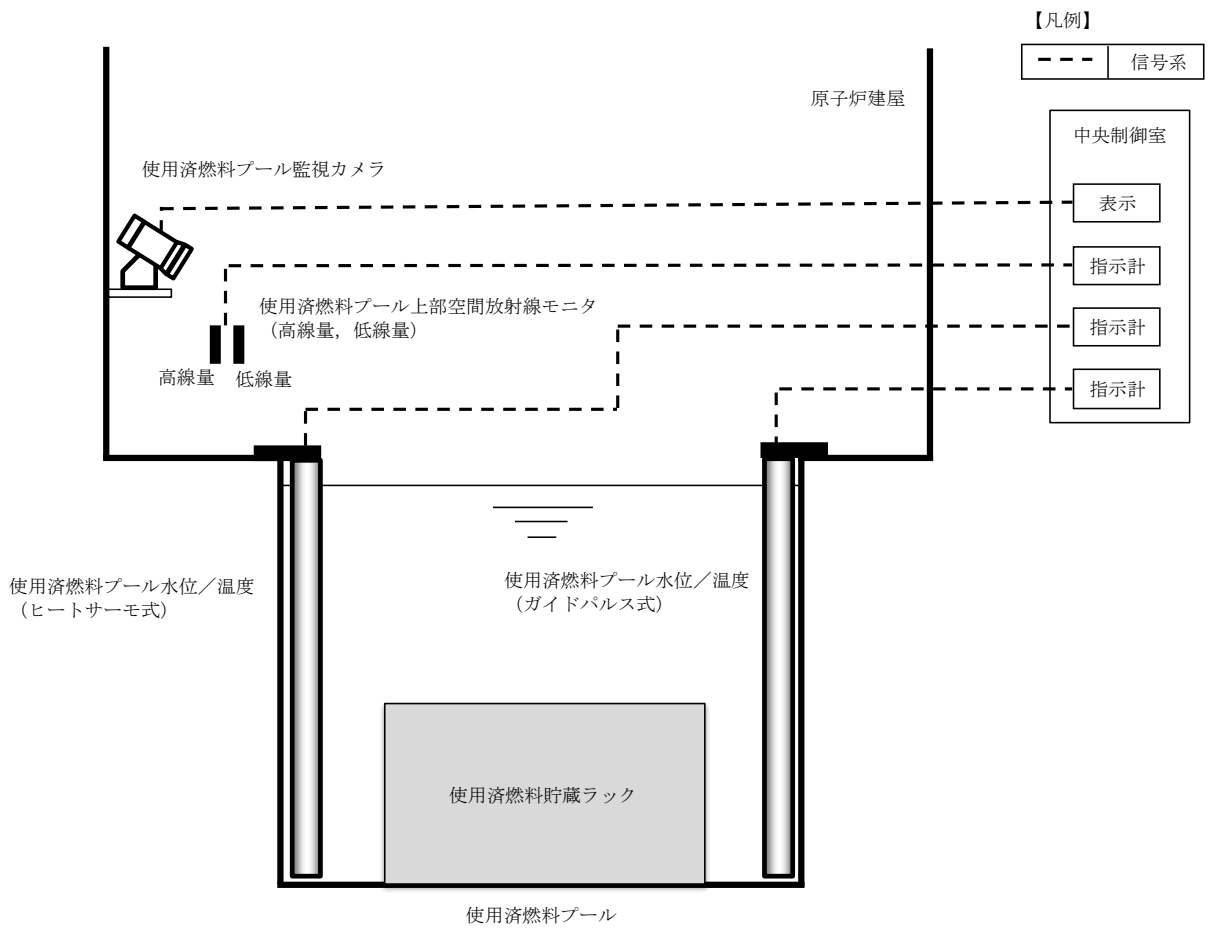


図 54-4-11 使用済燃料プール監視設備 系統概要図

54-5  
試験及び検査



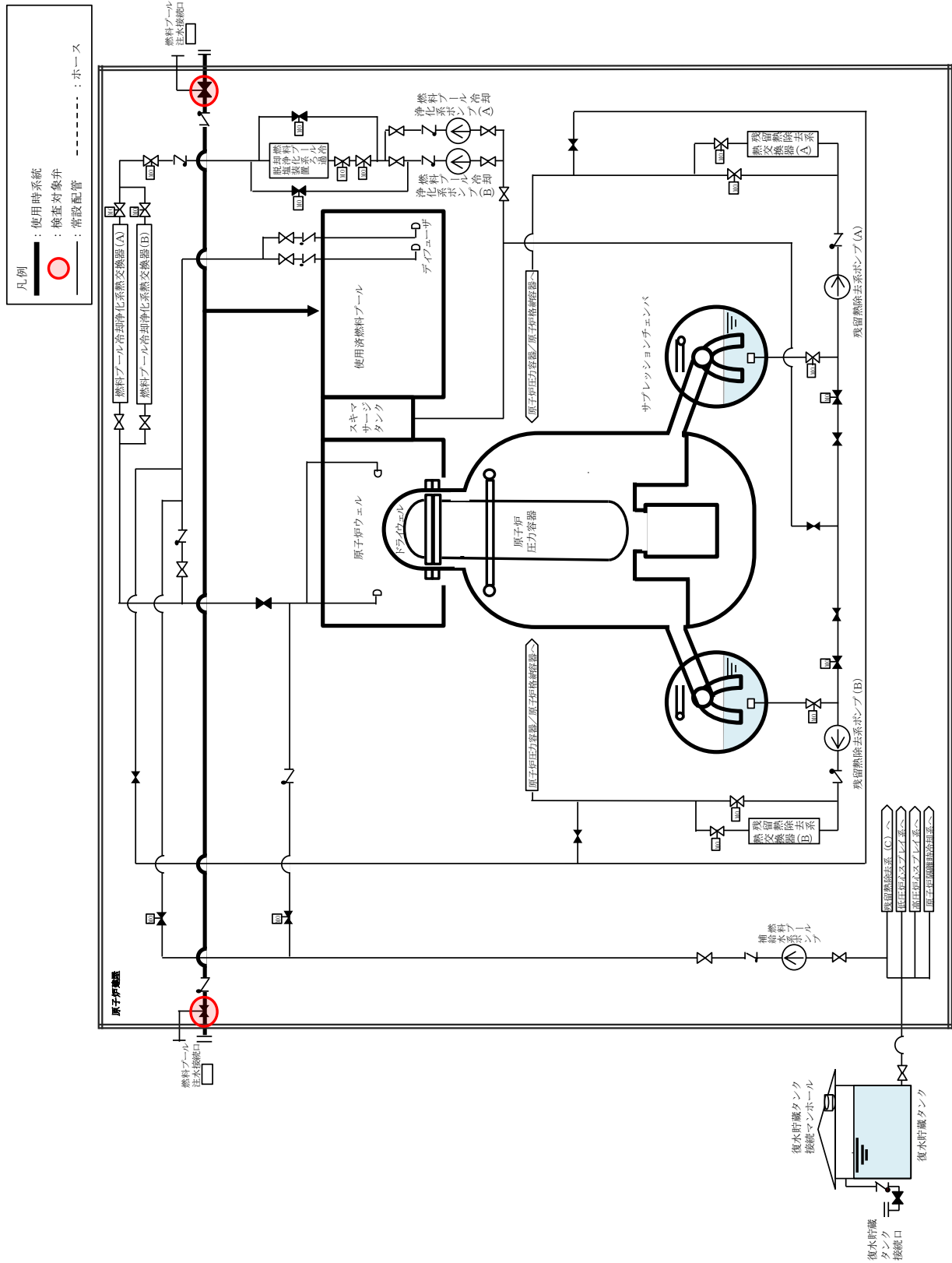


図 54-5-1 運転性能検査系統図 (燃料プール代替注水系 (常設配管))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

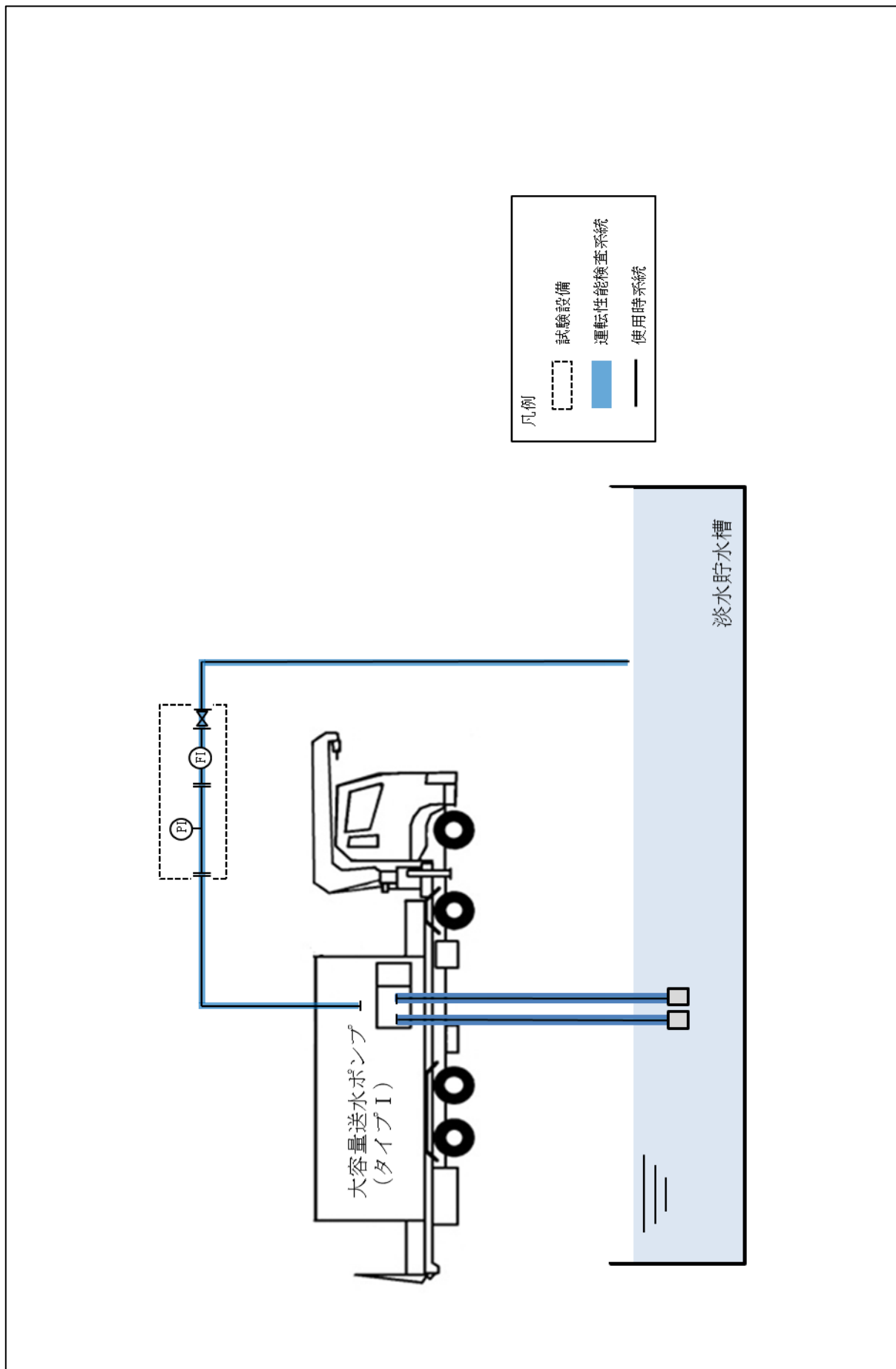


図 54-5-2 大容量送水ポンプ (タイプ I) 運転性能検査系統図

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施数 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術	
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器 (B)	開放点検	高	65 M	-	定検停止時	
	原子炉冷却材浄化系出口ストレーナ (A)	開放点検	高	52 M	-	定検停止時	
	原子炉冷却材浄化系出口ストレーナ (B)	開放点検	高	52 M	-	定検停止時	
	CUW入ロライン第一隔離弁	機能・性能試験	ほう酸水注入系機能検査	A	1 C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止時
			主蒸気隔離弁機能検査	A	1 C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止時
			原子炉格納容器隔離弁分解検査	A	52 M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止時
	CUW入ロライン第一隔離弁【弁駆動部】	分解点検	A	65 M	-	定検停止時	
	CUW入ロライン第二隔離弁	機能・性能試験	ほう酸水注入系機能検査	A	1 C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止時
			主蒸気隔離弁機能検査	A	1 C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止時
			原子炉格納容器隔離弁分解検査	A	52 M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止時
	CUW入ロライン第二隔離弁【弁駆動部】	分解点検	A	65 M	-	定検停止時	
	パイプホイップレストレイント	外観点検	高	10 Y	レストレイント検査	定検停止時	
	原子炉冷却材浄化系の安全弁 一式	分解点検	低	65 M	-	定検停止時	
		機能・性能試験	低	65 M	安全弁検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時	
	原子炉冷却材浄化系の弁 一式	分解点検	高, 低	52~195M またはBDM	-	定検停止時	
原子炉冷却材浄化系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	高, 低	65 M~ 117 M	-	定検停止時		
流量計測装置 (指示計, 発信器) 2台	特性試験	高, 低	13 M	安全保護系保護検出要素性能 (校正) 検査 (一次冷却材計装)	定検停止時		
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系	機能・性能試験	高	1 C	燃料プール冷却浄化系機能検査	プラント運転中	
		漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: 原子炉系)	プラント運転中	
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: 原子炉系)	プラント運転中	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A)	開放点検	低	91 M	-	プラント運転中	
		非破壊試験 (E C T)	低	91 M	燃料プール冷却浄化系容器検査	プラント運転中	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)	開放点検	低	91 M	-	プラント運転中	
		非破壊試験 (E C T)	低	91 M	燃料プール冷却浄化系容器検査	プラント運転中	
燃料プール冷却浄化系ポンプ (A)	分解点検	低	52 M	-	プラント運転中 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領事による)		

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施数(機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)用電動機	分解点検	低	78 M	-	プラント運転中 (振動診断: 振度は回転機械振動診断要 領書による)
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)	分解点検	低	52 M	-	プラント運転中 (振動診断: 振度は回転機械振動診断要 領書による)
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)用電動機	分解点検	低	78 M	-	プラント運転中 (振動診断: 振度は回転機械振動診断要 領書による)
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器(A)	開放点検	低	65 M	-	プラント運転中
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器(B)	開放点検	低	65 M	-	プラント運転中
	燃料プール冷却浄化系の安全弁 一式	分解点検	低	195 M	-	プラント運転中
		機能・性能試験	低	195 M	安全弁検査(先行定検: 燃料プール冷却浄化系)	プラント運転中
	燃料プール冷却浄化系の弁 一式	分解点検	高, 低	39~195M またはBOM	-	
	燃料プール冷却浄化系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	低	104 M~ 117 M	-	
	水位計測装置(スイッチ) 2台	特性試験	低	13 M	監視機能健全性確認検査(先行定検: 燃料プ ール冷却浄化系)	
	温度計測装置(温度検出器) 1台	特性試験	高	1 C	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査(そ の他)	定検停止時
	放射性ドレン移送系	放射性ドレン移送系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査(定検: 原子炉系)
外観点検			高	10 Y	構造健全性検査(定検: 原子炉系)	定検停止時
漏えい試験			高	10 Y	構造健全性検査(先行定検: タービン系)	
外観点検			高	10 Y	構造健全性検査(先行定検: タービン系)	
ドライウェル機器ドレンサンブ		開放点検	低	26 M	-	定検停止時
原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンブ		開放点検	低	52 M	-	
原子炉建屋廃棄物処理区域機器ドレンサンブ		開放点検	低	52 M	-	
タービン建屋機器ドレンサンブ(A)		開放点検	低	52 M	-	
タービン建屋機器ドレンサンブ(B)		開放点検	低	52 M	-	
ドライウェル床ドレンサンブ		開放点検	低	26 M	-	定検停止時
原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンブ(A)		開放点検	低	52 M	-	
原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンブ(B)		開放点検	低	52 M	-	
原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンブ(C)		開放点検	低	52 M	-	
原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンブ(D)		開放点検	低	52 M	-	

東北電力株式会社  
女川原子力発電所第2号機  
第11保全サイクル  
定期事業者検査要領書

設 備 名：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

検 査 名：燃料プール冷却浄化系容器検査

要領書番号：O2-159

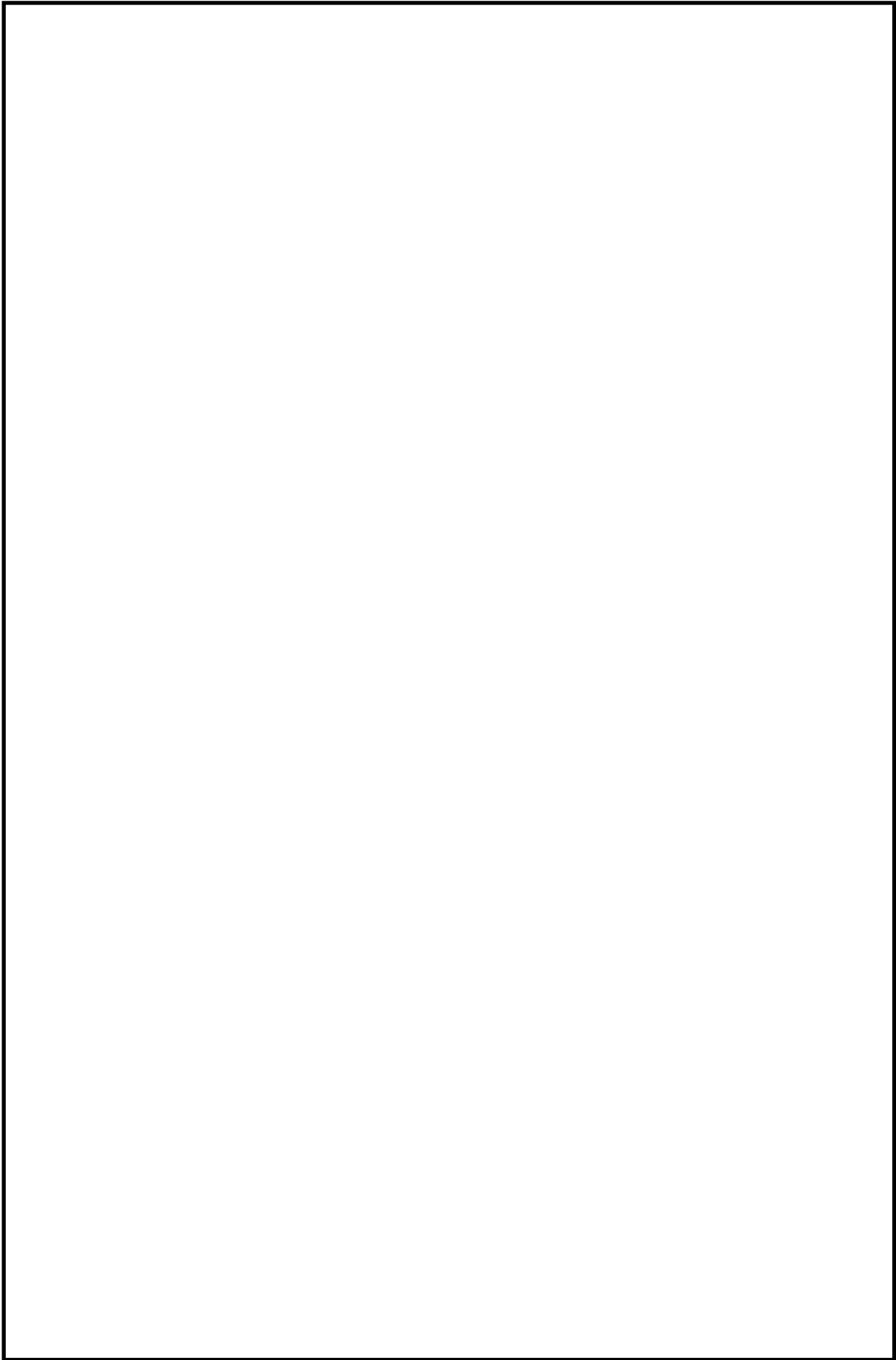


図 54-5-3 燃料プール冷却浄化系ポンプ 構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

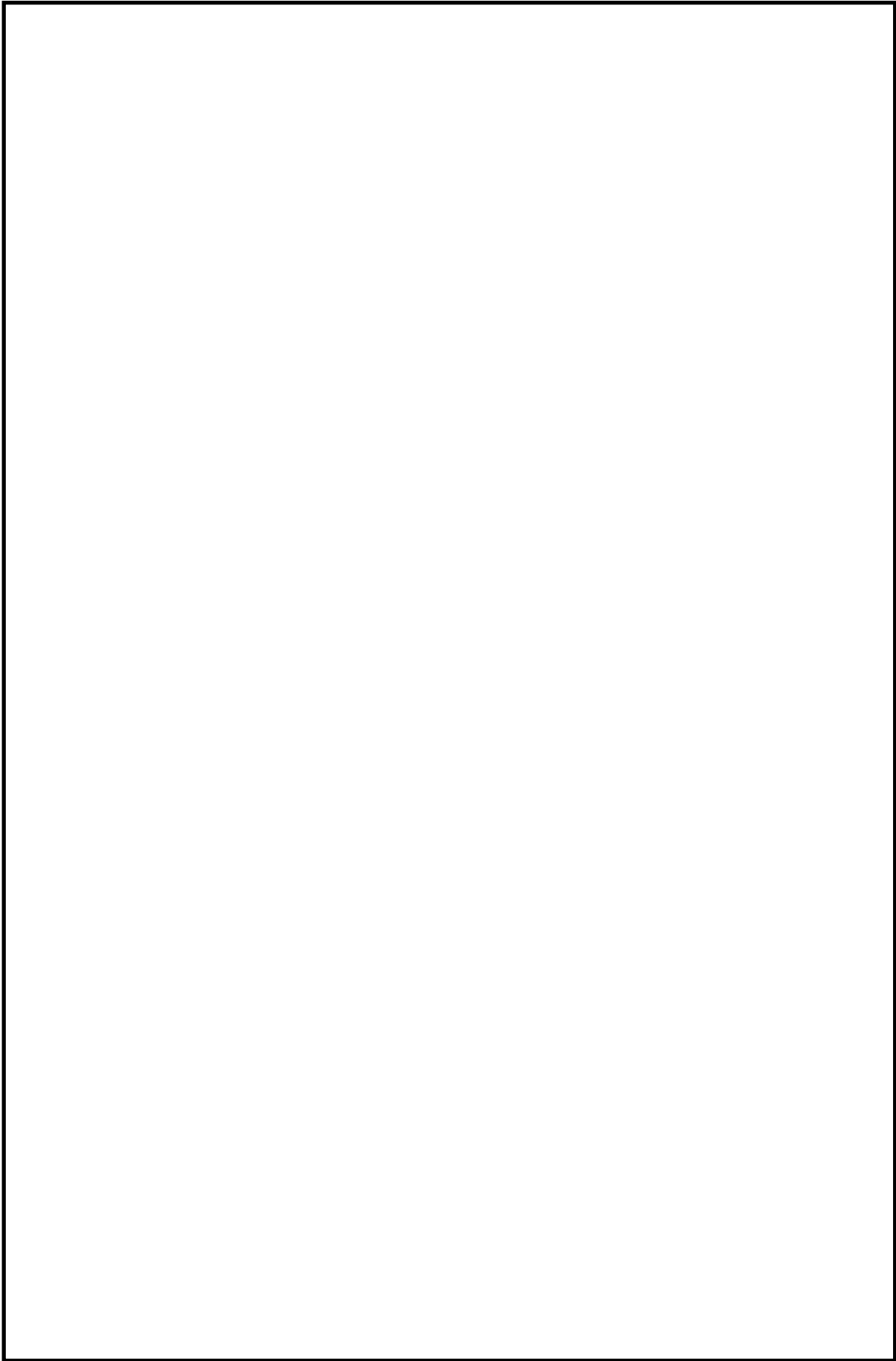


図 54-5-4 燃料プール冷却浄化系熱交換器 構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

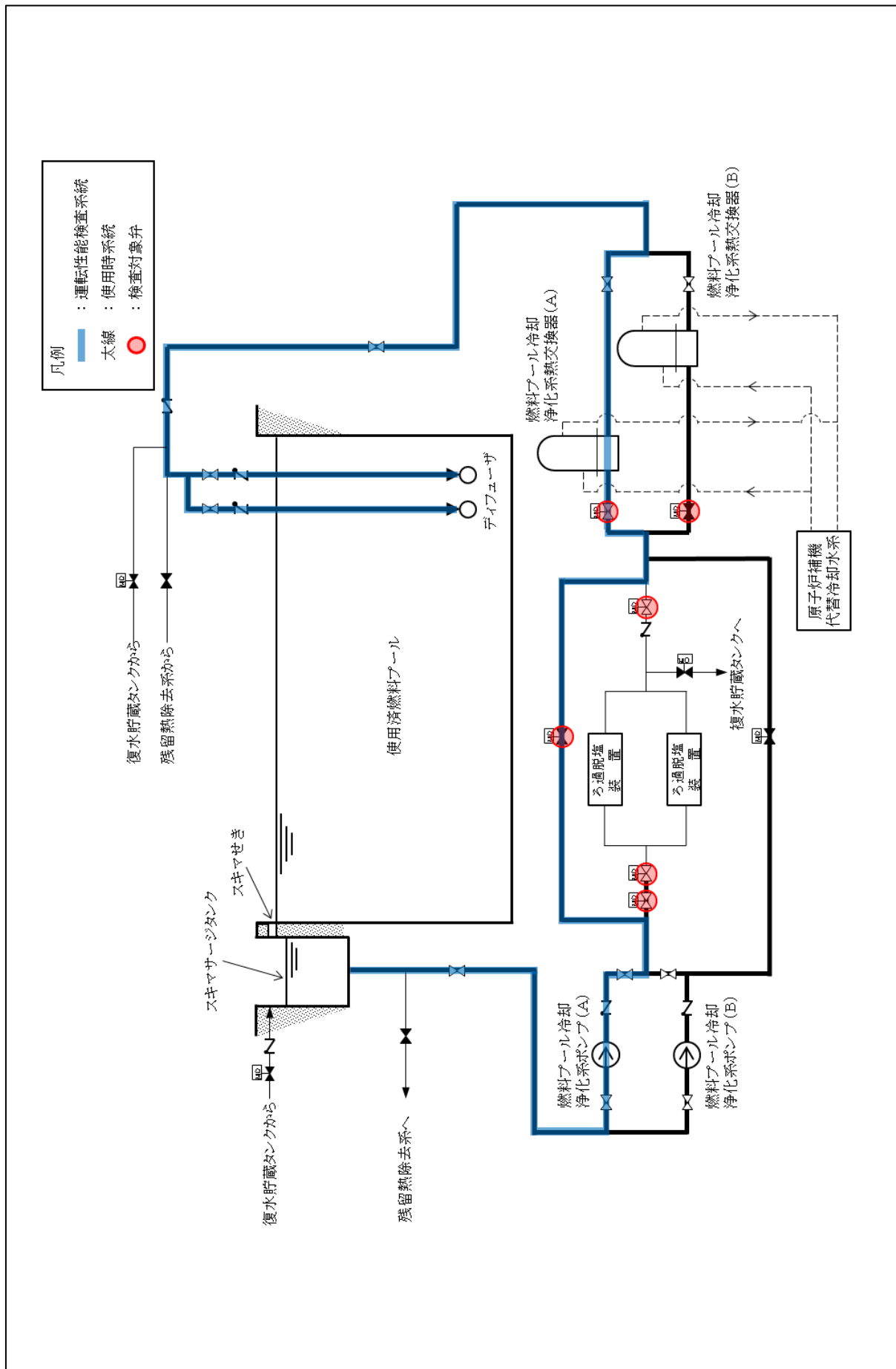


図 54-5-5 燃料プール冷却浄化系 A 系 運転性能検査系統図



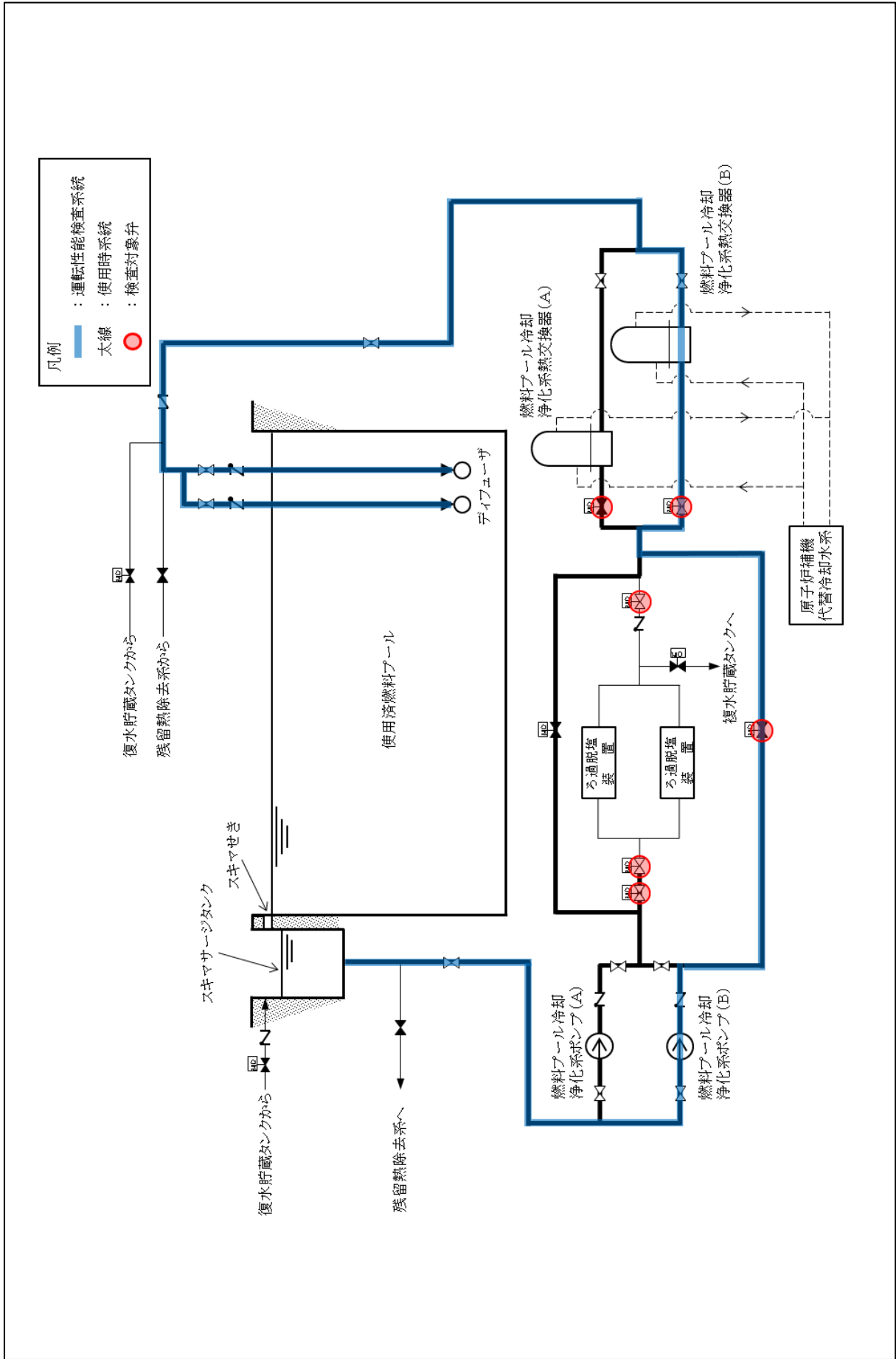


図 54-5-6 燃料プール冷却浄化系 B 系 運転性能検査系統図

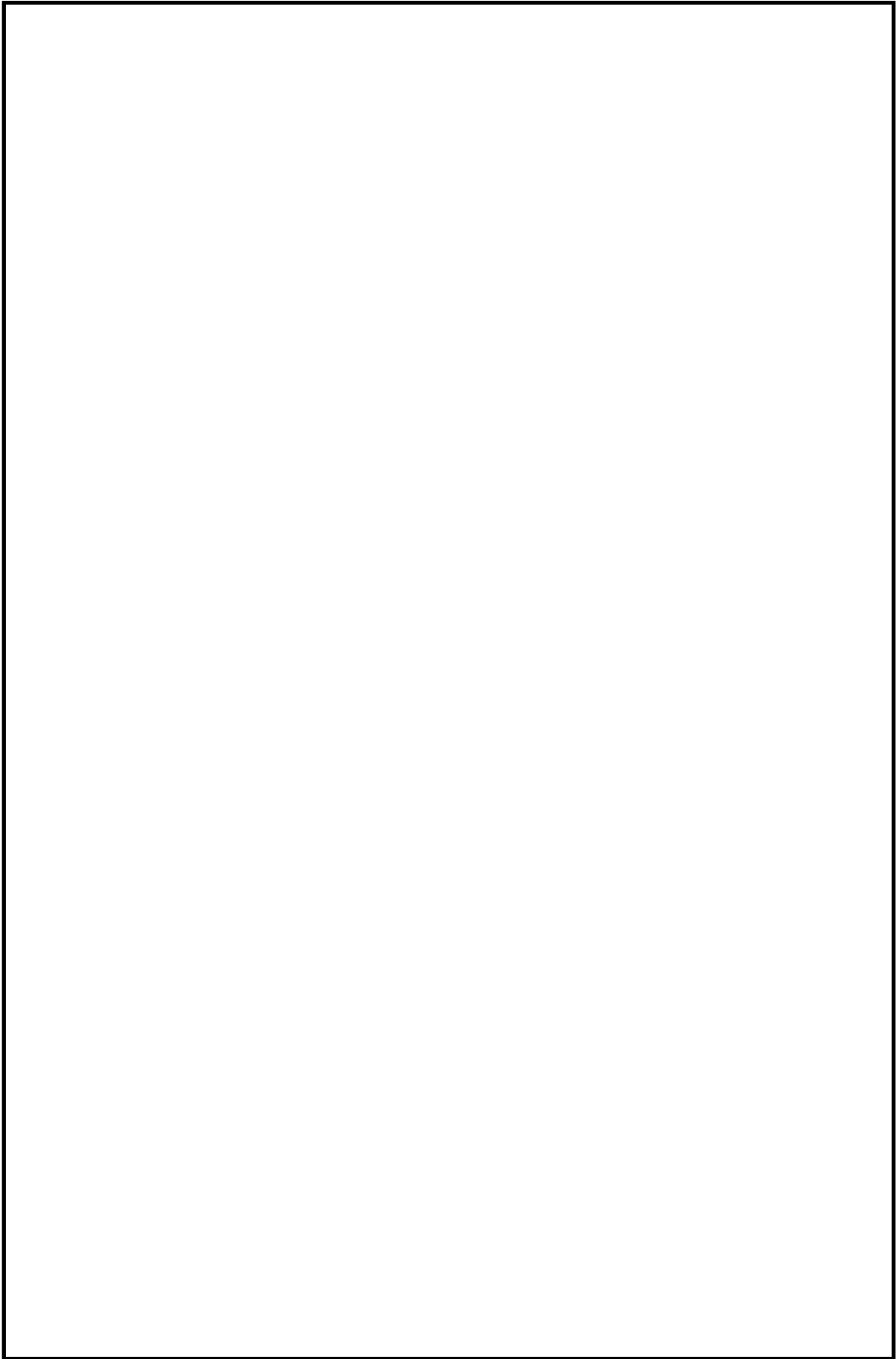


図 54-5-7 熱交換器ユニット熱交換器 構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

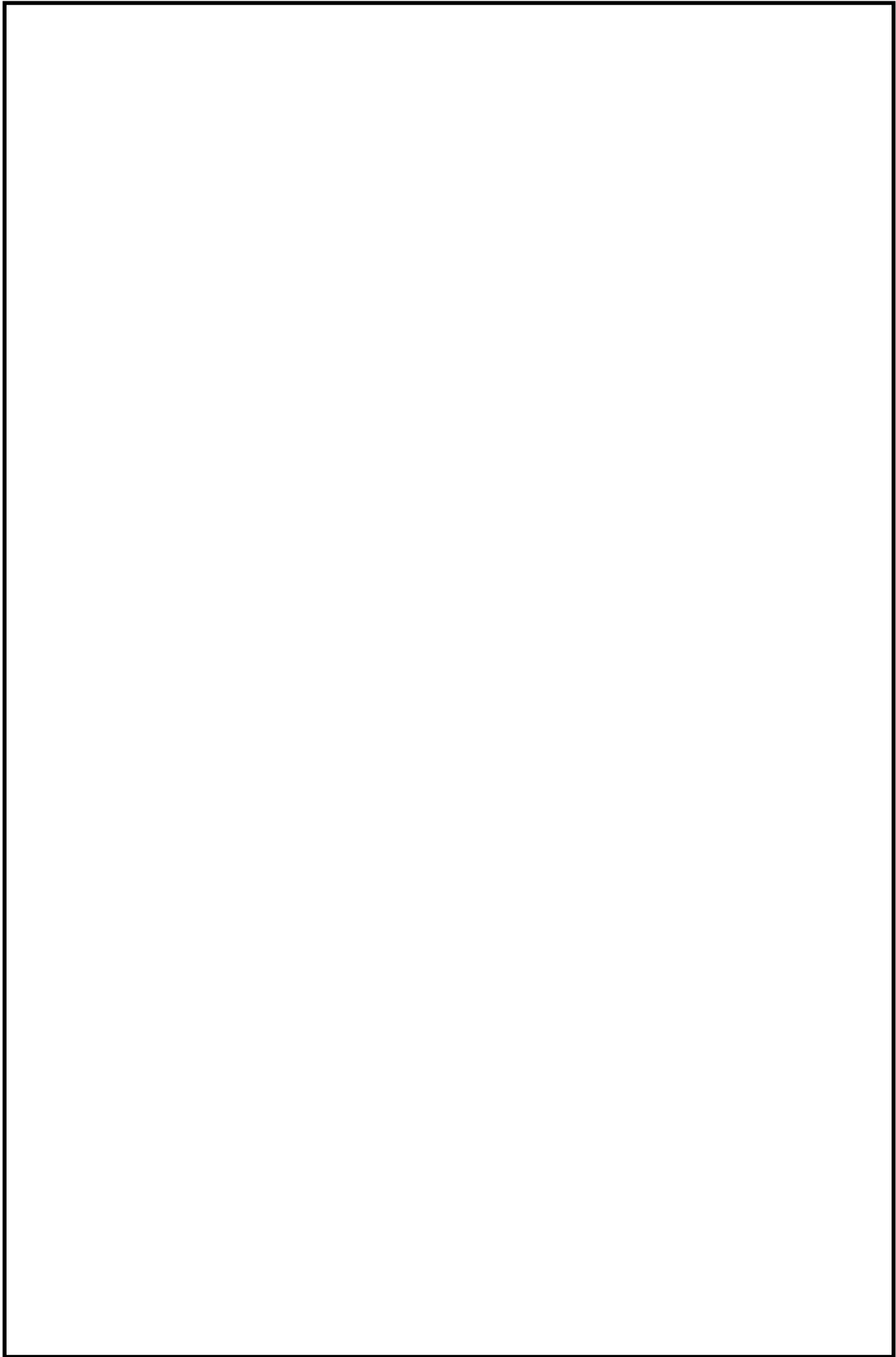


図 54-5-8 熱交換器ユニット淡水ポンプ 構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

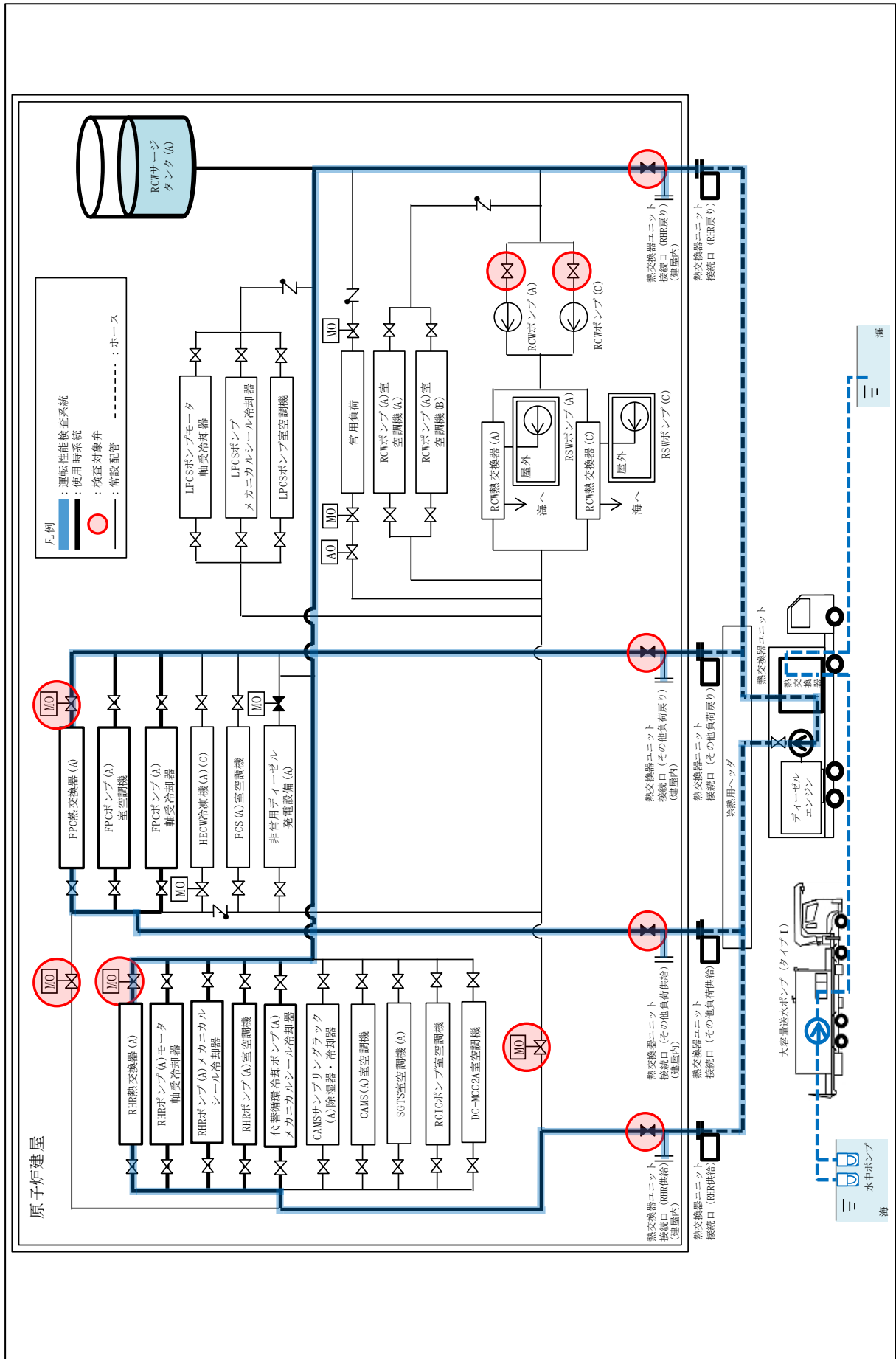


図 54-5-9 原子炉補機代替冷却水系 A 系 運転性能検査系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

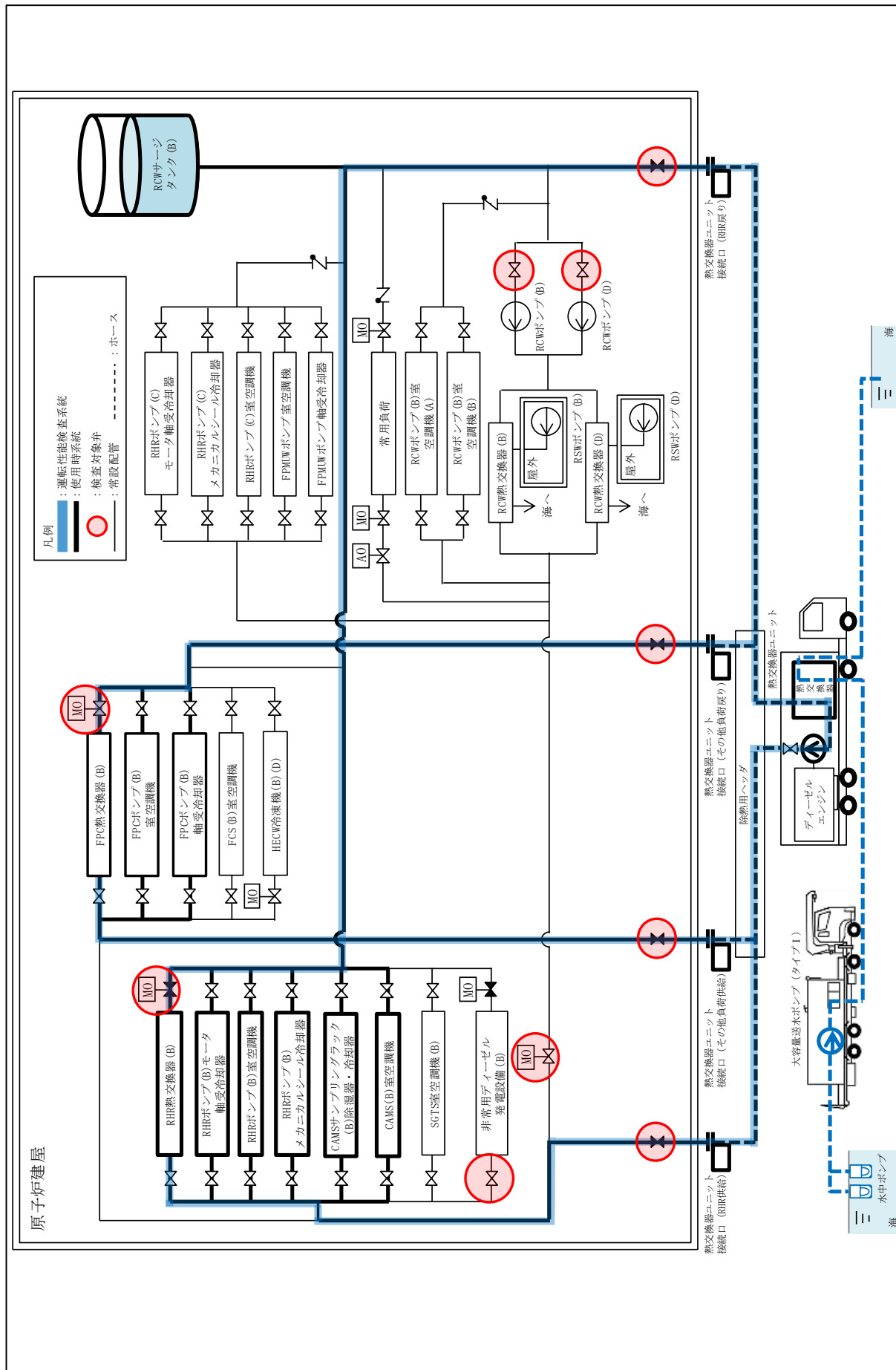


図 54-5-10 原子炉補機代替冷却水B系 運転性能検査系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

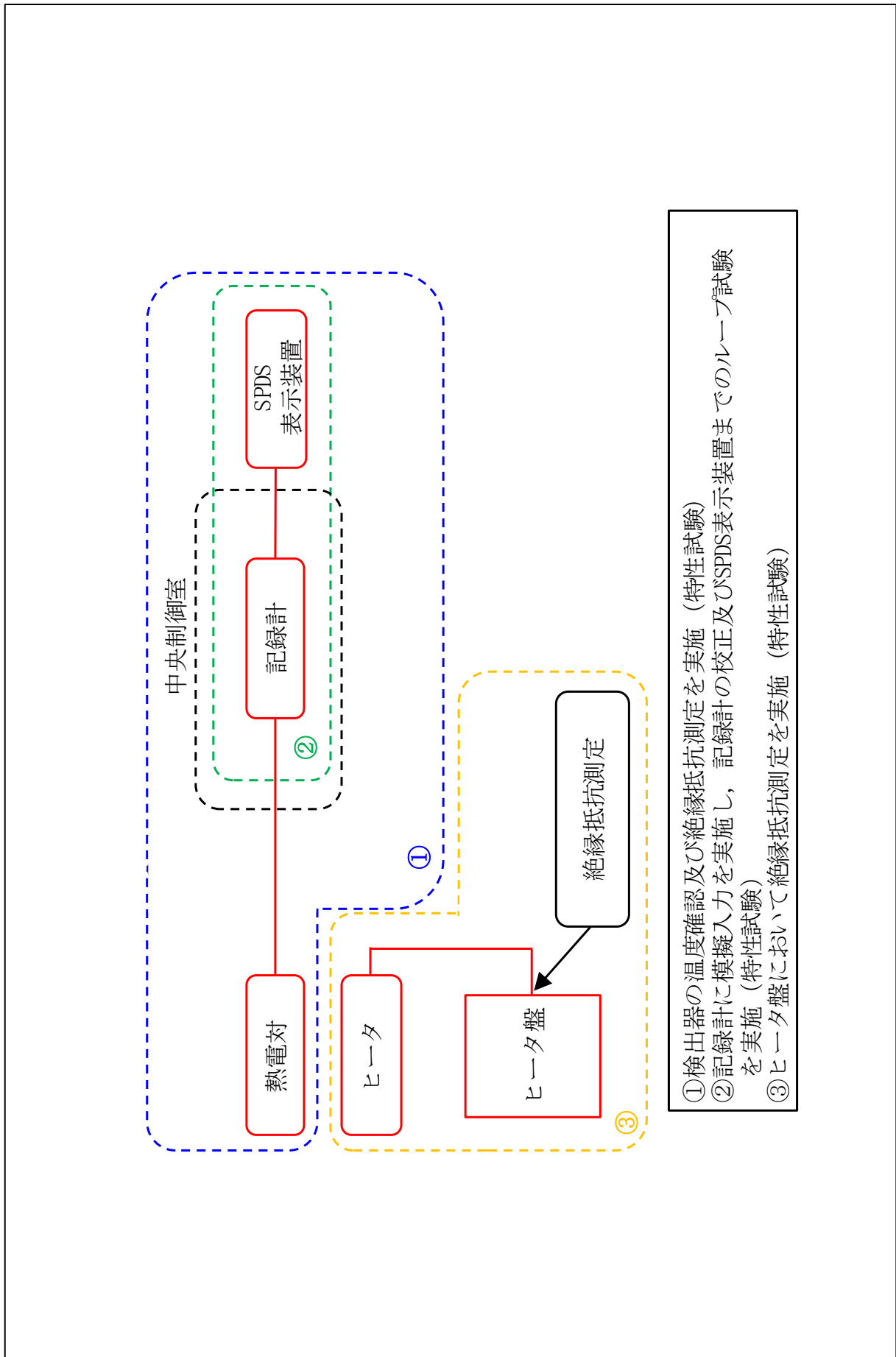


図 54-5-11 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）検査系統図

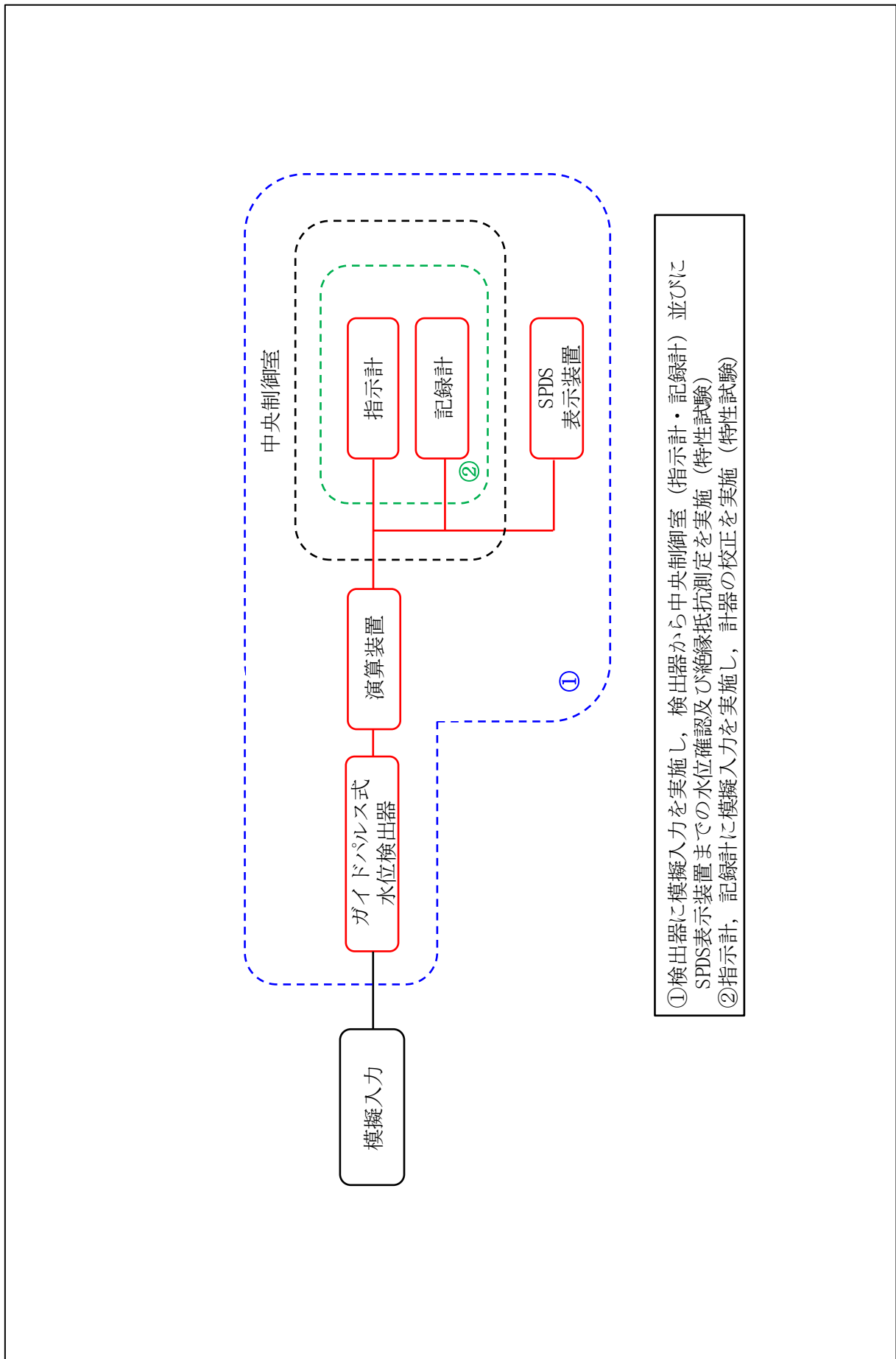


図 54-5-12 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）検査系統図

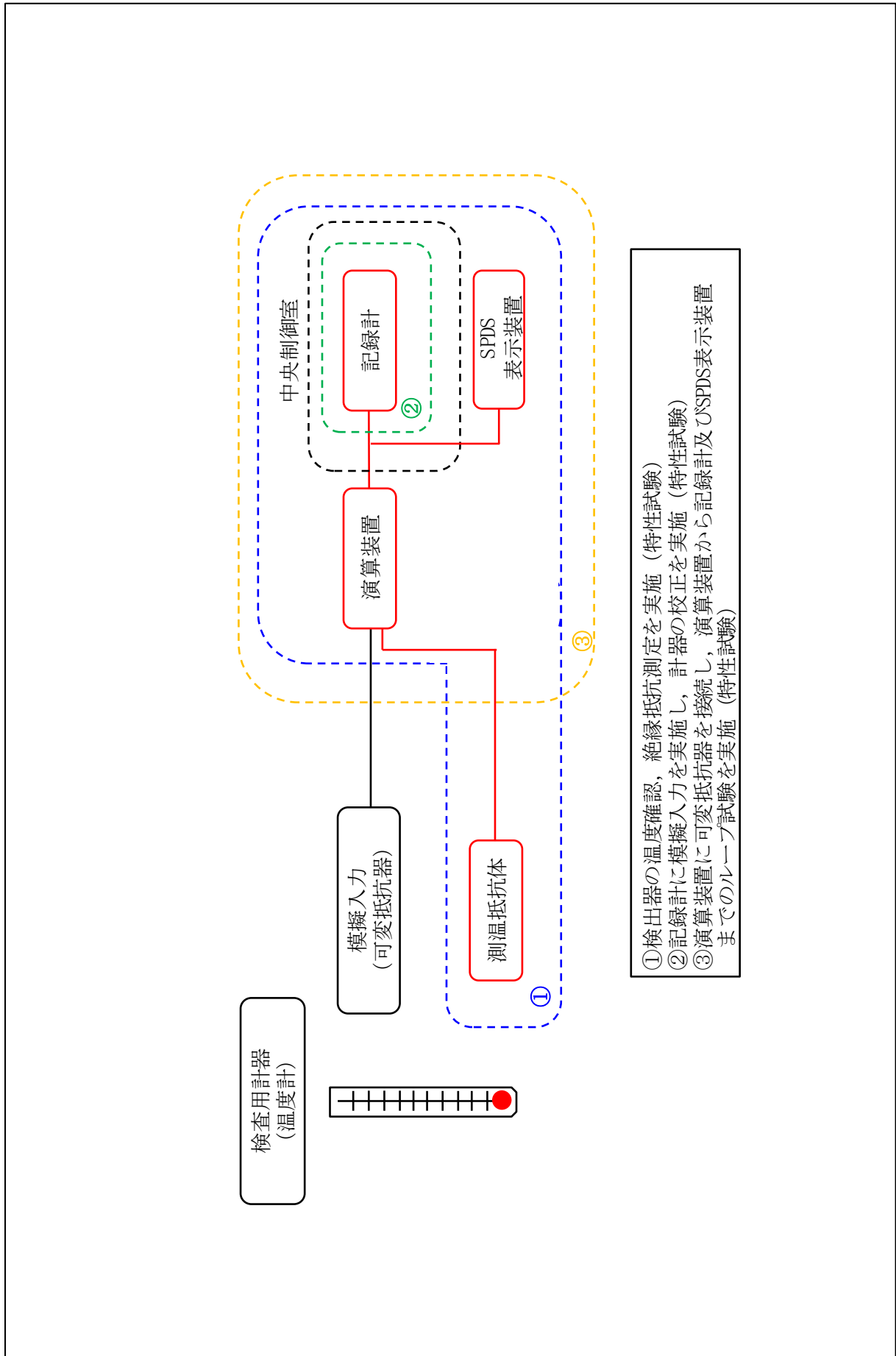


図 54-5-13 使用済燃料プール温度 (ガイドパルス式) 検査系統図



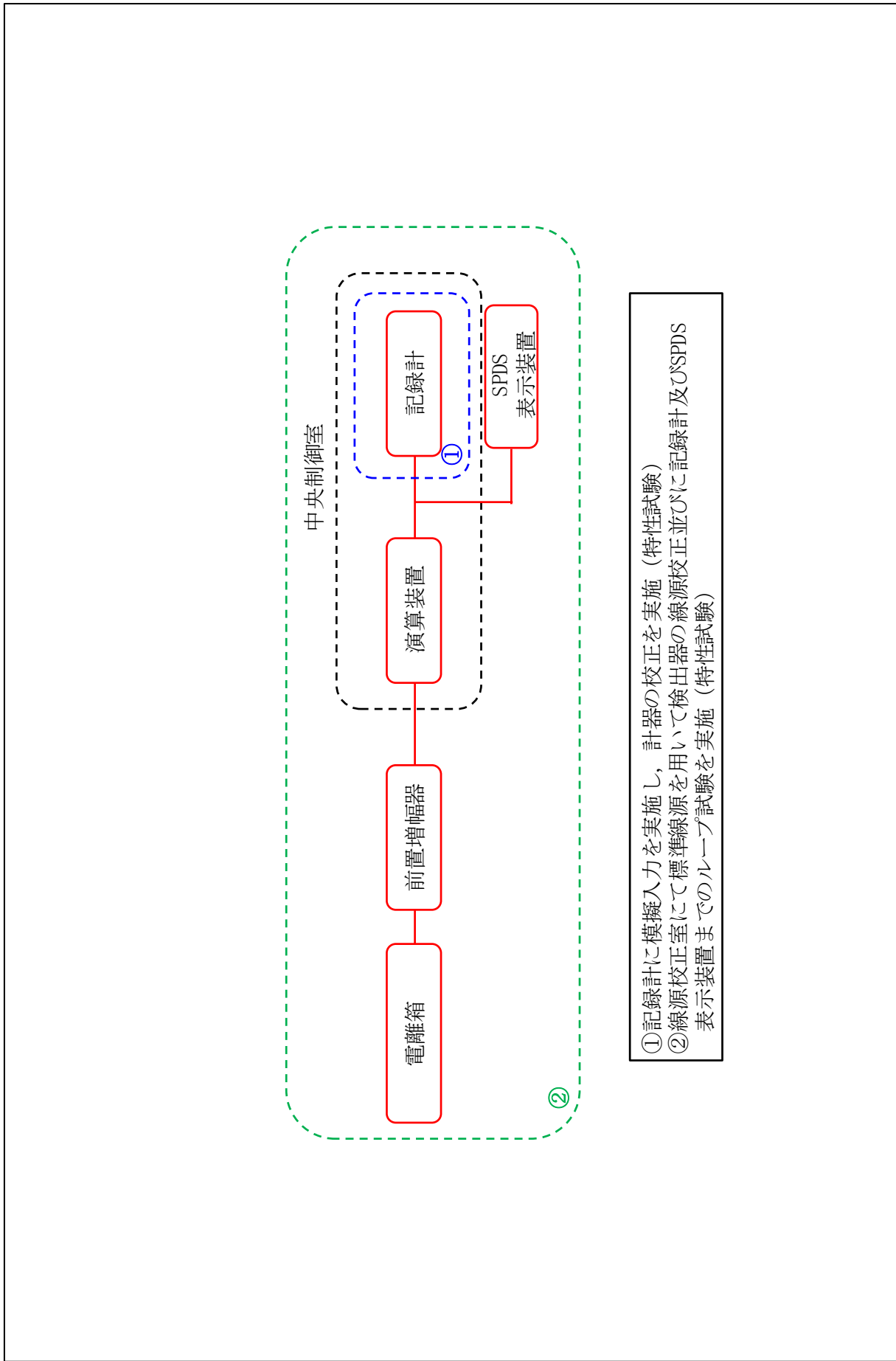


図 54-5-14 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）検査系統図

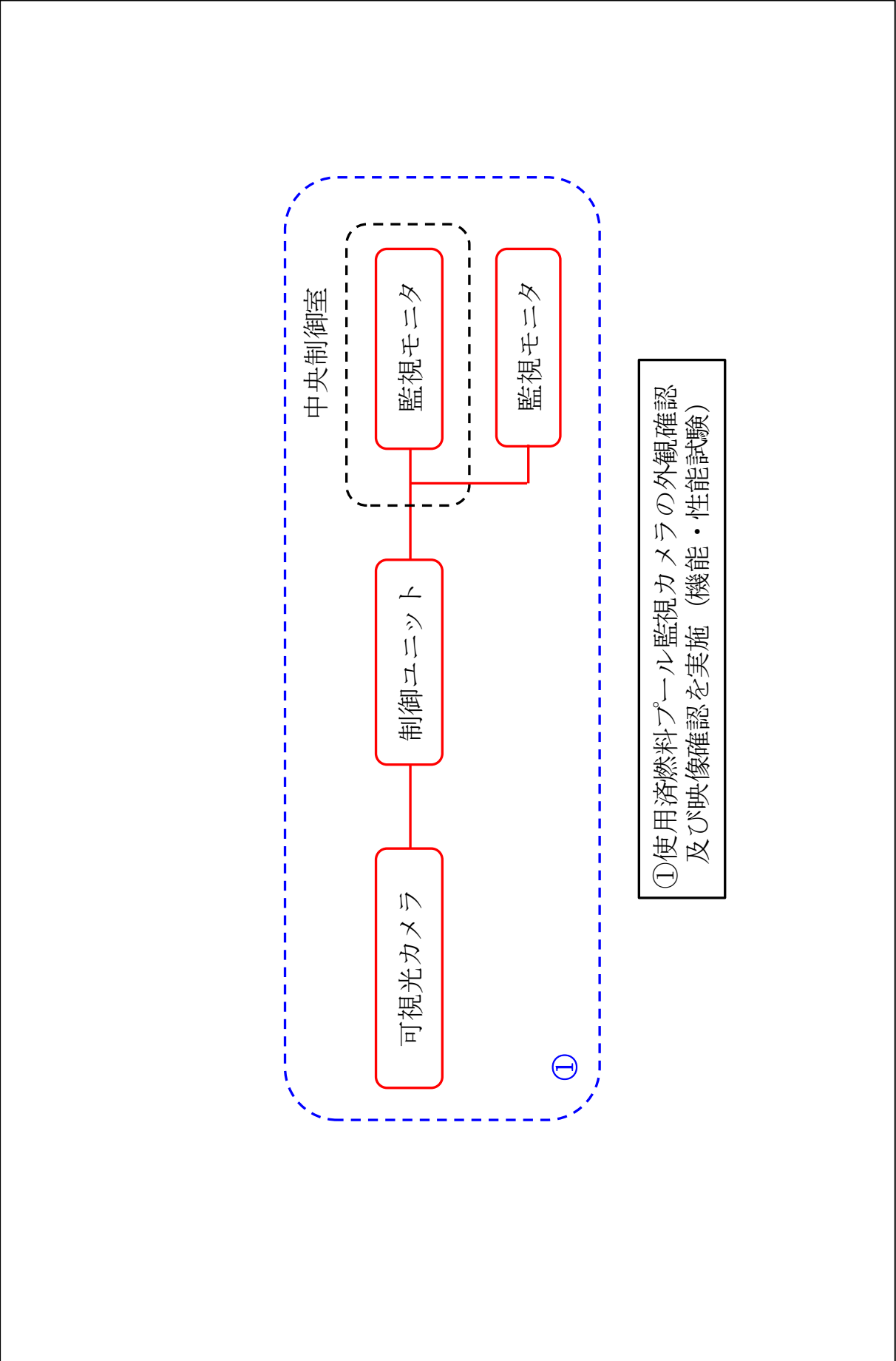


図 54-5-15 使用済燃料プール監視カメラ検査系統図

54-6  
容量設定根拠

名 称		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m <sup>3</sup> /h/個	1,200 (注 1), 1,440 (注 2)
揚程	m	120.5 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	0.9 (注 3), 1.2 (注 4, 注 5)
最高使用温度	℃	50
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		<p>注 1: 要求値を示す。</p> <p>注 2: 規格値を示す。</p> <p>注 3: 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合は値を示す。</p> <p>注 4: 原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合は値を示す。</p> <p>注 5: 海を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合は値を示す。</p>
<p><b>【 設 定 根 拠 】</b></p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ I) は、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、設計基準事故対処設備が有する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。</p> <p>本系統は、代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)) 又は海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) により、補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉圧力容器に注水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設計とする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。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。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉格納容器内へスプレイ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設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、補給水系配管を経由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、スプレイノズルを経由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本系統は、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、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で 1 台の合計 5 台を確保する。

## 1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プー

ル代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な流量を確保可能な設計とする。

なお，代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には，設置作業の効率化，被ばく低減を図るため，1.1～1.7に示す「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量を1台で確保可能な設計とし，表54-6-1に示すとおり569m<sup>3</sup>/h以上の容量を有する設計とする。これら全ての系統を同時に使用することはないものの，保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し，これらを足し合わせた流量として569m<sup>3</sup>/h以上としている。

さらに，大容量送水ポンプ（タイプI）は，1.8に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量1,200m<sup>3</sup>/h以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ，大容量送水ポンプ（タイプI）の容量は，1台で1,440m<sup>3</sup>/hの容量を有する設計とする。

表54-6-1 代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした場合に必要となる最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	145 m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88 m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50 m <sup>3</sup> /h
燃料プールのスプレイ系 （燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型））*	126 m <sup>3</sup> /h (114 m <sup>3</sup> /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10 m <sup>3</sup> /h
復水貯蔵タンクへの補給	150 m <sup>3</sup> /h
合計	569 m <sup>3</sup> /h

\*：燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系は同時使用しないことから，燃料プールのスプレイ系の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

### 1.1 低圧代替注水系（可搬型）

#### (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち，「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「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において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 120m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 145m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「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「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において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の注水流量 50m<sup>3</sup>/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量として、50m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 35m<sup>3</sup>/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている熔融炉心の冷却時の注水流量として、35m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m<sup>3</sup>/h 以上

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シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。



## 1.5 燃料プールスプレイ系

### (1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126m<sup>3</sup>/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7 m<sup>3</sup>/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm (約 45.4m<sup>3</sup>/h) である。さらに、スプレイノズル 1 個当たりの必要流量が 42m<sup>3</sup>/h であり、スプレイノズル 3 個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m<sup>3</sup>/h が必要であることから、126m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

## 1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

### (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m<sup>3</sup>/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

## 1.7 復水貯蔵タンクへの補給

### (1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m<sup>3</sup>/h 以上を補給可能な設計とする。

## 1.8 原子炉補機代替冷却水系

### (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の流量 1,200 m<sup>3</sup>/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換量 16.0 MW 又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量 2.29 MW を除熱可能な容量として 20.0 MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892 m<sup>3</sup>/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m<sup>3</sup>/h を考慮した 1,200 m<sup>3</sup>/h 以上を供給可能な設計とする。

## 2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.1.1～2.1.7 及び 2.3.1～2.3.6 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を 1 台で確保する設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.2 に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して 122m とする。

### 2.1 淡水貯水槽を水源として使用する場合

#### 2.1.1 低圧代替注水系（可搬型）

##### (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 時の揚程 60.9m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口  から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>＞

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	60.9	m	

##### (2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 時の揚程 79.8m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口  から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>＞

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	79.8	m	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### 2.1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

#### (1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 75.6m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口  から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	75.6	m	

### 2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

#### (1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 14.5m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	14.5	m	

#### (2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 54.1m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から原子炉格納容器下部へ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m
合計	約	54.1	m

2.1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 1.8m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口  から使用済燃料プールへ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m
合計	約	1.8	m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -3.8m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合計	約	-3.8	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### 2.1.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 37.8m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差，（スプレイノズル必要圧力），静水頭，及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
合 計		約	37.8 m

### 2.1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 17.7m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋内）から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注入先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	17.7 m

### 2.1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -11.0m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	-11.0 m


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2.2 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合

- (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 94.9m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合\*1>


水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
熱交換器ユニット内の圧力損失	約		m	
合 計		約	94.9	m

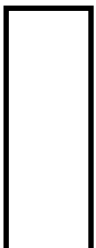
## 2.3 海を水源として使用する場合

### 2.3.1 低圧代替注水系（可搬型）

- (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 時の揚程 100.1m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海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，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計		約	100.1	m

- (2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 時の揚程 120.5m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海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，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ] m	
静水頭	約	[ ] m	
ホース等の圧力損失	約	[ ] m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ] m	
合 計		約 120.5 m	

### 2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 116.2m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口 [ ] から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ] m	
静水頭	約	[ ] m	
ホース等の圧力損失	約	[ ] m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ] m	
合 計		約 116.2 m	

### 2.3.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 53.3m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ] m	
静水頭	約	[ ] m	
ホース等の圧力損失	約	[ ] m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ] m	
合 計		約 53.3 m	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

- (2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 92.5m 以上  
 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	<input style="width: 100px; height: 100px;" type="text"/>	m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計	約	92.5	m

2.3.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

- (1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 40.2m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口  から使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	<input style="width: 100px; height: 100px;" type="text"/>	m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計	約	40.2	m

- (2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 34.3m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	<input style="width: 100px; height: 100px;" type="text"/>	m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
合 計	約		34.3

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



### 2.3.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 77.3m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差，（スプレイノズル必要圧力），静水頭，及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2）
合 計		約	77.3 m

### 2.3.6 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 28.5m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水へ復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	28.5 m

\*1：圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価。

\*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し，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適切に選定する。

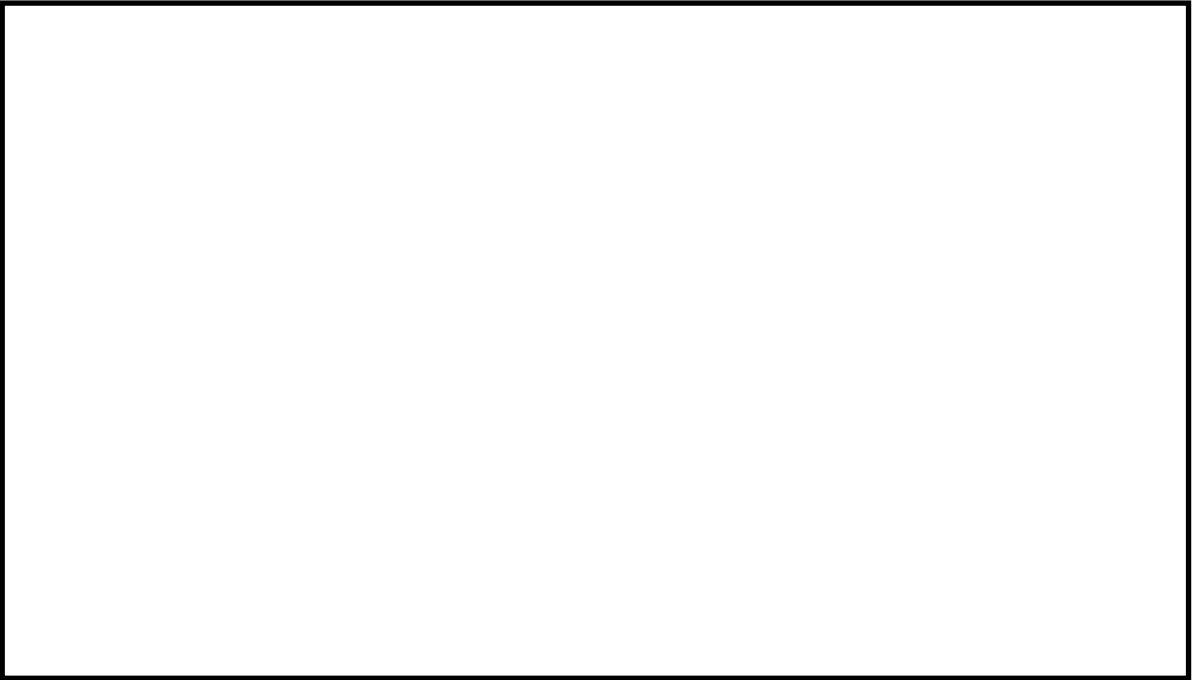


図 54-6-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

### 3. 最高使用圧力

- 3.1 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 0.9MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、これらシステムの同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、0.9MPa とする。

- 3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.3 海を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPa とする。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所の海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃ とする。

5. 原動機出力  kW

大容量送水ポンプ（タイプ I）の原動機出力は、流量 1,440 m<sup>3</sup>/h、揚程 122 m での軸動力を考慮し、 kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 燃料プールスプレイ系の冷却能力について

### 1. 概要

燃料プールスプレイ系は、使用済燃料プールの水位が維持できない場合における使用済燃料プール内燃料体等の損傷緩和を目的として、使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱量を除去可能なスプレイ水量を確保する設計とする。

燃料プールスプレイ系の冷却能力は、以下の設計方針により決定する。

- ・使用済燃料プール内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱により除去可能な流量を確保すること
- ・米国におけるガイドの NEI 06-12 (B. 5. b) の可搬型スプレイヘッドの必要スプレイ流量 200 gpm (約 46m<sup>3</sup>/h) を満足すること
- ・すべての使用済燃料プール内燃料体に対してスプレイ可能な放水範囲を確保すること

### 2. 必要スプレイ量の評価

#### (1) 崩壊熱の評価条件

- ・使用済燃料プール内燃料体が全露出している状態を想定する。
- ・崩壊熱をスプレイ水により冷却できるスプレイ流量を算出する。
- ・スプレイ水の顕熱は 40°C から 100°C で 251.56 kJ/kg (1999 年 JSME 蒸気表)
- ・スプレイ水の蒸発潜熱は 100°C, 大気圧で 2,256.47 kJ/kg (1999 年 JSME 蒸気表)
- ・水の比容積は, 40°C で 0.00100788 m<sup>3</sup>/kg (1999 年 JSME 蒸気表)
- ・燃料集合体の熱出力は 6.7 MW とする。

#### (2) 使用済燃料プール内崩壊熱量合計

使用済燃料プール内の崩壊熱量の評価結果を表 54-6-2 に示す。総崩壊熱量は 6.7 MW である。

表 54-6-2 使用済燃料から発生する熱量

取出燃料	女川 2 号炉から発生分				女川 1 号炉から発生分			
	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [Gwd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [Gwd/t]	崩壊熱 [MW]
9 サイクル 冷却燃料	—				6×(14ヶ月+70日) +42ヶ月			
8 サイクル 冷却燃料	8×(14ヶ月+57日) +10日				—			
	—				5×(14ヶ月+70日) +42ヶ月			
7 サイクル 冷却燃料	7×(14ヶ月+57日) +10日				—			
	—				4×(14ヶ月+70日) +42ヶ月			
6 サイクル 冷却燃料	6×(14ヶ月+57日) +10日				—			
	—				3×(14ヶ月+70日) +42ヶ月			
5 サイクル 冷却燃料	5×(14ヶ月+57日) +10日				—			
	—				2×(14ヶ月+70日) +42ヶ月			
4 サイクル 冷却燃料	4×(14ヶ月+57日) +10日				—			
	—				1×(14ヶ月+70日) +42ヶ月			
3 サイクル 冷却燃料	3×(14ヶ月+57日) +10日				—			
	—				42ヶ月			
2 サイクル 冷却燃料	2×(14ヶ月+57日) +10日	—						
1 サイクル 冷却燃料	1×(14ヶ月+57日) +10日	—						
定期検査時 取出燃料	10日	—						
小計	—		6.4	—			2.2×10 <sup>-1</sup>	
崩壊熱合計	崩壊熱：6.7 MW（燃料体数： <input type="text"/> 体）							

注 1：保守的に燃料プールの燃料保管容量（ 体）すべてに照射された燃料が貯蔵されていると仮定。

注 2：崩壊熱は女川 1 号炉からの号炉間の燃料輸送を想定した設定とする。

注 3：炉心燃料の取り出しにかかる期間（冷却期間）は至近の実績を考慮し原子炉停止後 10 日とする。原子炉停止 10 日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常運転操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 必要スプレイ流量の評価

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要なスプレイ流量  $V$  [m<sup>3</sup>/h] は、使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱  $Q$  [kW] による水の蒸発量に等しいとして、以下の式を用いて算出する。

$$V = Q \div (H_{SH} + H_{SL}) \times m \times 3,600$$

$H_{SH}$  : 水の顕熱 (40°C~100°C) (大気圧) [kJ/kg]

$H_{SL}$  : 水の蒸発潜熱 [kJ/kg]

$m$  : 水の比容積 [m<sup>3</sup>/kg]

評価の結果、必要スプレイ流量は約 9.7 m<sup>3</sup>/h である。

(4) スプレイノズルによる放水範囲

(i) スプレイノズルの放水範囲

下記条件における放水試験により、スプレイノズルが図 54-6-2 に示す放水範囲を満足することを確認している。

- ・放水角度 (仰角) : 30°
- ・旋回角度 : 40° (左右各 20°)
- ・流量 : 700 L/min (42 m<sup>3</sup>/h)
- ・放水圧 : 0.4 MPa
- ・試験時間 : 1 分間
- ・水平飛距離 : 15 m
- ・開口部直径約 0.3 m の試験容器を並べ、放水量を計測



図 54-6-2 スプレイノズル放水範囲

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(ii) 使用済燃料プールへの放水範囲について

放水試験結果から、図 54-6-3 に示すとおり、3 個のスプレイノズルにより 3 箇所から放水することで、すべての使用済燃料プール内燃料体にスプレイすることが可能である。

なお、使用済燃料プールの周りには、柵（高さ約 935 mm）が設置されており、スプレイノズルは使用済燃料プール近傍の床面に設置するが、柵とスプレイノズルを 1.7 m 以上離すことにより、柵と干渉することなく、使用済燃料プールへスプレイすることが可能である。

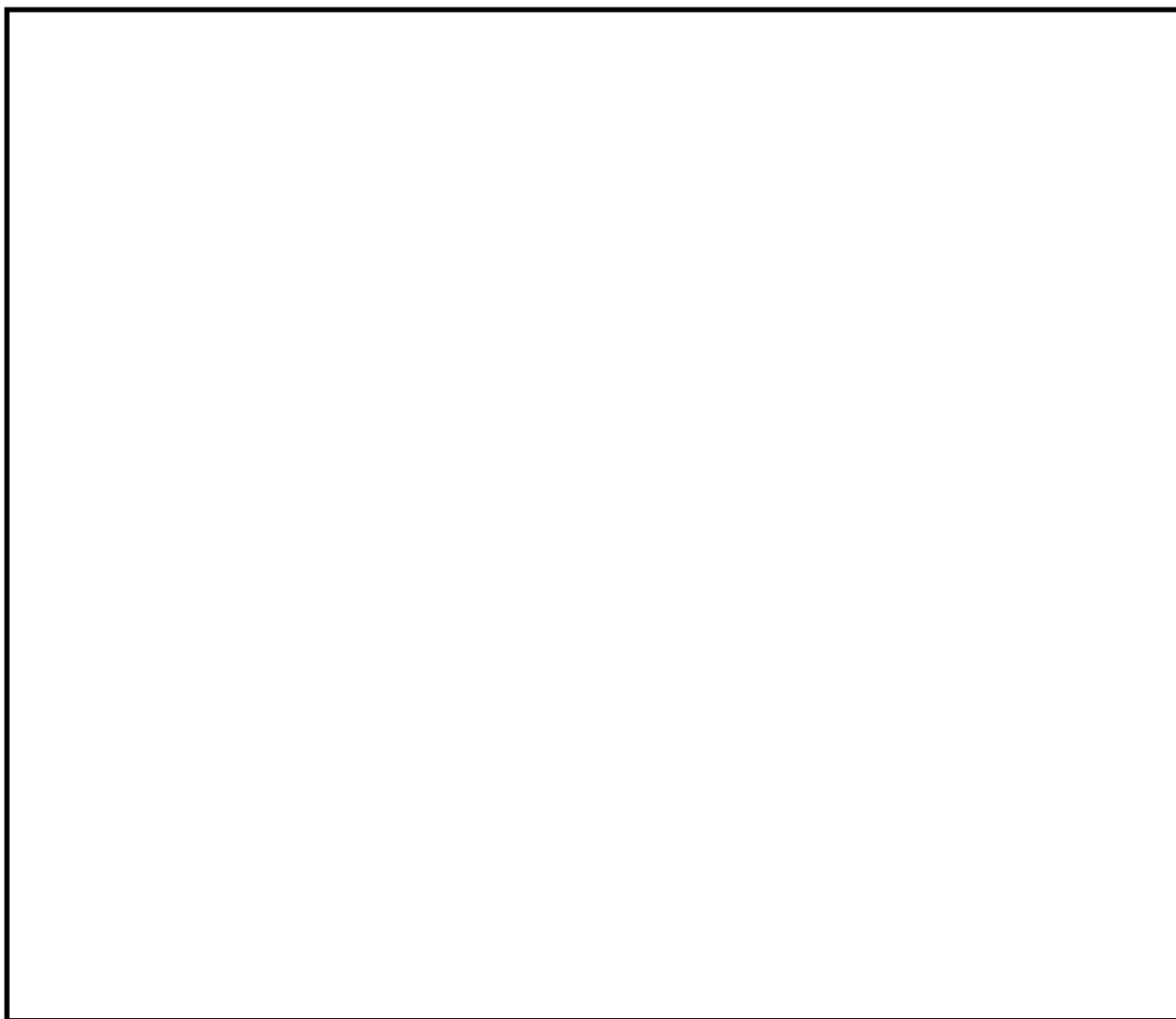


図 54-6-3 燃料プールスプレイ系によるスプレイ範囲

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(5) まとめ

燃料プールスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイは、スプレイノズル 3 個により、 $126 \text{ m}^3/\text{h}$  ( $42 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ ) 以上で実施することで、使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要なスプレイ流量 (約  $9.7 \text{ m}^3/\text{h}$ ) 及び NEI 06-12 の要求スプレイ流量 ( $200 \text{ gpm}$  (約  $46 \text{ m}^3/\text{h}$ )) を満足し、すべての使用済燃料プール内燃料体に対してスプレイ可能な放水範囲を確保することが可能である。

3. 使用済燃料プールからの漏えい時における遮蔽水位を確保可能な時間について

使用済燃料プールからの漏えい時において、燃料プールスプレイ系によるスプレイを実施する場合、使用済燃料プール周辺線量率が  $10 \text{ mSv/h}$  を満足するために必要な遮蔽水位 (通常水位- $1.3 \text{ m}$ ) までの水位低下時間と原子炉建屋原子炉棟内におけるスプレイノズルの設置及びホースの敷設作業の所要時間の関係を整理した。

通常水位から遮蔽水位までの使用済燃料プールからの水位低下量は約  $200 \text{ m}^3$  である。

ここで、使用済燃料プールからの漏えい量を  $200 \text{ gpm}$  (約  $46 \text{ m}^3/\text{h}$ ) とした場合、遮蔽水位到達までの時間は約 4.3 時間となる。原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内) での作業は約 3 時間で実施可能であることから、十分な時間的余裕のある対応が可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 附属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、附属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 附属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要な揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 54-6-3 に示す。

表 54-6-3 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要な揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 54-6-3 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量 [m <sup>3</sup> /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差 ① [m]	水中ポンプの吐出圧力 ② [m]	増圧ポンプへの必要給水圧力 ③ [m]	ホースの圧力損失 ④ [m]	水中ポンプ揚程 (②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	569	11.7				35.4
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

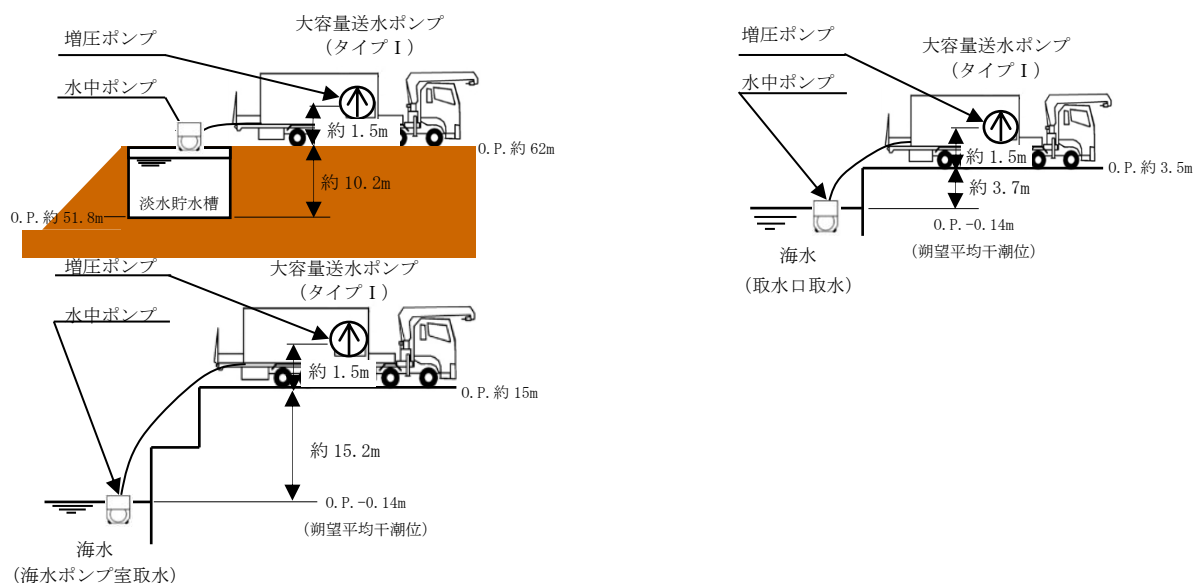


図 54-6-4 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名称		燃料プール冷却浄化系熱交換器
容量	MW/個	2.29 (注1) (1.26 (注2))
個数	—	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 】**

燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットから供給される冷却水を通水することにより、使用済燃料プールに保管されている使用済燃料プール内燃料体等の崩壊熱を除去可能な設計とする。

この場合、燃料プール冷却浄化系ポンプ1台により燃料プール冷却浄化系熱交換器1基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の容量は、平衡炉心の通常の燃料交換時、燃料プール閉鎖直後（原子炉停止後  ）に使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料から発生する崩壊熱 2.29 MW を 2 個の熱交換器で除去可能な容量として、海水温度 26℃、使用済燃料プール水温度 52℃ の場合において 1.26 MW/個とする。

重大事故等対処設備として使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器の容量は、平衡炉心の通常の燃料交換時、原子炉停止後 57 日目に使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料から発生する崩壊熱 1.5 MW を 1 個の熱交換器で除去可能な容量として、海水温度 26℃、使用済燃料プール水温度 65℃、燃料プール冷却浄化系熱交換器への通水流量が使用済燃料プール水側 160 m<sup>3</sup>/h、原子炉補機代替冷却水側 180 m<sup>3</sup>/h の場合において、2.29 MW/個とする。

原子炉停止後 57 日目の使用済燃料プール内燃料体の冷却期間及び発生熱量を表 54-6-4 に示す。

公称値については、設計基準対象施設として要求される容量と同じ 1.26 MW/個とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 54-6-4 原子炉停止後 57 日目の使用済燃料の冷却期間及び発生熱量  
(14 ヶ月運転, 57 日定検)

取出燃料	女川 2 号炉から発生分				女川 1 号炉から発生分			
	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
9 サイクル 冷却燃料	—				—			
8 サイクル 冷却燃料	8×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
	—				5×(14 ヶ月+70 日) +42 ヶ月			
7 サイクル 冷却燃料	7×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
	—				4×(14 ヶ月+70 日) +42 ヶ月			
6 サイクル 冷却燃料	6×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
	—				3×(14 ヶ月+70 日) +42 ヶ月			
5 サイクル 冷却燃料	5×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
	—				2×(14 ヶ月+70 日) +42 ヶ月			
4 サイクル 冷却燃料	4×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
	—				1×(14 ヶ月+70 日) +42 ヶ月			
3 サイクル 冷却燃料	3×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
	—				42 ヶ月			
2 サイクル 冷却燃料	2×(14 ヶ月+57 日) +57 日				—			
1 サイクル 冷却燃料	1×(14 ヶ月+57 日) +57 日	—						
定期検査時 取出燃料	57 日	—						
小計	—	—						
崩壊熱 合計	崩壊熱: 1.5 MW (燃料体数: <input type="text"/> 体)							

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		熱交換器ユニット
個数	—	3 (うち予備 1)
容量 (設計熱交換量)	MW/個	20.0
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.18 / 海水側 1.20
最高使用温度	℃	淡水側 70 / 海水側 50
伝熱面積	m <sup>2</sup> /個	<input type="text"/>

**【設定根拠】**

熱交換器ユニットは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、大容量送水ポンプ (タイプ I) と組み合わせる使用することにより、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ための設備並びに使用済燃料プールを冷却するための設備として設置する。

本システムは、海を最終ヒートシンクとして、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) により、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を介し、原子炉補機冷却水系配管及び接続口を経由して発電用原子炉、原子炉格納容器及び使用済燃料プールの除熱を行うことが可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1セット1台で使用することから、保有数は2セットで2台、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で1台の合計で3台を確保する。

熱交換器ユニット内には、熱交換器を3基設置し、必要な熱交換量を熱交換器ユニット1台で確保可能な設計とする。

1. 容量 (設計熱交換量)

熱交換器の容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、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)」シナリオにおいてサプレッションプール水の除熱効果が確認されている熱交換量 16.0 MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合として、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」シナリオ及び有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて除熱効果が確認されている熱交換量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量 2.29 MW を除熱可能な容量として、20.0 MW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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）」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 56-6-5 に示す。原子炉補機代替冷却水系による残留熱除去系の運転開始により、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

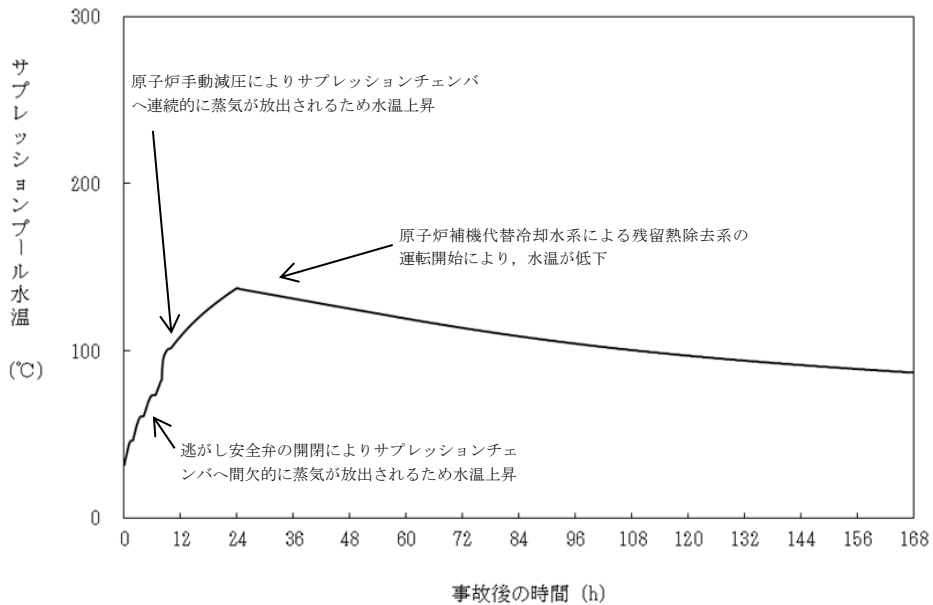


図 56-6-5 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 56-6-6 に示す。代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水により、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

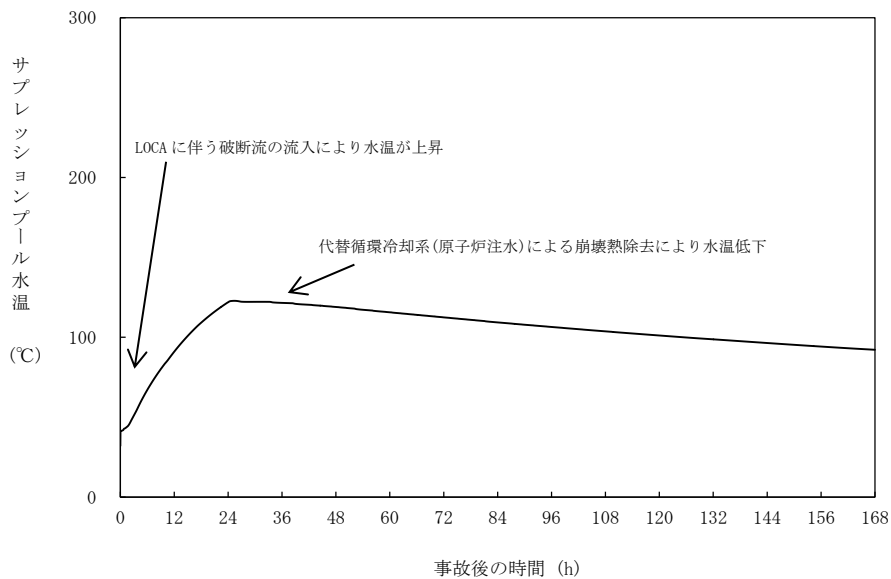


図 56-6-6 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 56-6-7 に示す。代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイにより、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

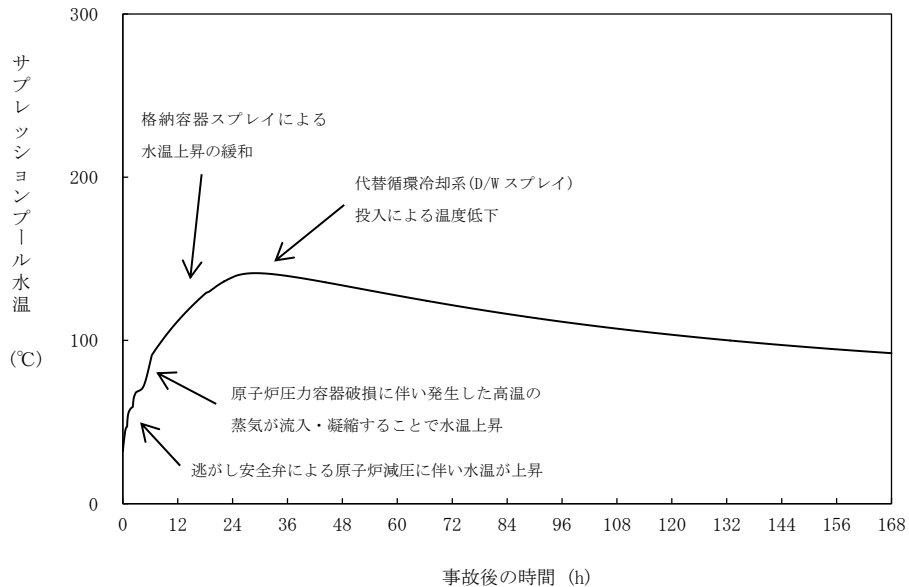


図 56-6-7 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」におけるサブプレッションプール水温の推移

## 2. 最高使用圧力

### (1) 淡水側

熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用圧力を考慮し、1.18MPa とする。

### (2) 海水側

大容量送水ポンプ（タイプ I）のポンプ吐出圧力を考慮し、1.20MPa とする。

## 3. 最高使用温度

### (1) 淡水側

熱交換器の淡水側の最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系配管の最高使用温度を考慮し、70°C とする。

### (2) 海水側

熱交換器の海水側の最高使用温度は、熱交換後の海水温度を考慮し、50°C とする。

#### 4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニットに設置される熱交換器3基の必要伝熱面積は、設計熱交換量20 MWを満足するための性能計算で求められる  m<sup>2</sup>とする。

必要伝熱面積は、設計熱交換量、総括伝熱係数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。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{U_c \times \Delta T} = \frac{20 \times 10^6}{\text{} \times 5.60}$$

Q : 設計熱交換量 = 20.0 MW

U<sup>c</sup> : 総括伝熱係数 =  kW/(m<sup>2</sup>・K)

ΔT : 対数平均温度差 = 5.60 K

(引用文献:「熱交換器設計ハンドブック」(昭和49年))

以上より、必要伝熱面積は  m<sup>2</sup> となることから熱交換器ユニットの面積は  m<sup>2</sup> とする。

なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び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8.8 MWである。

- ・管側 (サプレッションプール水) 流量 : 1,160 m<sup>3</sup>/h  
(残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機冷却水系) 流量 :  m<sup>3</sup>/h
- ・管側 (サプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・海水温度 : 26 °C
- ・(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原子炉補機代替冷却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5.8 MWである。

- ・管側 (サプレッションプール水) 流量 : 1,160 m<sup>3</sup>/h  
(残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機代替冷却水系) 流量 :  m<sup>3</sup>/h
- ・管側 (サプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・海水温度 : 26 °C
- ・(参考) 熱交換器ユニット伝熱面積 :  m<sup>2</sup>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	熱交換器ユニットのうち淡水ポンプ	
個数	—	1
容量	m <sup>3</sup> /h/個	730 (注1), 730 (注2)
揚程	M	45 (注1), 70 (注2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.18
最高使用温度	℃	70
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：規格値を示す。	

### 【設 定 根 拠】

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット内には、淡水ポンプを1台設置し必要な流量を確保可能な設計とする。

#### 1. 容量

淡水ポンプの容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、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）」シナリオにおいて除熱効果が確認されている流量  m<sup>3</sup>/h、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合として、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」シナリオ及び有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて除熱効果が確認されている流量  m<sup>3</sup>/h と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な流量  m<sup>3</sup>/h を供給可能な容量として、730 m<sup>3</sup>/h/個とする。

#### 2. 揚程

淡水ポンプの揚程は、原子炉補機代替冷却水系が閉ループであることを考慮し、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<熱交換器ユニット接続口  に接続する場合\*1>

熱交換器ユニット内圧力損失	約 <input type="text"/> m
配管及び弁類の圧力損失	約 <input type="text"/> m
ホース等の圧力損失	約 <input type="text"/> m
合計	約 47 m

\*1：圧力損失が最も大きくなる敷設ルートにて評価。

上記を踏まえ淡水ポンプの全揚程は70 mとする。

#### 3. 最高使用圧力

淡水ポンプの最高使用圧力は、熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力を考慮し1.18MPa [gage]とする。

#### 4. 最高使用温度

淡水ポンプの最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系主配管の最高使用温度を考慮し、70℃とする。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



5. 原動機出力

淡水ポンプの原動機出力は、流量 730 m<sup>3</sup>/h 時の軸動力を基に設定する。

淡水ポンプの流量が 730 m<sup>3</sup>/h、全揚程が 70 m の時の必要軸動力は、以下のとおりである。

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\frac{\eta}{100}}$$

$$= \frac{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \frac{730}{3,600} \times 70}{\frac{\square}{100}}$$

$$\doteq \square \text{ kW}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
- $\rho$  : 流体密度 (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>/s) = 730/3,600
- H : ポンプ揚程 (m) = 70 (図 54-6-8 参照)
- $\eta$  : ポンプ効率 (%) =  $\square$  (図 54-6-8 参照)

(参考文献：日本工業規格「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))  
 以上より、必要軸動力を上回る原動機出力として  $\square$  kW/個とする。



図 54-6-8 淡水ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 使用済燃料プールの水位／温度（ヒートサーモ式）

### 1. 設置目的

使用済燃料プールの水位及び温度について、使用済燃料プールに係る想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）を設置する。

### 2. 設備概要

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール底部付近（O.P. 21680mm）から上方に20箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を起電力として検出する。ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化を確認することにより間接的に水位を監視することができ、検出した起電力は、使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）として中央制御室に指示し、記録する。（図 54-6-9 「使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の概略構成図」参照）

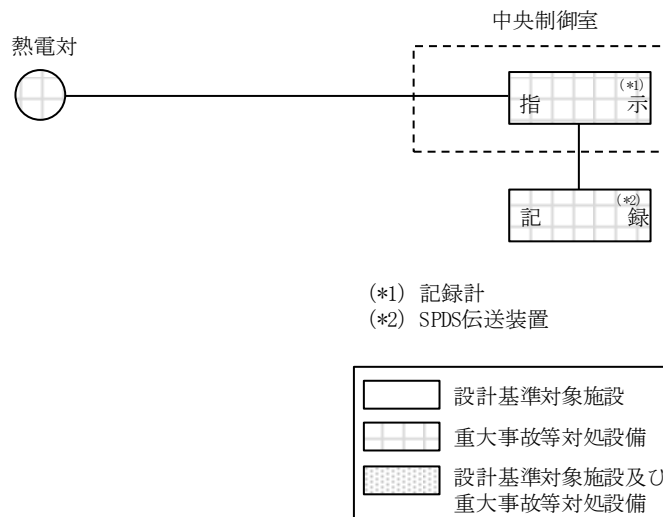
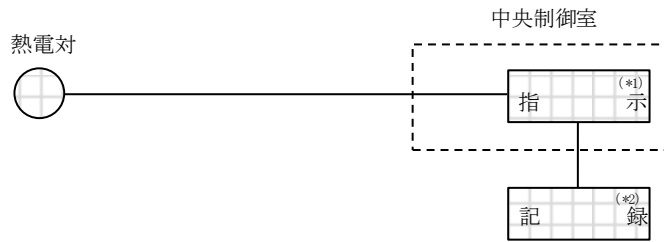


図 54-6-9 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の概略構成図

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）として中央制御室に指示し、記録する。（図 54-6-10 「使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）の概略構成図」参照。）



(\*1) 記録計  
 (\*2) SPDS伝送装置

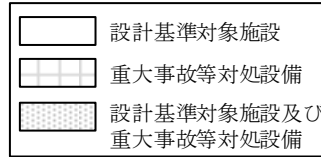


図 54-6-10 使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）の概略構成図

### 3. 計測範囲

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の仕様を表 54-6-5 に、計測範囲を表 54-6-6 に示す。

表 54-6-5 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール水位／ 温度（ヒートサーモ式）	熱電対	-4,240～7,010mm <sup>*1</sup> (O. P. 21680～ 0. P. 32930mm) <sup>*2</sup>	1 (検出点 21 箇所)	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px;"></span>
		0～150℃		

\*1：計測範囲の零は、燃料ラック上端（O. P. 25920mm）

\*2：O. P.（女川原子力発電所工事用基準面）=T. M. S. L.（東京湾平均海面）-0.74m

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 54-6-6 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時	
使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	-4,240～7,010mm*2 (O.P. 21680～ O.P. 32930mm) *3	O.P. 32895mm*2	—	NWL から-0.9m (O.P. 31995mm)	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。
	0～150℃	52℃以下	—	最大値：100℃	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。

\*1：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

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

\*2：計測範囲の零は，燃料ラック上端（O.P. 25920mm）

\*3： O.P.（女川原子力発電所工事用基準面）=T.M.S.L.（東京湾平均海面）-0.74m

## 使用済燃料プールの水位／温度（ガイドパルス式）

### 1. 設置目的

使用済燃料プール水位及び温度について、使用済燃料プールに係る想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）を設置する。

### 2. 設備概要

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、ガイドパルス式検出器にて水位を気相／液相界面からの反射パルス信号を検出するまでの時間を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水位信号へ変更する処理を行った後、使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）として中央制御室に指示し、記録する。（図 54-6-11「使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図」参照。）

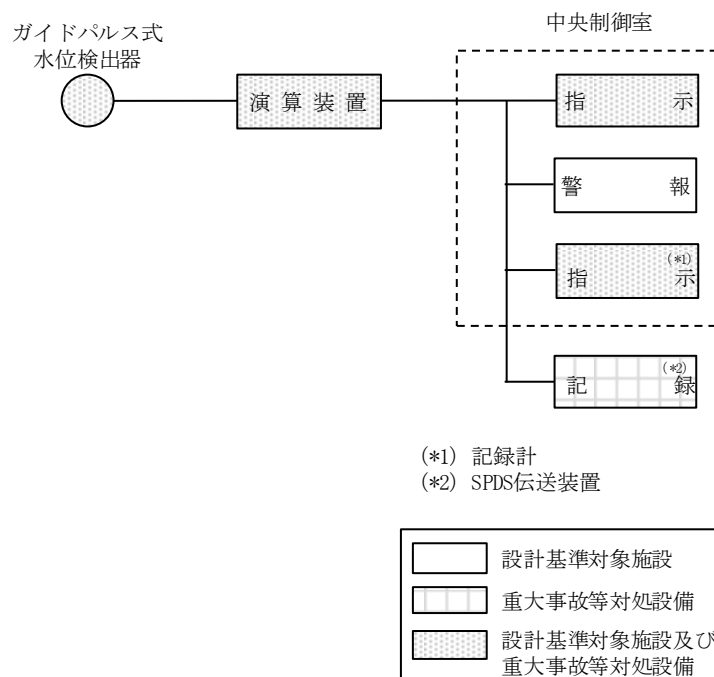


図 54-6-11 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、演算装置にて変換した後、使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）として中央制御室に指示し、記録する。（図 54-6-12「使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図」参照。）

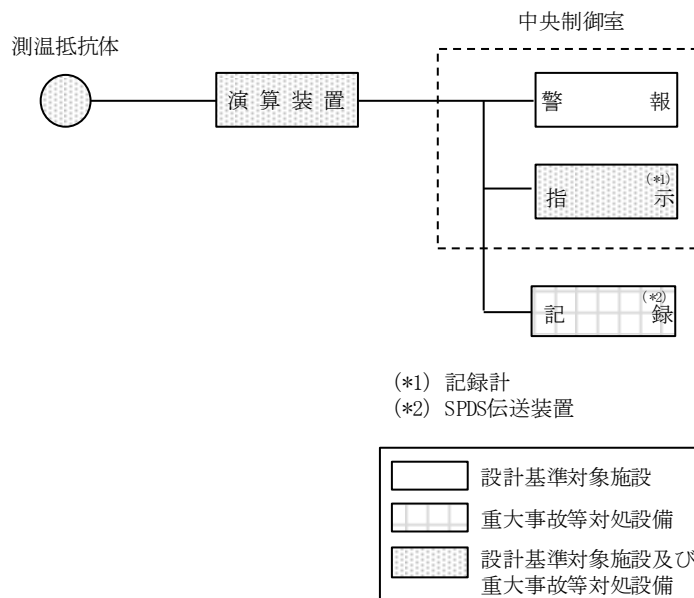


図 54-6-12 使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図

### 3. 計測範囲

使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の仕様を表 54-6-7 に、計測範囲を表 54-6-8 に示す。

表 54-6-7 使用済燃料プール水位／水温（ガイドパルス式）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）	ガイドパルス式検出器	-4,300～7,300mm <sup>*1</sup> (O.P. 21620～ O.P. 33220mm) <sup>*2</sup>	1	原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> </span>
	測温抵抗体	0～120℃	2	

\*1：計測範囲の零は、燃料ラック上端（O.P. 25920mm）

\*2：O.P.（女川原子力発電所工事用基準面）=T.M.S.L.（東京湾平均海面）-0.74m

表 54-6-8 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 <sup>*1</sup> と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時	
使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）	-4,300～7,300mm <sup>*2</sup> (O.P. 21620～ O.P. 33220mm) <sup>*3</sup>	O.P. 32895mm <sup>*3</sup>	O.P. 32895mm <sup>*3</sup>	NWL から-0.9m (O.P. 31995mm) <sup>*3</sup>	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。
	0～120℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。

\*1：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

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

\*2：計測範囲の零は、燃料ラック上端（O.P. 25920mm）

\*3：O.P.（女川原子力発電所工事用基準面）=T.M.S.L.（東京湾平均海面）-0.74m

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

## 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

### 1. 設置目的

使用済燃料プール上部の放射線量率について、使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）を設置する。

なお、重大事故等時において、より広範囲の計測を可能とするため、高線量と低線量の放射線モニタを設置する。

### 2. 設備概要

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は、前置増幅器で増幅され、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に指示し、記録する。（図 54-6-13 「使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の概略構成図」参照。）

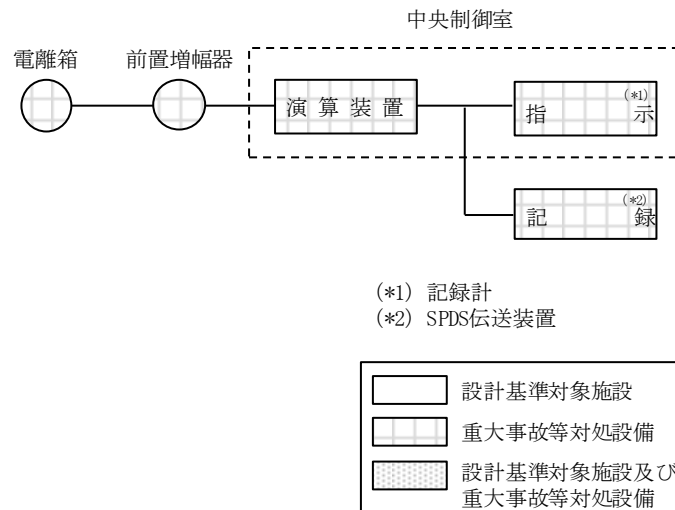


図 54-6-13 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の概略構成図

### 3. 計測範囲

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の仕様を表 54-6-9 に、計測範囲を表 54-6-10 に示す。



表 54-6-9 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）	電離箱	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	1	原子炉建屋 <input type="text"/>
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	1	原子炉建屋 <input type="text"/>

表 54-6-10 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時	
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	バックグラウンドレベル	-	$8.9 \times 10^{-1} \text{mSv/h}$	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲（ $5.4 \times 10^{-2} \sim 10^7 \text{mSv/h}$ ）にわたり放射線量率を監視可能。
	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$				

\*1：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

54-7  
接続図

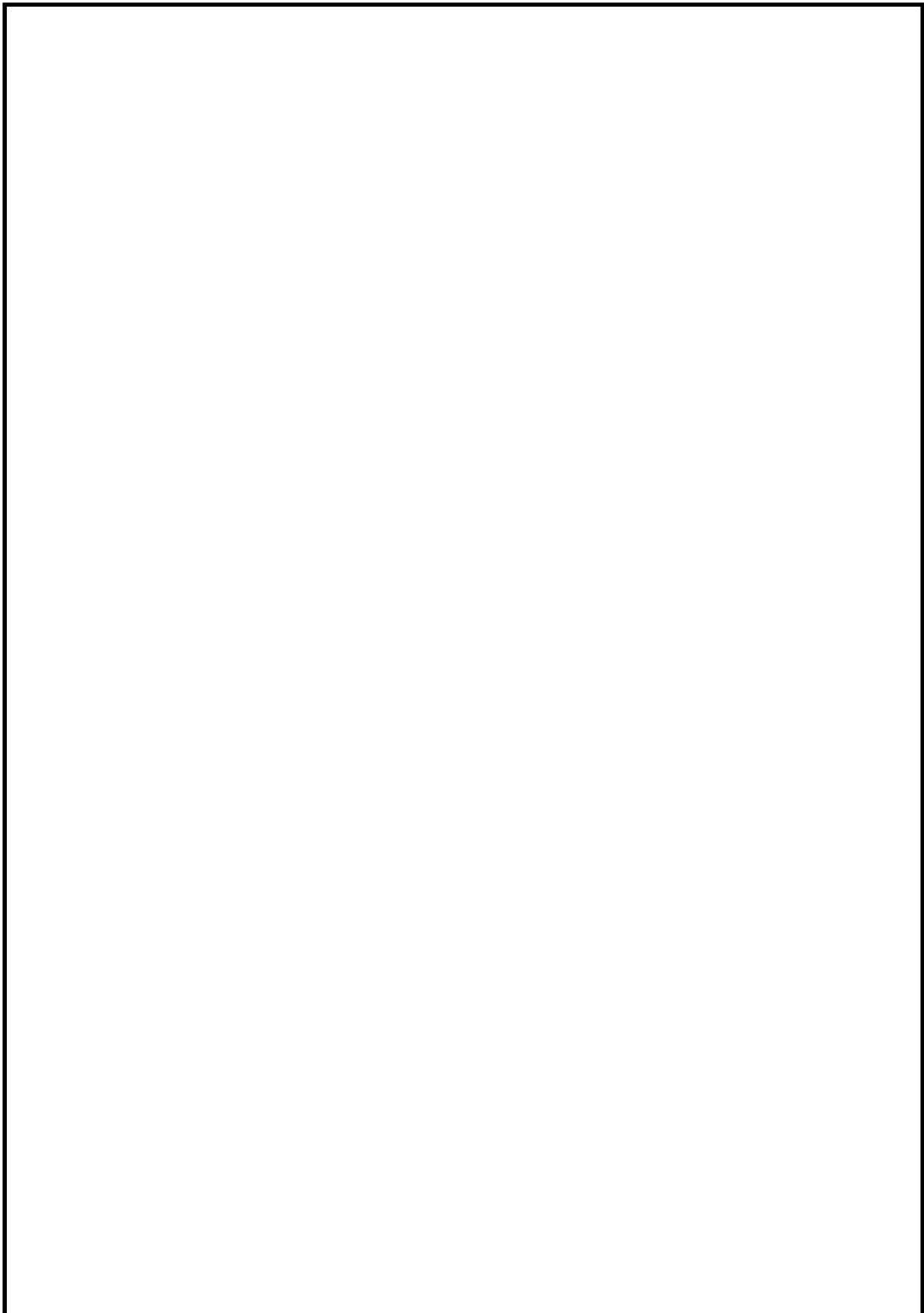


図 54-7-1 燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）  
及び燃料プールのスプレイ系 接続図  
（淡水貯水槽からルート 1 を経由して原子炉建屋までの接続）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

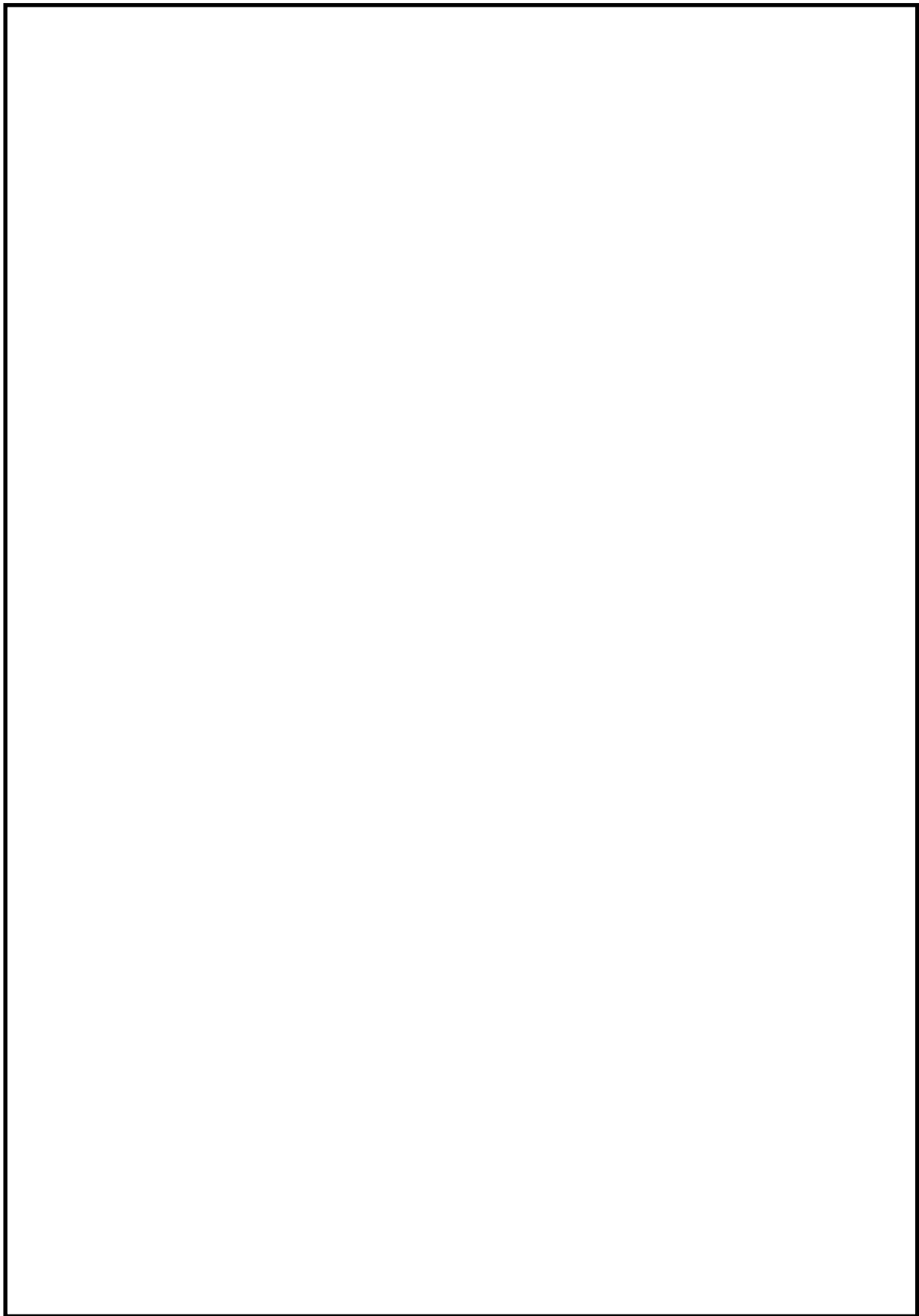


図 54-7-2 燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）  
及び燃料プールのスプレイ系 接続図  
（淡水貯水槽からルート 2 を経由して原子炉建屋までの接続）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

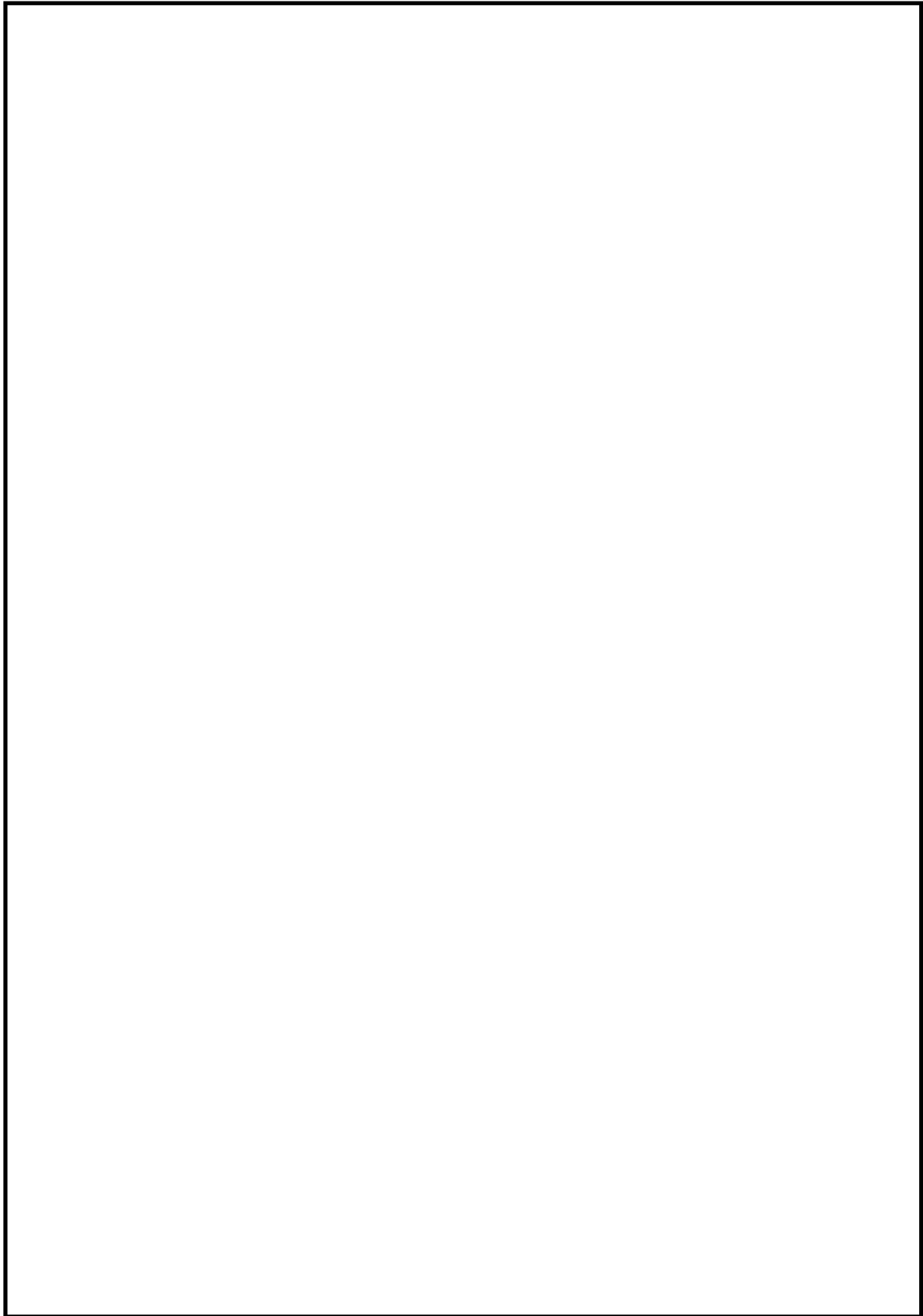


図 54-7-3 燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）  
及び燃料プールのスプレイ系 接続図  
（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

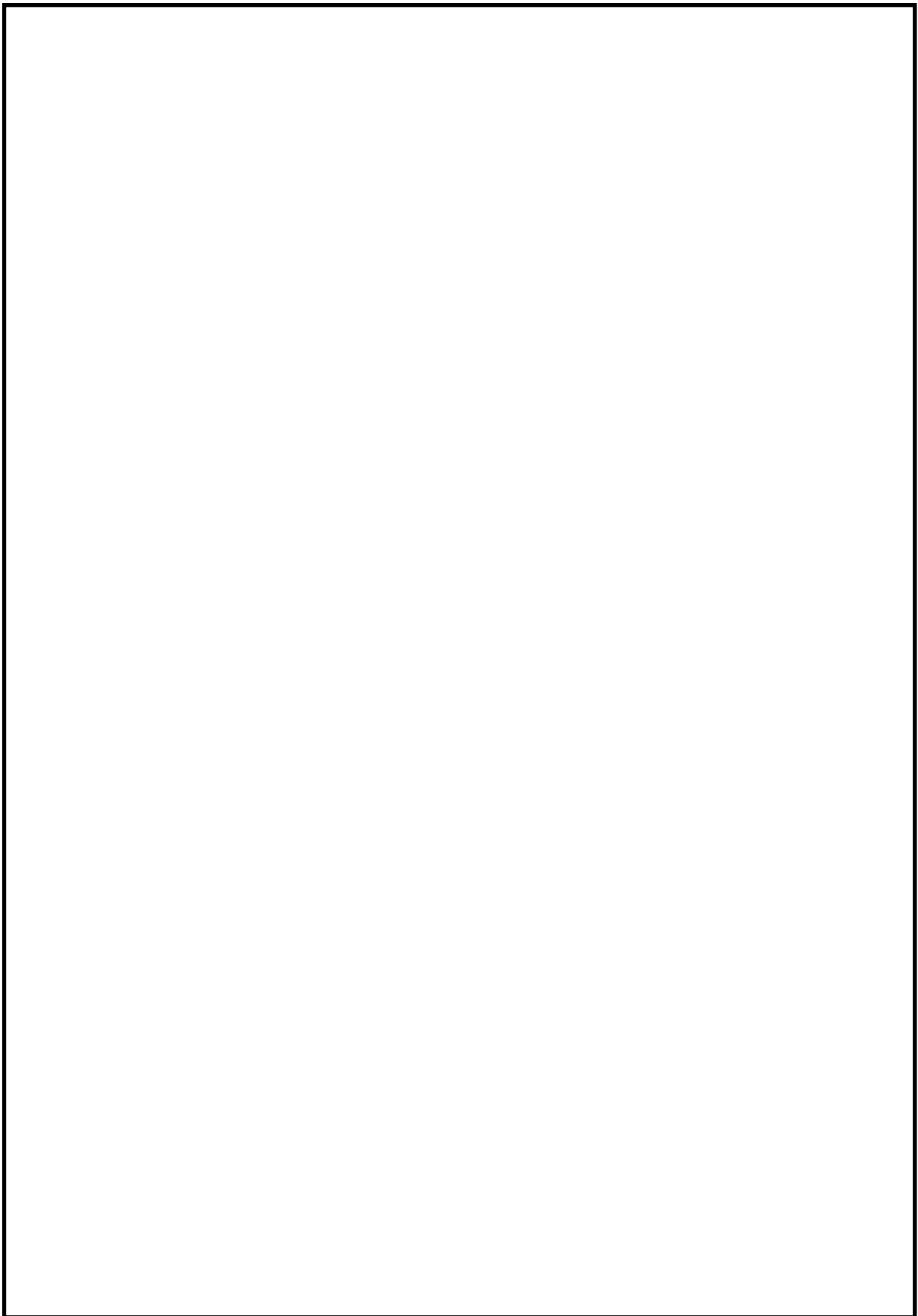


図 54-7-4 燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）  
及び燃料プールスプレイ系 接続図  
（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

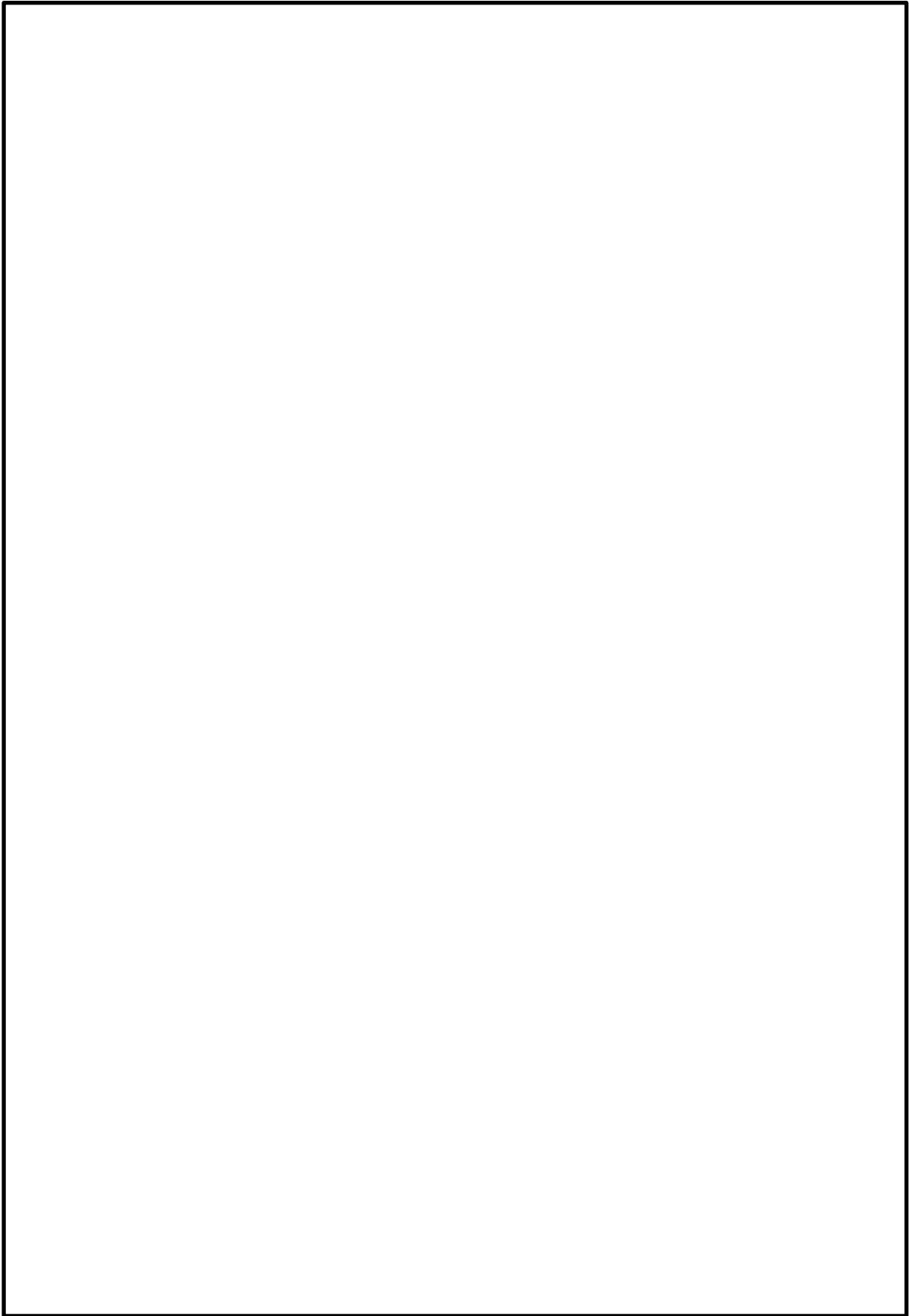


図 54-7-5 原子炉補機代替冷却水系 接続図  
(2号炉海水ポンプ室から熱交換器ユニット接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

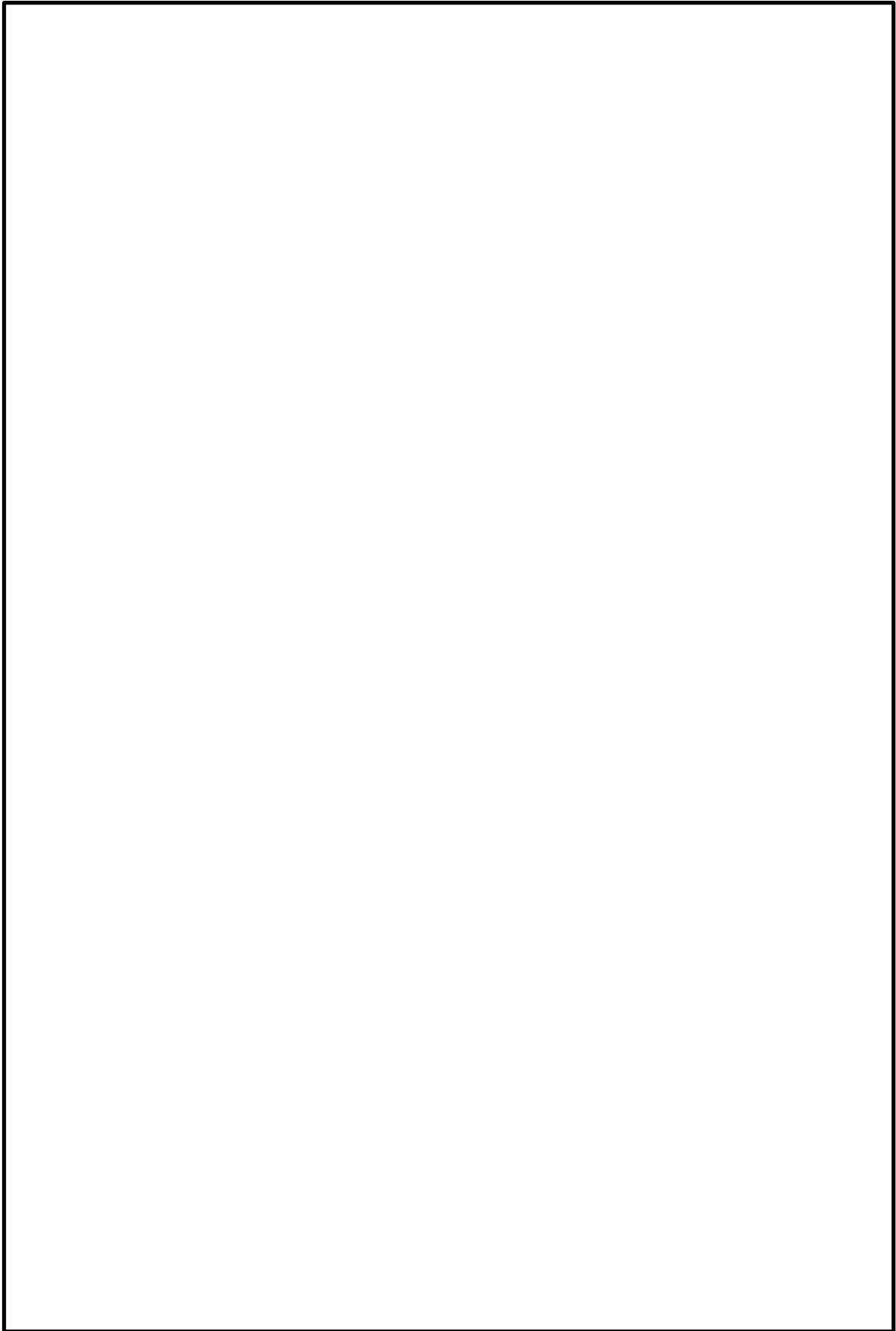


図 54-7-6 原子炉補機代替冷却水系 接続図  
(2号炉取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (海側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



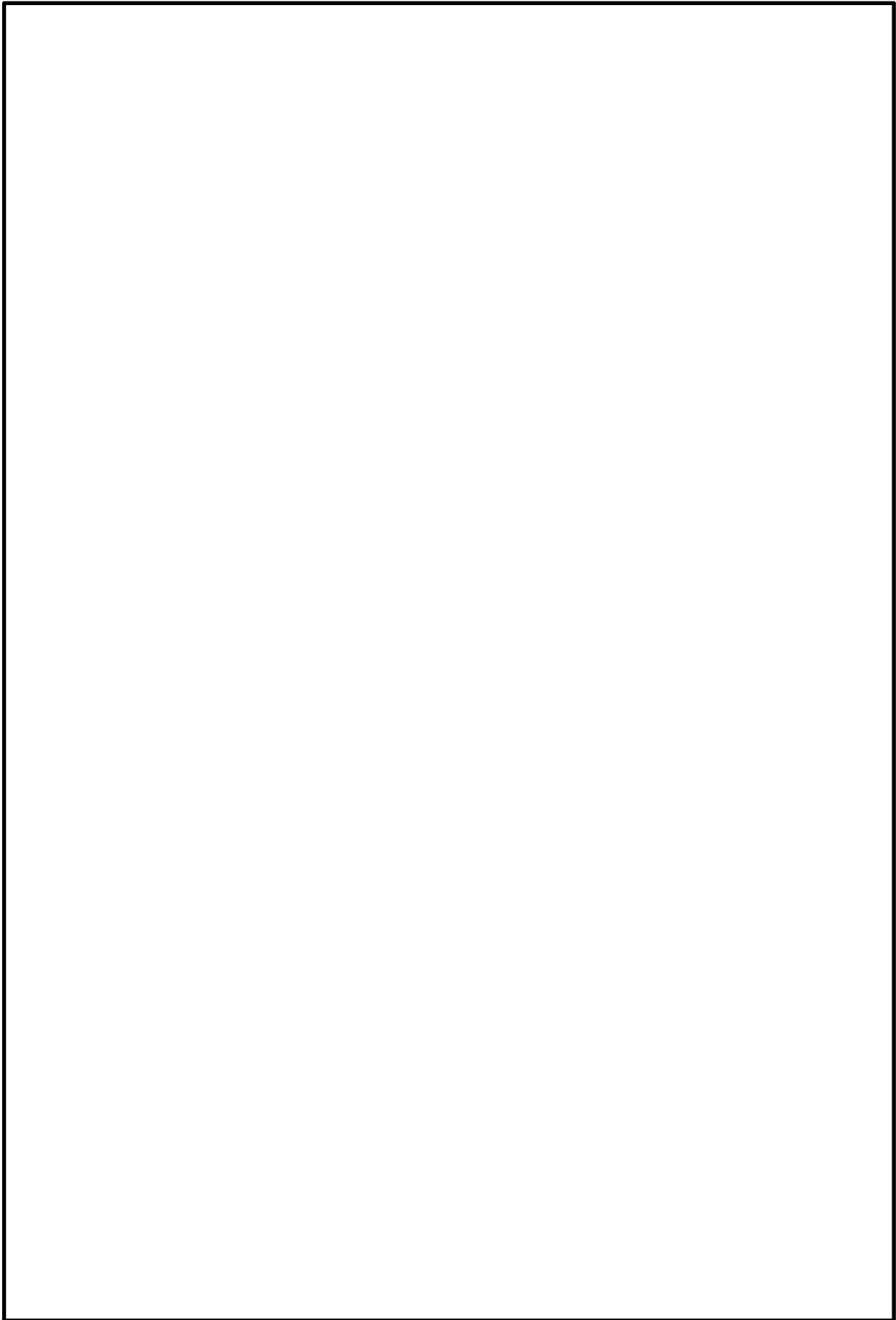


図 54-7-7 原子炉補機代替冷却水系 接続図  
( 2 号炉取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (山側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

54-8  
保管場所図

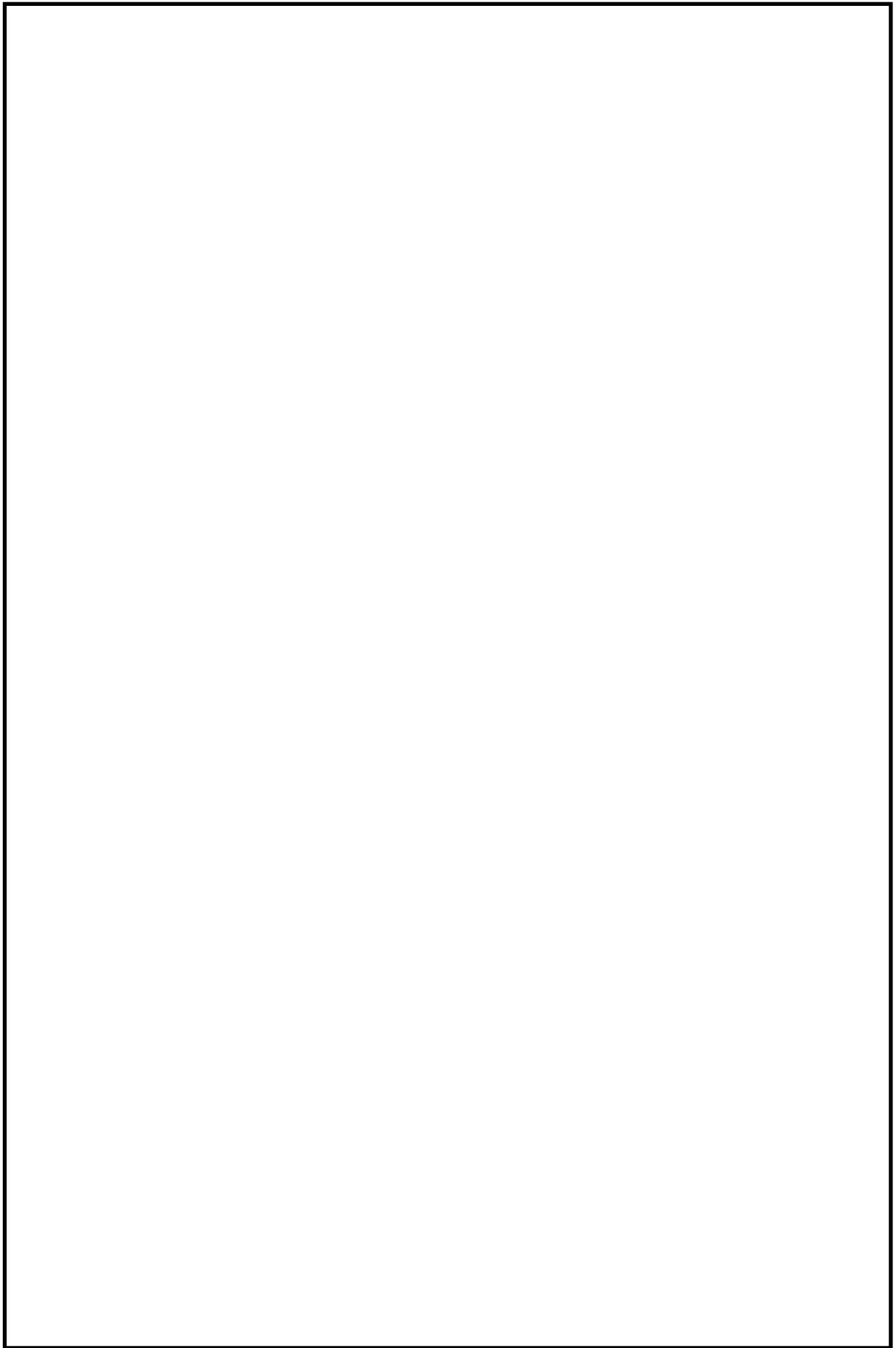


図 54-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

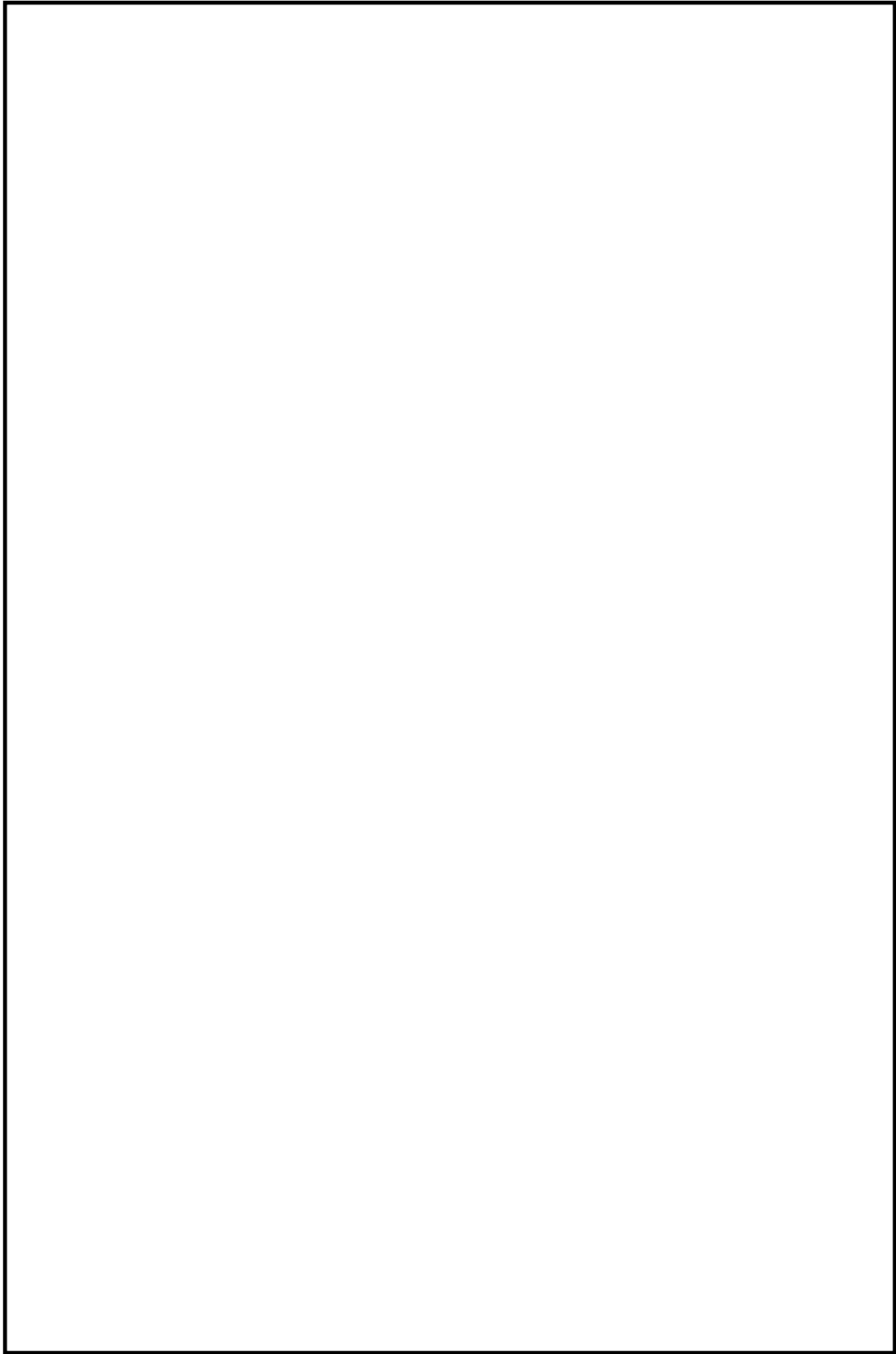


図 54-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

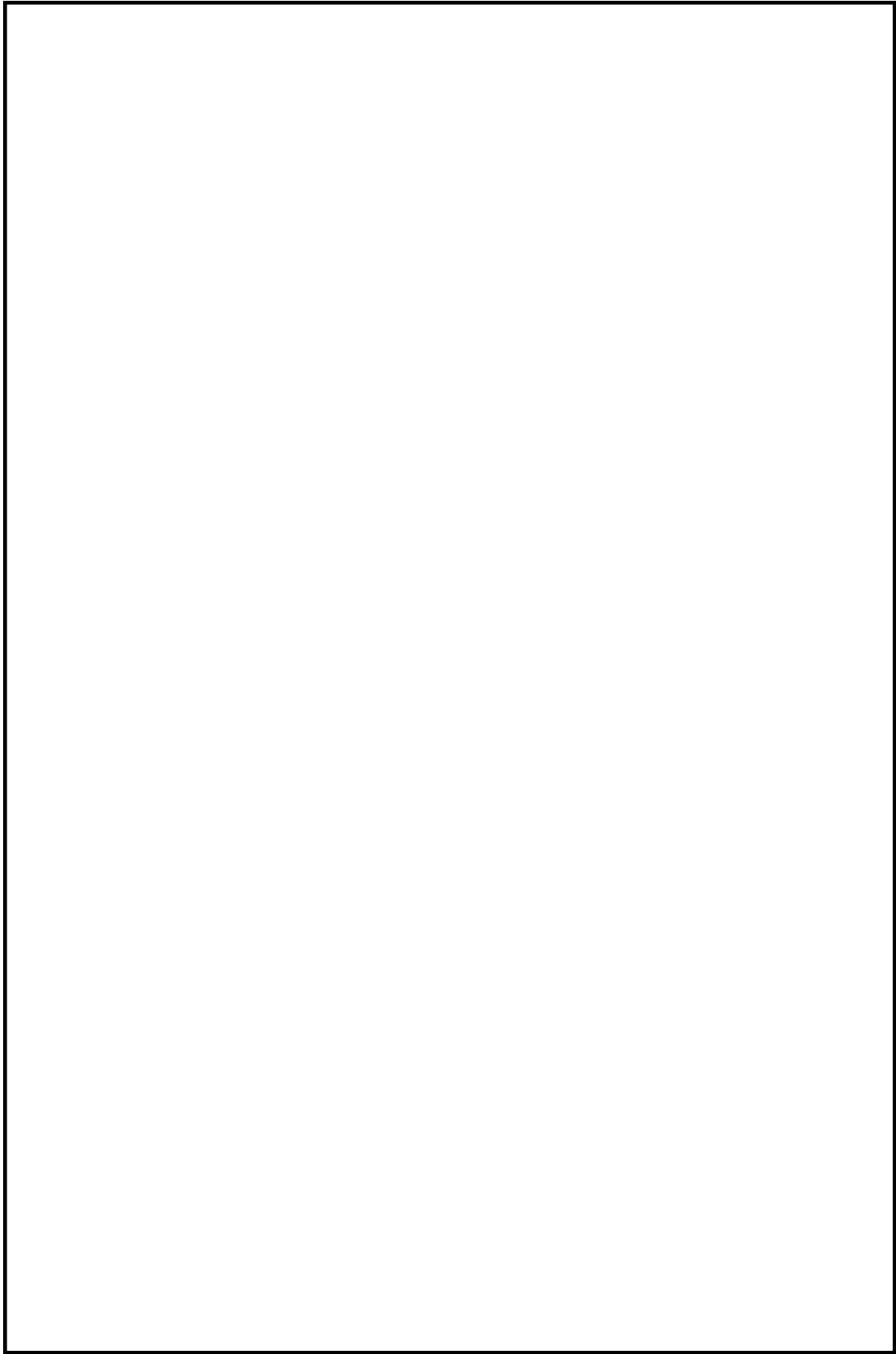


図 54-8-3 保管場所図（屋外機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

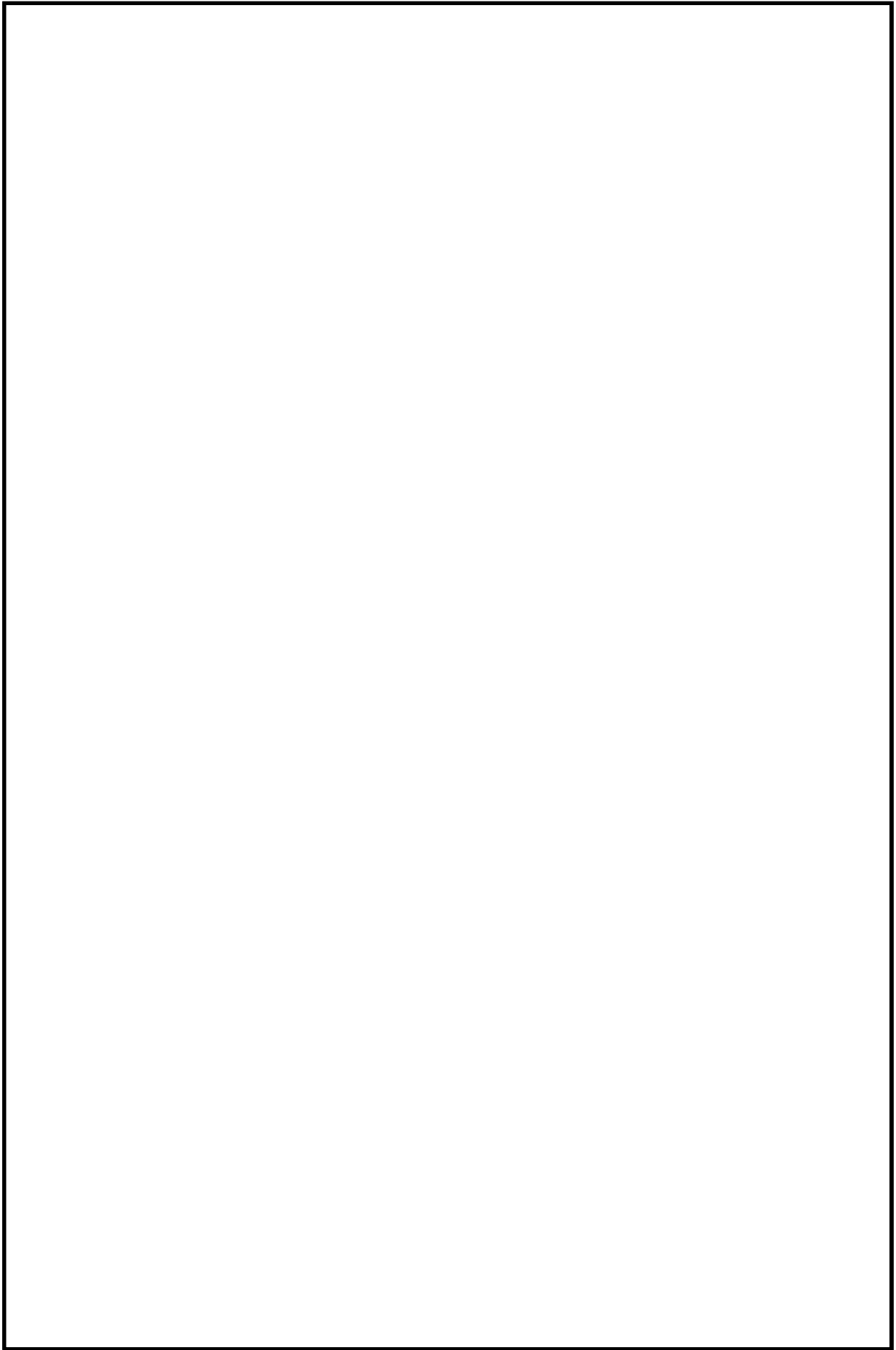


図 54-8-4 保管場所図（原子炉建屋  機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

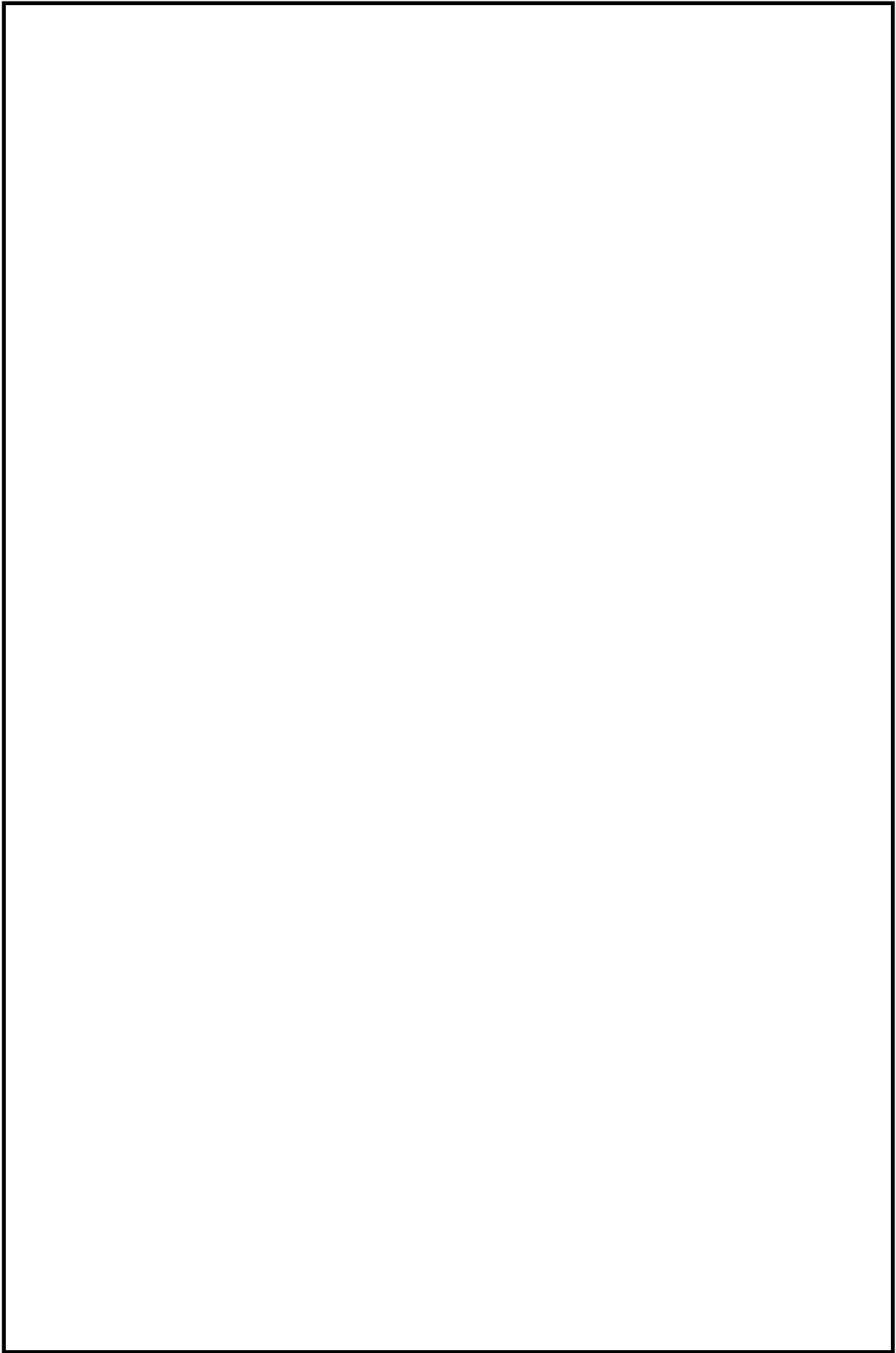


図 54-8-5 保管場所図（原子炉建屋  機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

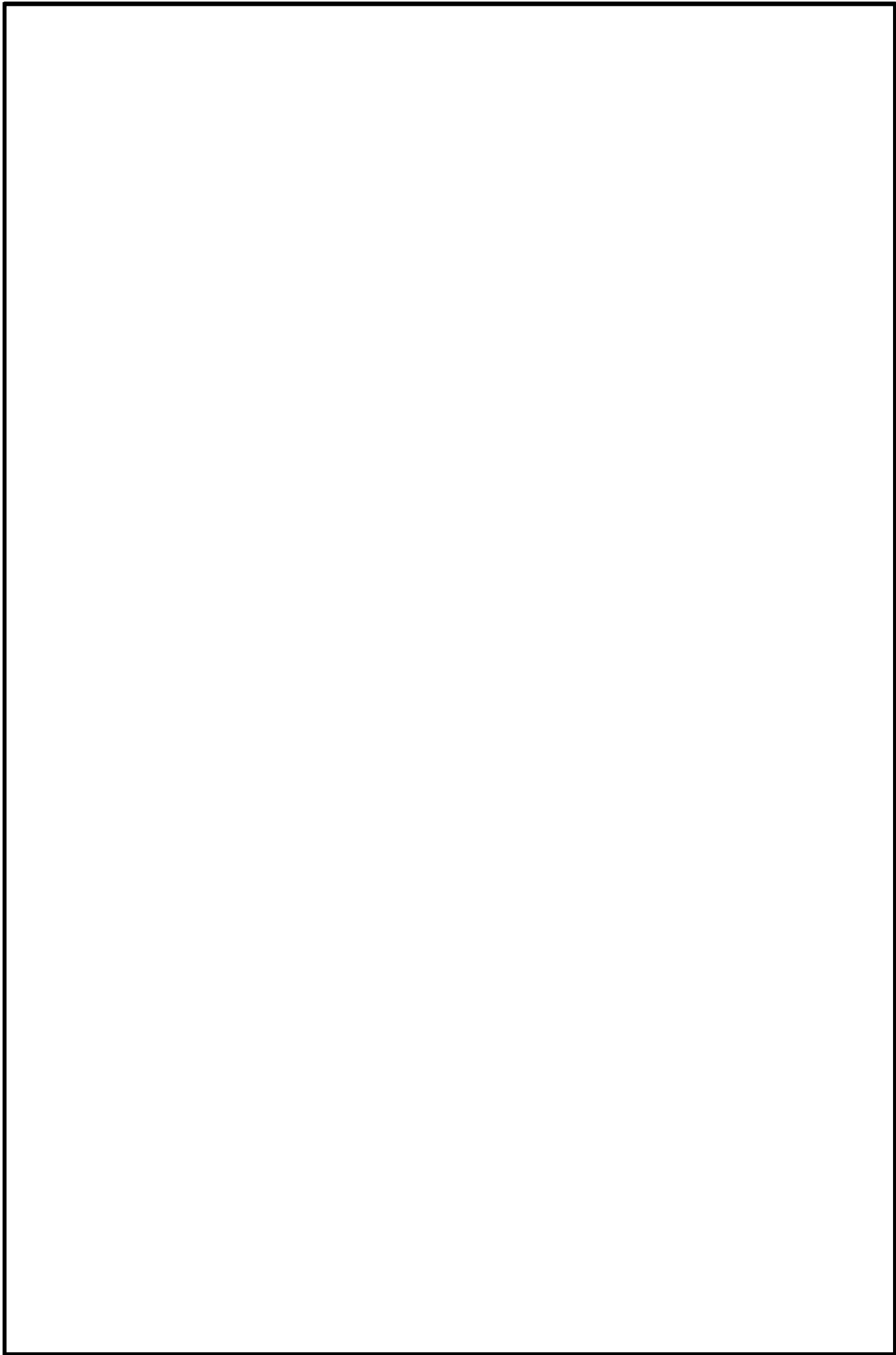
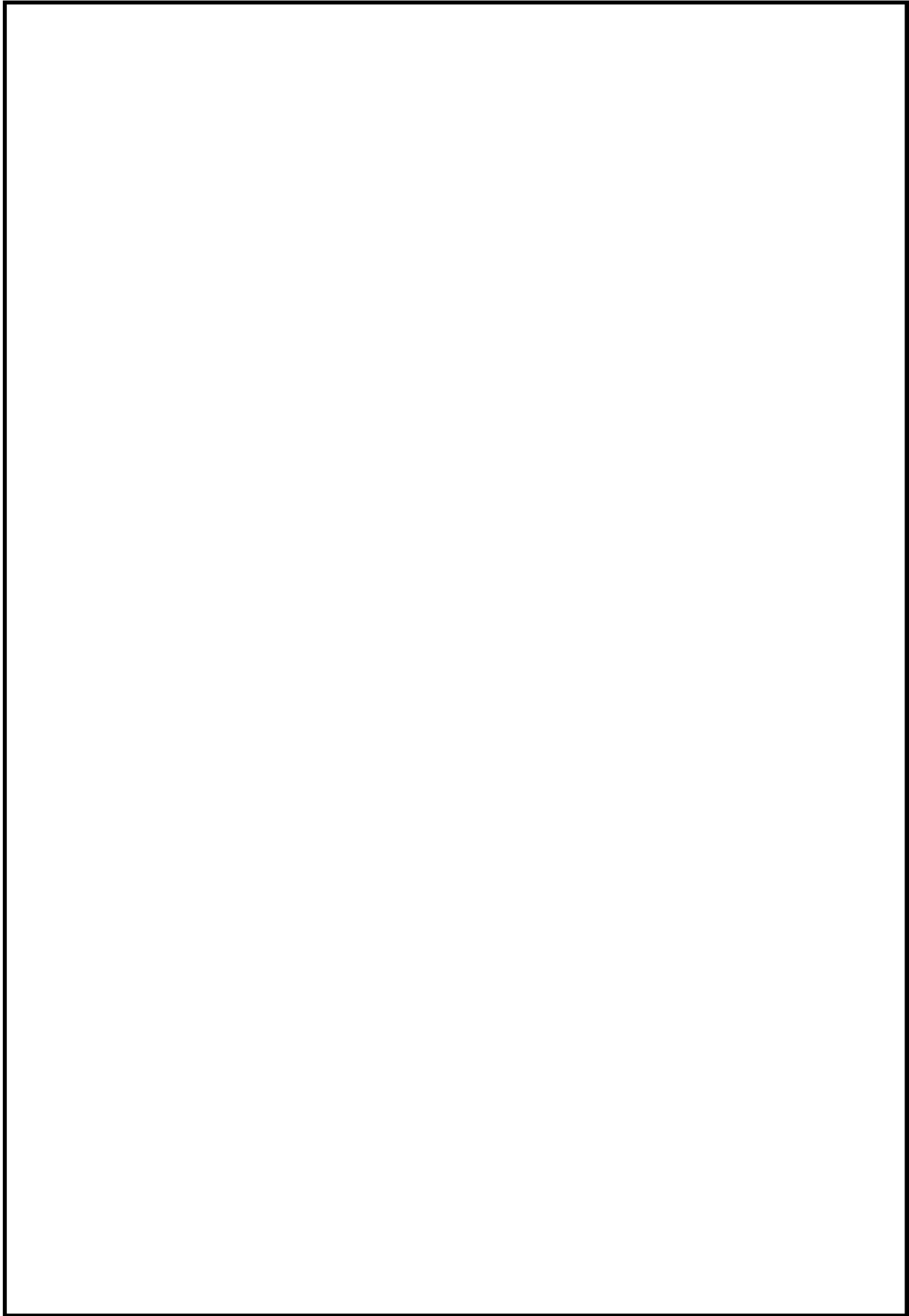


図 54-8-6 保管場所図（原子炉建屋  機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



54-9  
アクセスルート図



女川原子力発電所2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（02-NP-0026（改7）」  
（平成30年4月19日提出版）より抜粋

図 54-9-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 54-9-2 地震時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

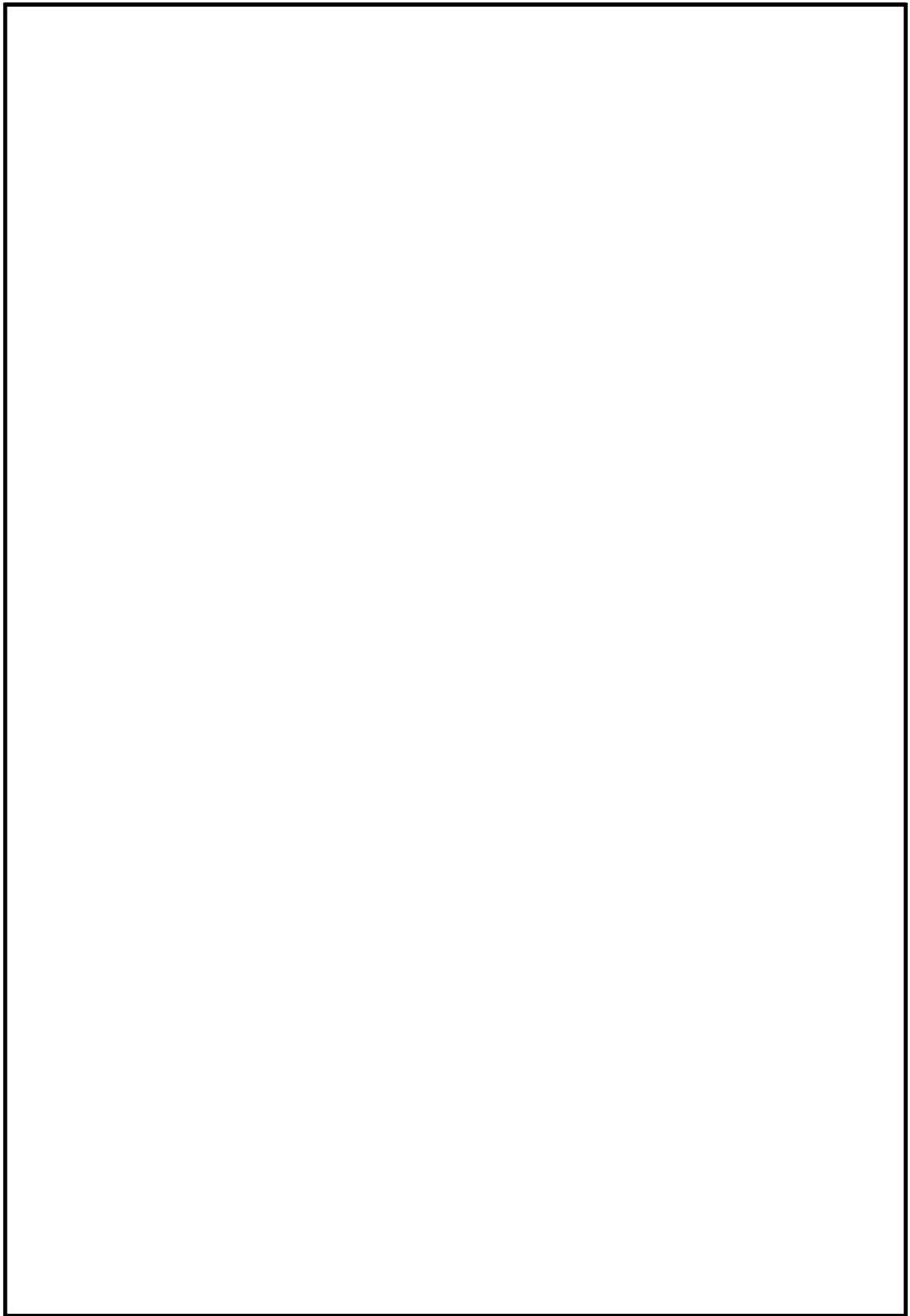


図 54-9-3 津波時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

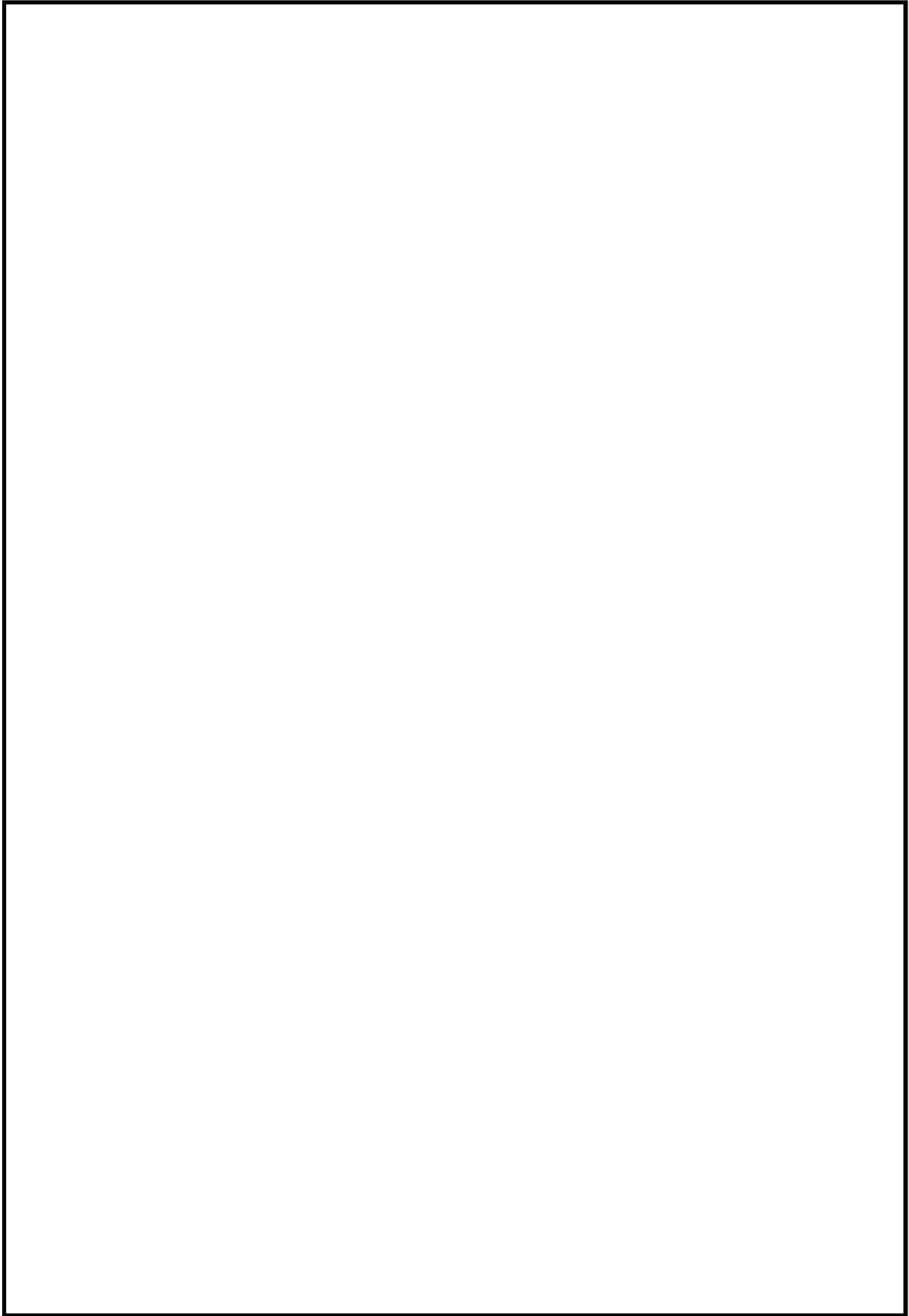


図 54-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

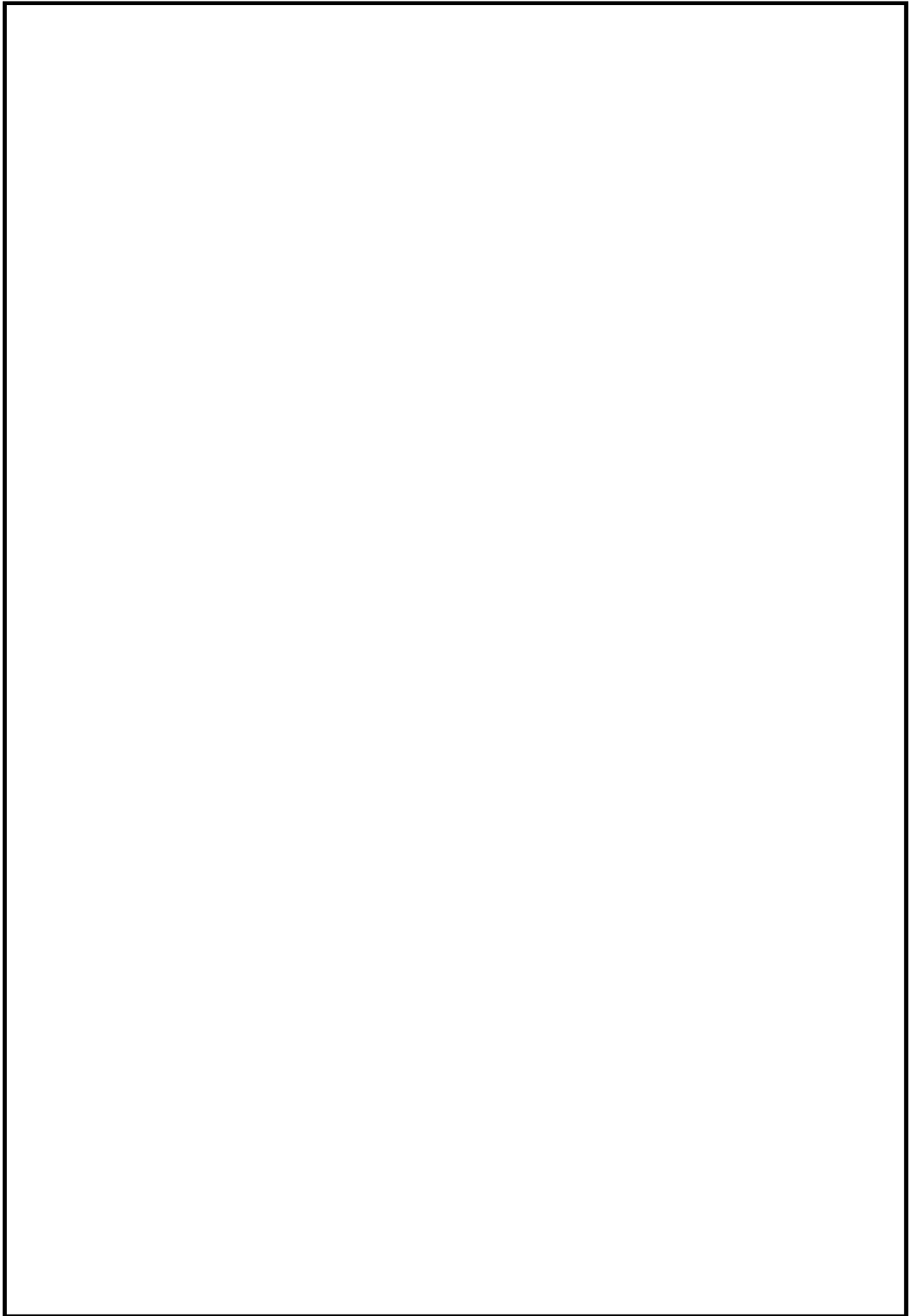


図 54-9-5 屋内アクセスルート (1/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

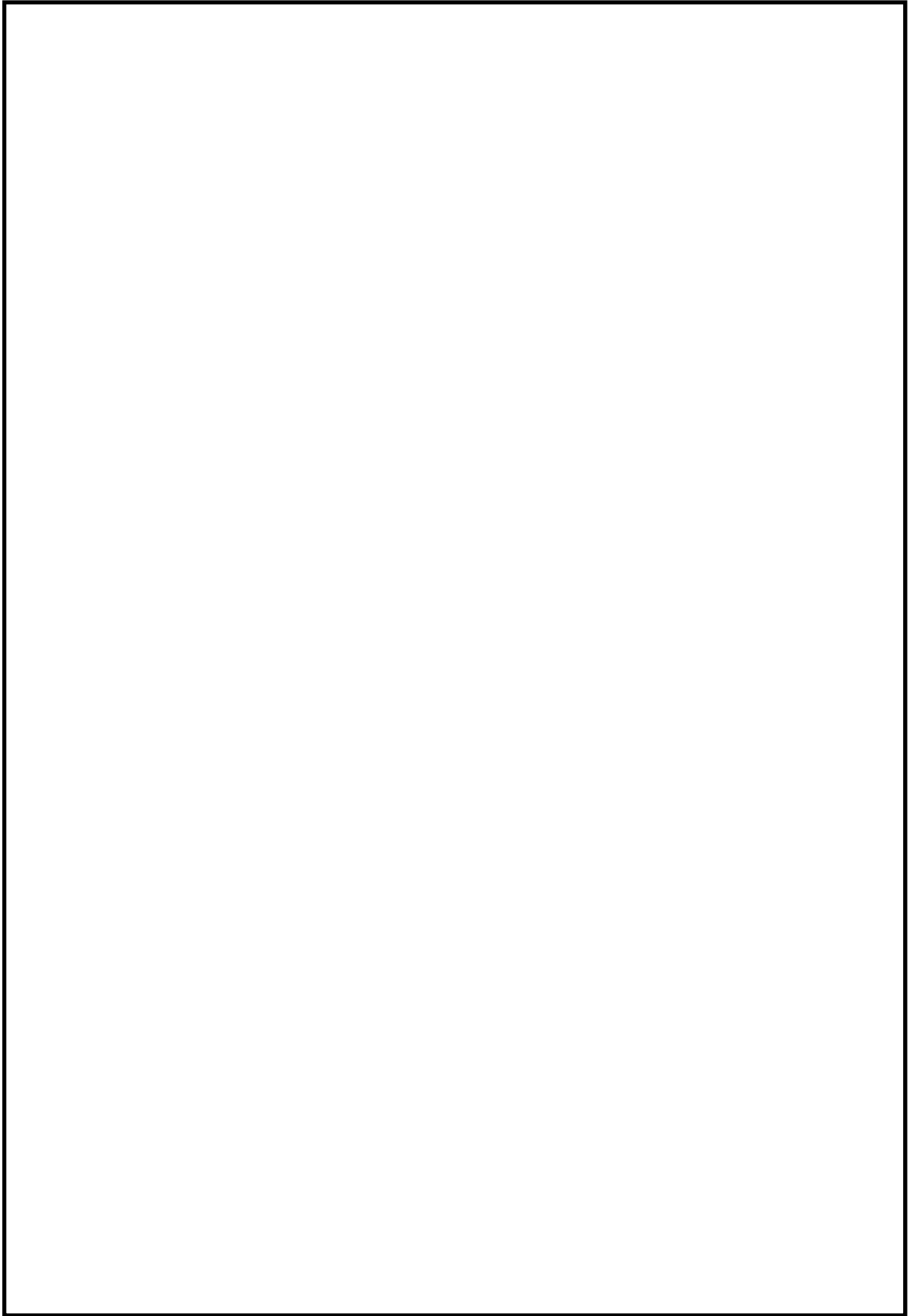


図 54-9-6 屋内アクセスルート (2/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

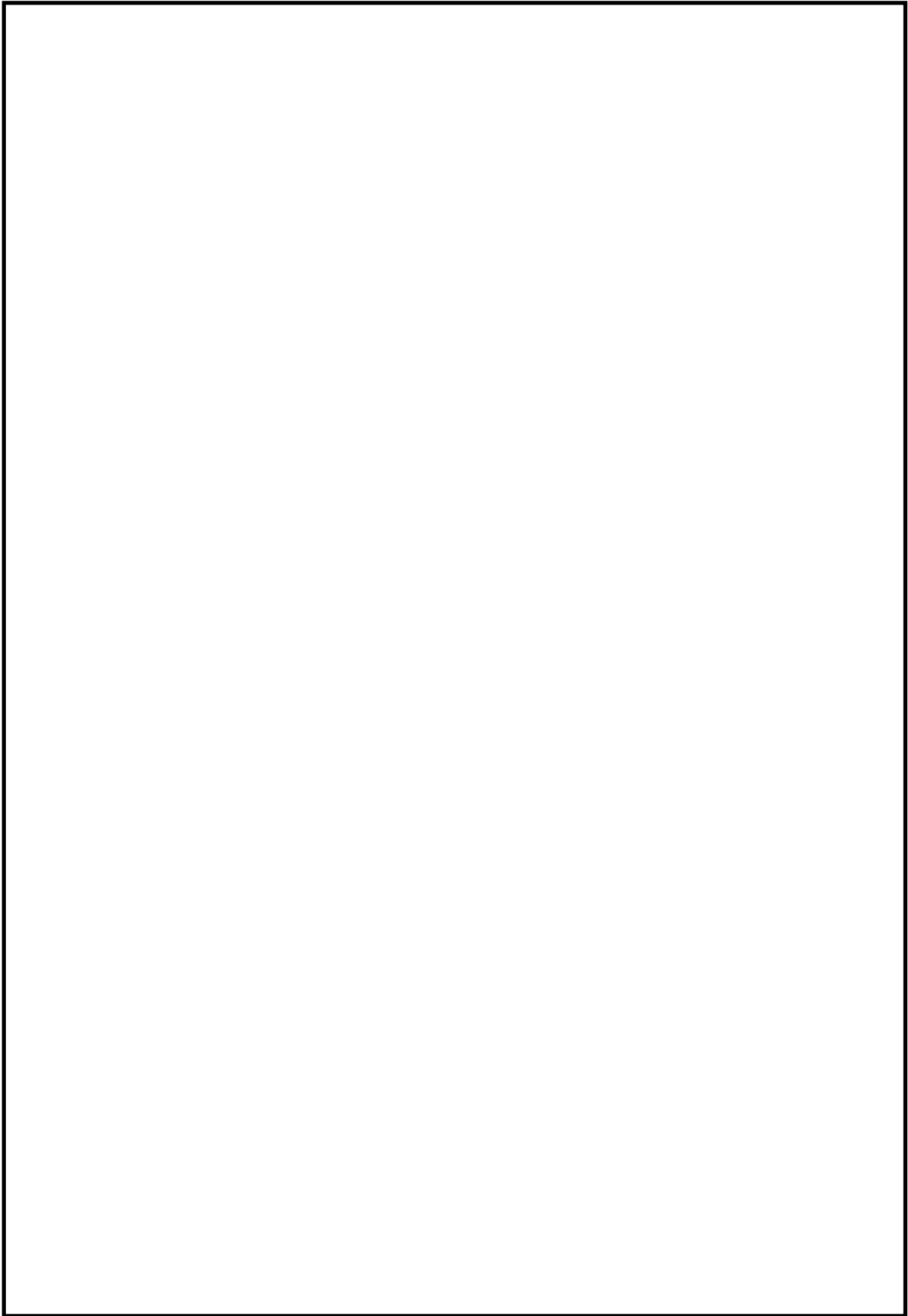


図 54-9-7 屋内アクセスルート (3/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

54-9-7



54-10

その他使用済燃料プールの冷却等のための設備について

使用済燃料プールの冷却等のための自主対策設備として、以下を整備する。

1. ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却等のための自主対策設備として、ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水手段を整備する。

ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水手段は、ろ過水ポンプを用い、ろ過水タンクを水源として、補給水系、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の配管を通じて使用済燃料プールへ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	FW 系連絡第一弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FW 系連絡第二弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR A系 FPC 供給連絡弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	
⑧	FPC RHR 戻り連絡弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	
⑨	ろ過水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	

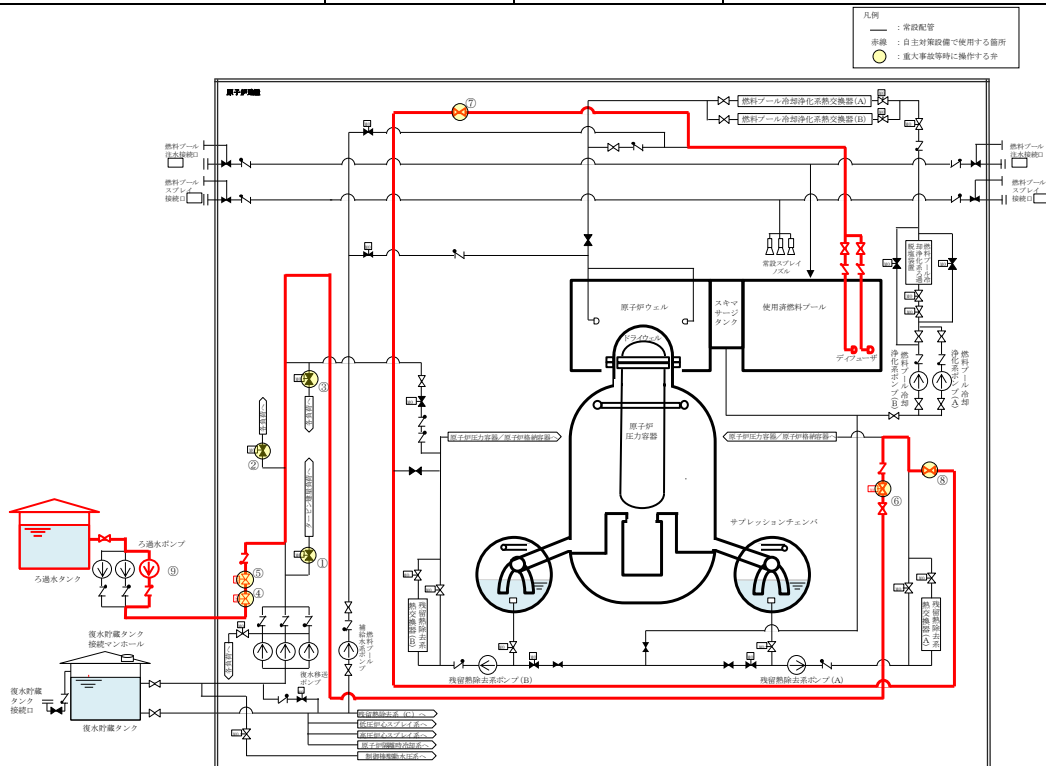


図 54-10-1 ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水  
残留熱除去系(A)系を經由して注水する場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	FW 系連絡第一弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FW 系連絡第二弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR B 系 FPC 供給連絡弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	
⑧	FPC RHR 戻り連絡弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)	
⑨	ろ過水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	

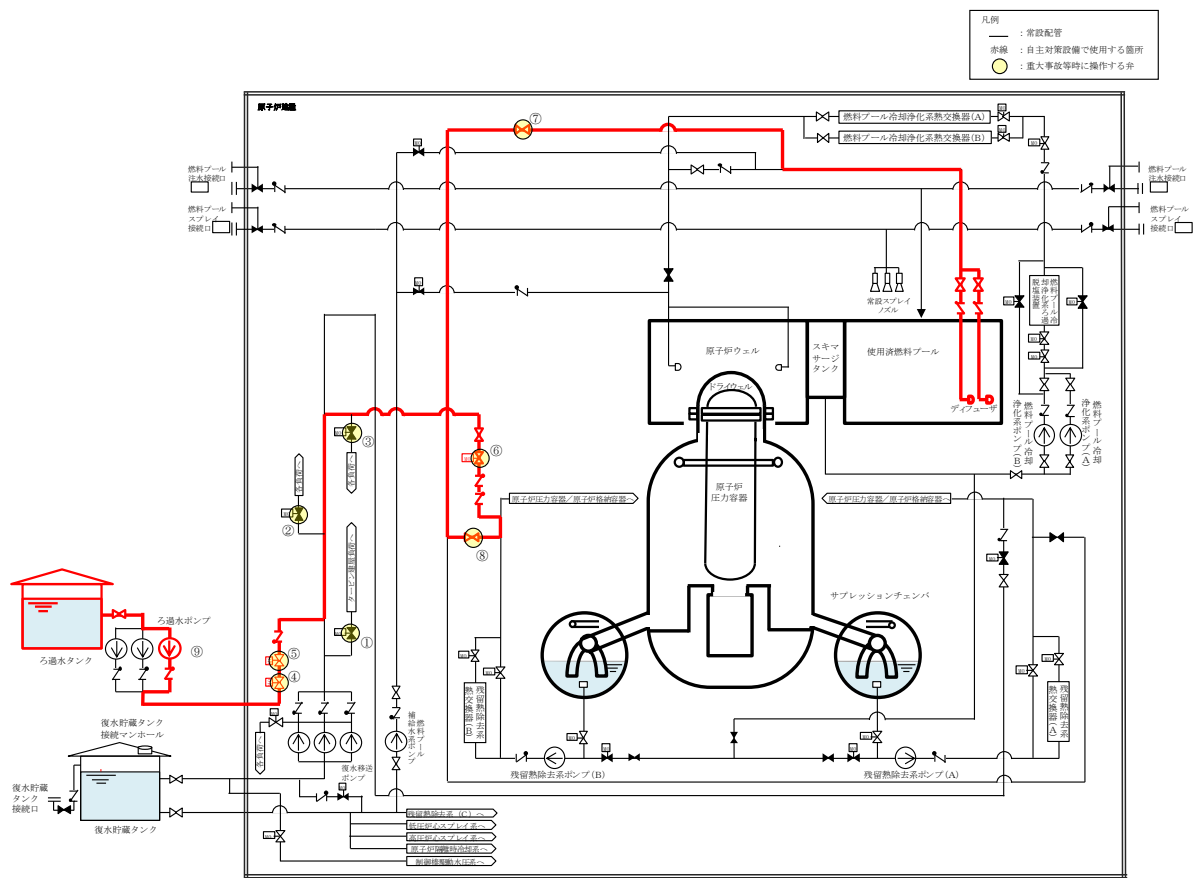


図 54-10-2 ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水  
 残留熱除去系(B)系を經由して注水する場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3. 燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールの冷却等のための自主対策設備として、燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ手段を整備する。

燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ手段は、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用い、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源として、燃料プールのスプレイ系（常設配管）の配管を通じて使用済燃料プールへスプレイする。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	原子炉建屋北側燃料プール スプレイ元弁	全閉→全開	手動操作	屋外	
③	燃料プール注水・スプレイ（常設 配管）弁	全閉→調整開	手動操作	屋外	
④	大容量送水ポンプ（タイプ I）	停止→起動	スイッチ操作	屋外	

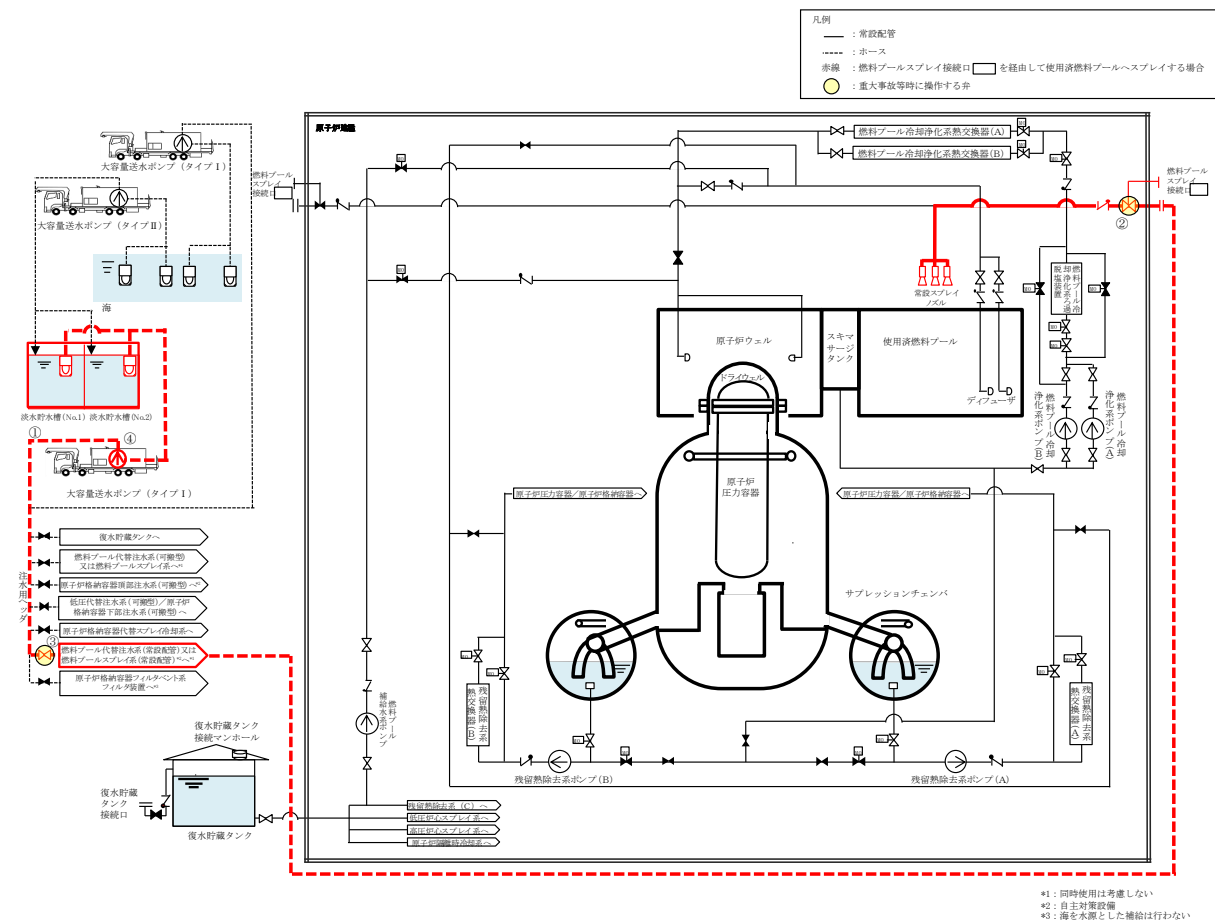


図 54-10-3 燃料プールのスプレイ系（常設配管）系統概略図  
 燃料プールのスプレイ接続口□を経由してスプレイする場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	原子炉建屋東側燃料プール スプレイ元弁	全閉→全開	手動操作	屋外	
③	燃料プール注水・スプレイ（常設 配管）弁	全閉→調整開	手動操作	屋外	
④	大容量送水ポンプ（タイプ I）	停止→起動	スイッチ操作	屋外	

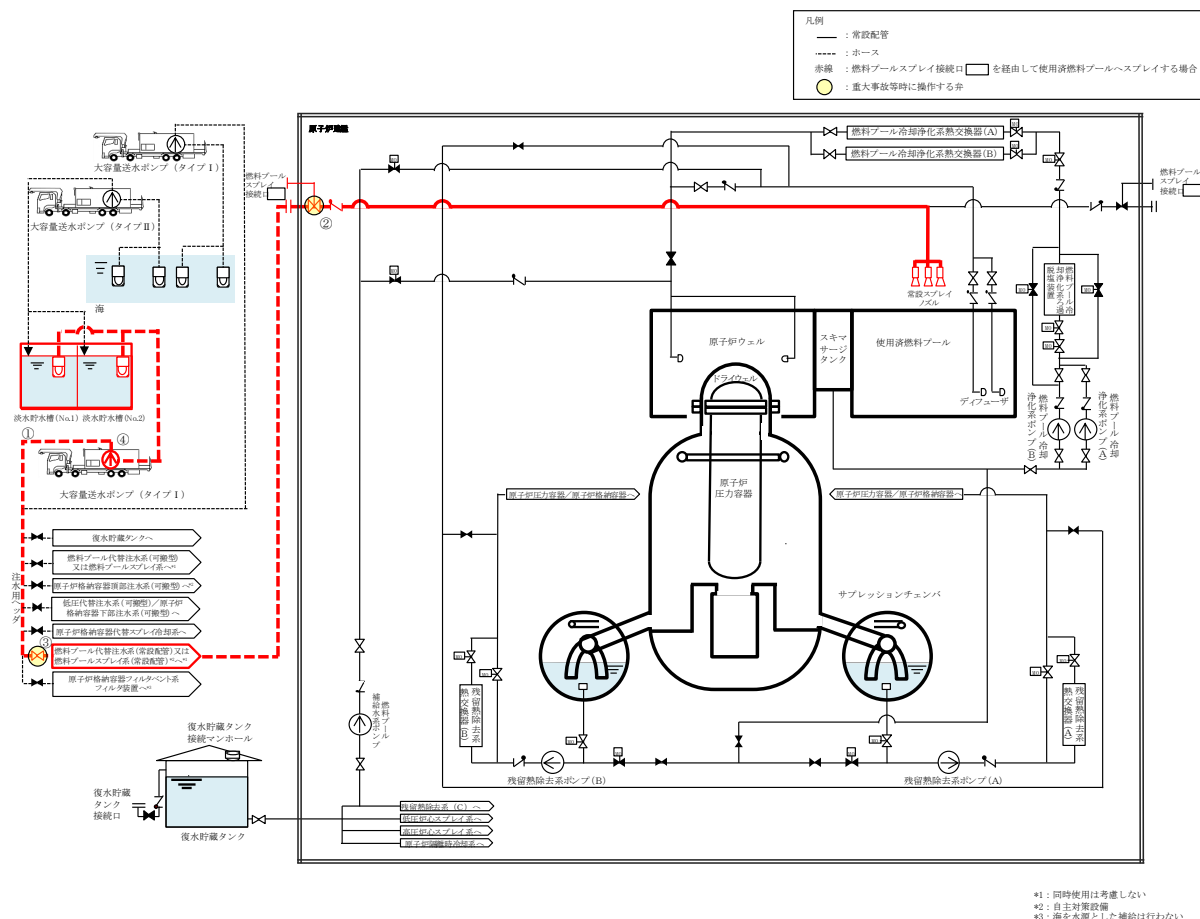


図 54-10-4 燃料プールスプレイ系（常設配管）系統概略図  
燃料プールスプレイ接続口 □ を經由してスプレイする場合

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

54-11

使用済燃料プール監視設備

1. 使用済燃料プール監視設備について

使用済燃料プールの水位，温度及び使用済燃料プール上部の放射線量率を監視する検出器の計測結果の指示又は表示及び記録する計測装置を設置する。使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）は，重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。

また，使用済燃料プール監視カメラは，重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。

なお，全交流動力電源が喪失した場合でも，代替電源設備からの給電が可能な設計とし，中央制御室で監視可能な設計とする。

2. 設備概要について

2.1 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

(1) 水位計測について

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール底部付近（O. P. 21680mm）から上方に20箇所を設置した液相及び気相の熱電対にて温度を起電力として検出する。ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化を確認することにより間接的に水位を監視することができ，検出した起電力は，使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）として中央制御室に指示し，記録する。（図54-11-1「使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の概略構成図」参照。）

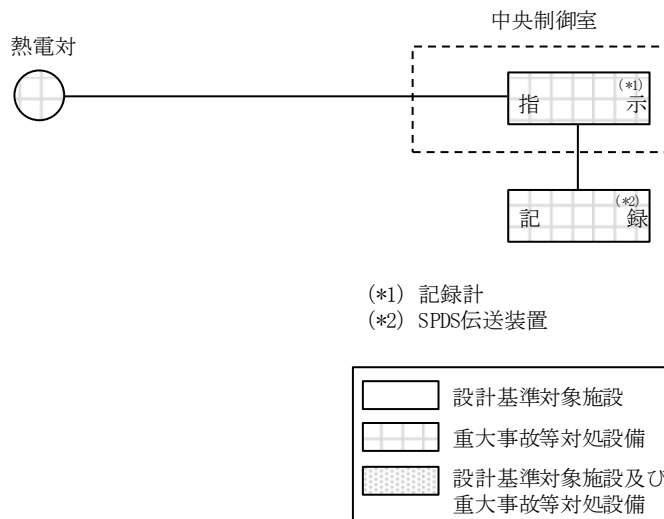


図54-11-1 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の概略構成図

(設備仕様)

計測範囲：O. P. 21680 mm～O. P. 32730 mm (液相)

O. P. 32930 mm (気相)

個 数：1個 (検出点20箇所)

設置場所：原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内)

使用済燃料プール水位 (ヒートサーモ式) は、第54条第1項で要求される想定事故 (第37条解釈3-1(a)想定事故1 (冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び(b)想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故) ) 及び第54条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料プール底部付近 (O. P. 21680mm) から使用済燃料プール上端付近 (O. P. 32930mm) を計測範囲とする。

(図54-11-3「使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の計測範囲」参照。)

## (2) 温度計測について

使用済燃料プール温度 (ヒートサーモ式) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、使用済燃料プール温度 (ヒートサーモ式) として中央制御室に指示し、記録する。

(図54-11-2「使用済燃料プール温度 (ヒートサーモ式) の概略構成図」参照。)

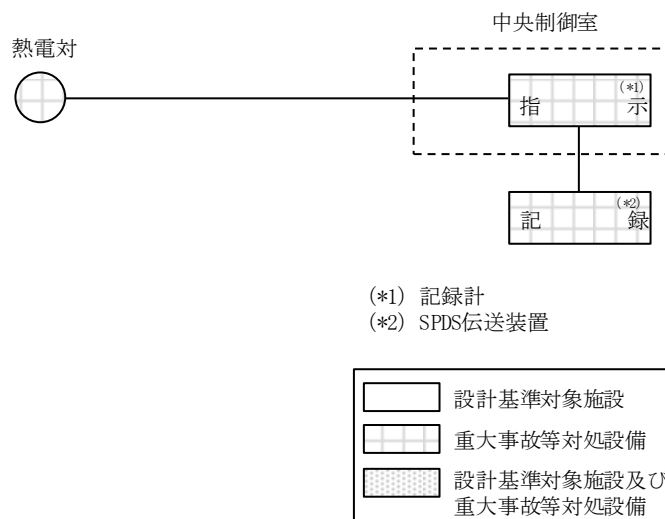


図54-11-2 使用済燃料プール温度 (ヒートサーモ式) の概略構成図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



(設備仕様)

計測範囲：0～150℃

個 数：1個（検出点21箇所）

設置場所：原子炉建屋           （原子炉建屋原子炉棟内）

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）は、第54条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり、水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：使用済燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位（O. P. 31995mm））においても温度計測可能な設置場所とする。また、第54条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測可能な設置場所とする。

（図54-11-3「使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測範囲」参照。）

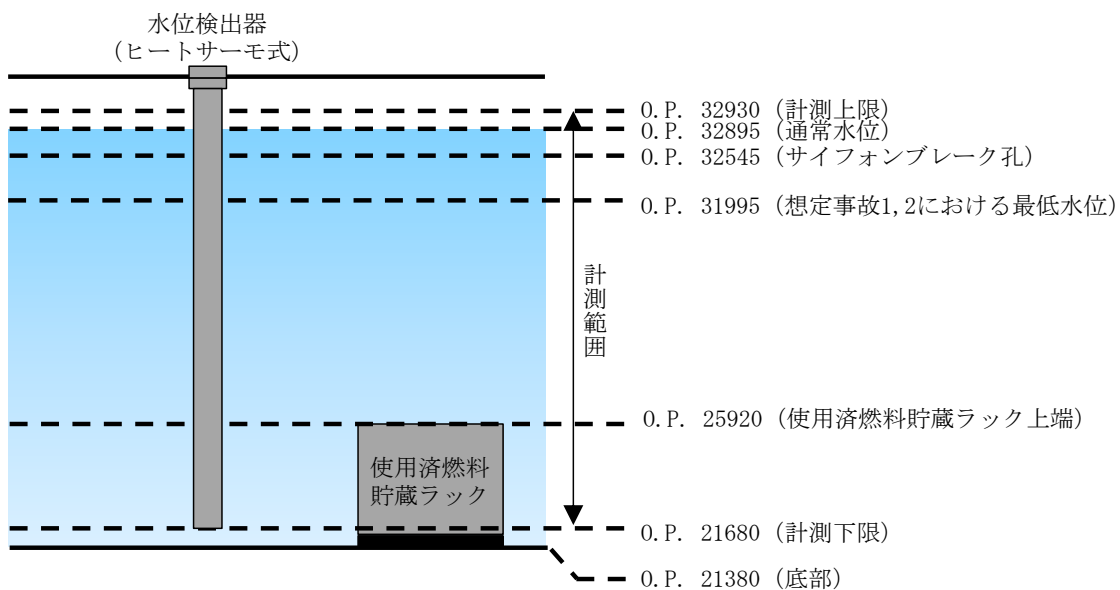


図54-11-3 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測範囲

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

## 2.2 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

### (1) 水位計測について

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、ガイドパルス式検出器にて水位を気相／液相界面からの反射パルス信号を検出するまでの時間を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水位信号へ変更する処理を行った後、使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）として中央制御室に指示し、記録する。

（図 54-11-4「使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図」参照。）

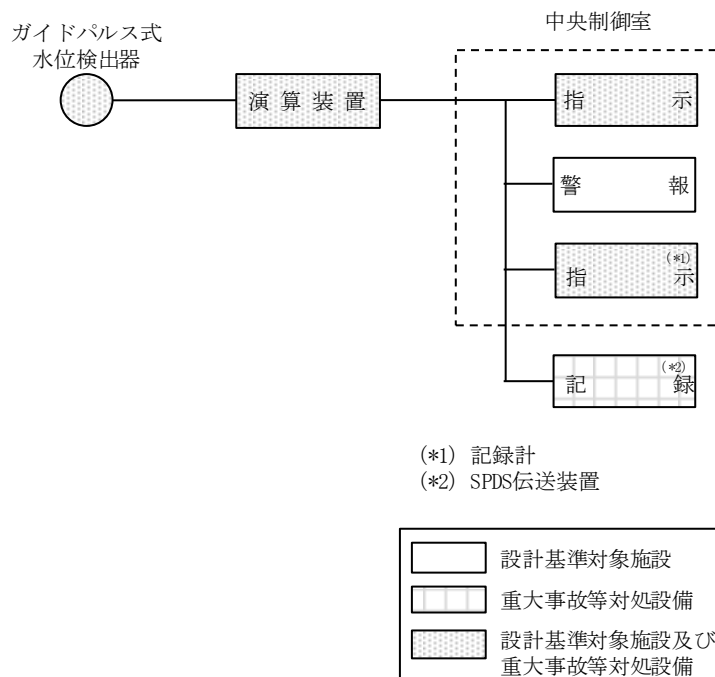


図54-11-4 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図

(設計仕様)

計測範囲 : 0. P. 21620 mm～0. P. 33220 mm

個 数 : 1個

設置場所 : 原子炉建屋                      (原子炉建屋原子炉棟内)

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、第54条第1項で要求される想定事故（第37条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発による水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））及び第54条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料プール底部付近（0. P. 21620mm）から使用済燃料プール上端付近（0. P. 33220mm）を計測範囲とする。（図54-11-6「使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の計測範囲」参照。）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 温度計測について

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，测温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は，演算装置にて変換した後，使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）として中央制御室に指示し，記録する。（図54-11-5「使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図」参照。）

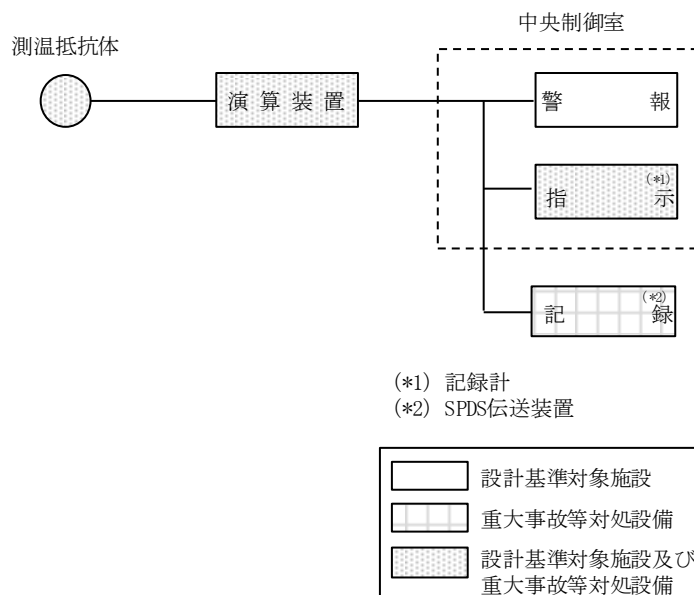


図54-11-5 使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : 0～120℃

個 数 : 2

設置場所 : 原子炉建屋   (原子炉建屋原子炉棟内)

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）は，第54条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり，水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：使用済燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位（O. P. 31995mm））においても温度計測可能な設置場所とする。また，第54条第2項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測可能な設置場所とする。（図54-11-6「使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）計測範囲」参照。）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

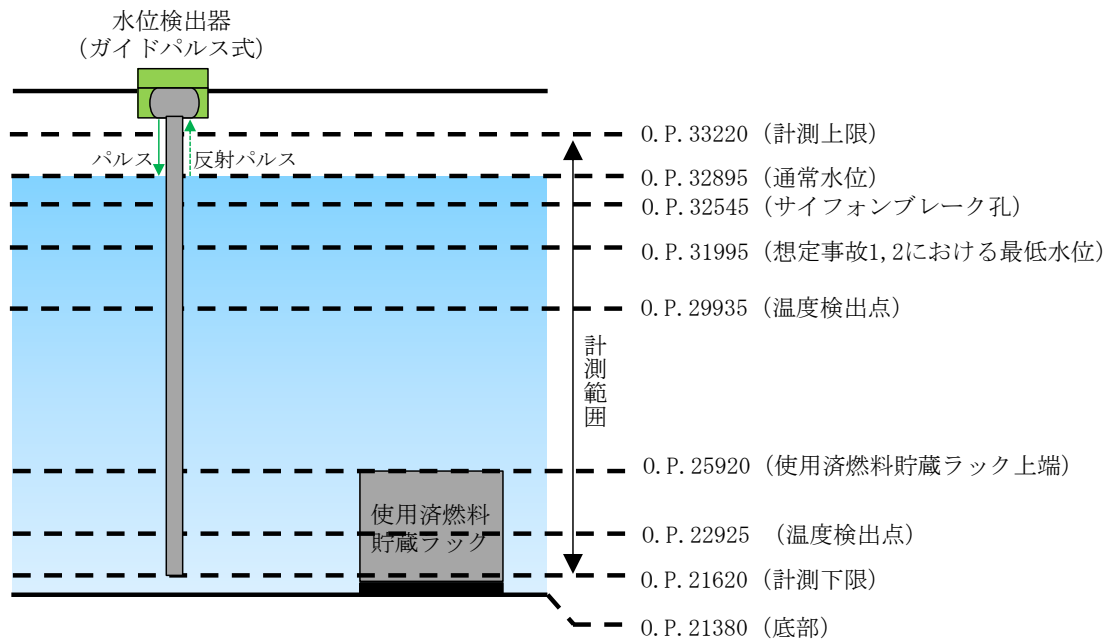


図 54-11-6 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) 計測範囲

### 2.3 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は，前置増幅器で増幅され，演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率として中央制御室に指示し，記録する。

なお，重大事故等時において，より広範囲の計測を可能とするため，高線量と低線量の放射線モニタを設置する。（図 54-11-7「使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の概略構成図」参照。）

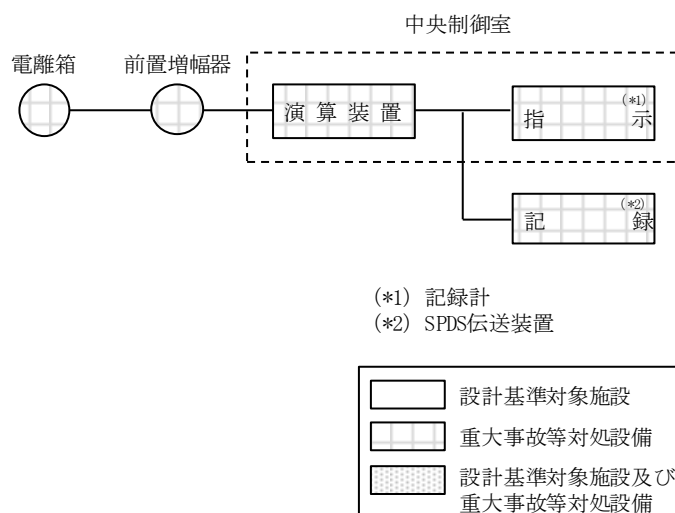


図 54-11-7 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の概略構成図

（設備仕様）

（高線量）

計測範囲 :  $10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

個 数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋  （原子炉建屋原子炉棟内）

（低線量）

設置場所 :  $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$

個 数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋  （原子炉建屋原子炉棟内）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

使用済燃料プール上部空間放射線モニタの計測範囲は、作業従事者に対する放射線防護の観点より、原子炉建屋 $\square$ (原子炉建屋原子炉棟内)における線量当量率限度を考慮した設計とする。原子炉建屋 $\square$ (原子炉建屋原子炉棟内)における遮蔽設計区分は、遮蔽区分C ( $C < 0.05\text{mSv/h}$ ) となり、これらを考慮した計測範囲とする。

計測範囲の下限値は、上記設計区分Cの上限線量当量率を計測可能な範囲 ( $10^{-2}\text{mSv/h} \leq \text{計測範囲}$ ) とする。計測範囲の上限値は、遮蔽区分C ( $C < 0.05\text{mSv/h}$ ) が計測可能な計測範囲であること、かつ、重大事故等時に使用済燃料プール水位の異常な低下が発生し、使用済燃料が露出した場合に想定される最大線量率を計測可能な範囲 ( $\sim 10^8\text{mSv/h}$ ) とする。

(図 54-11-8 「水位と放射線量率の関係」参照。)

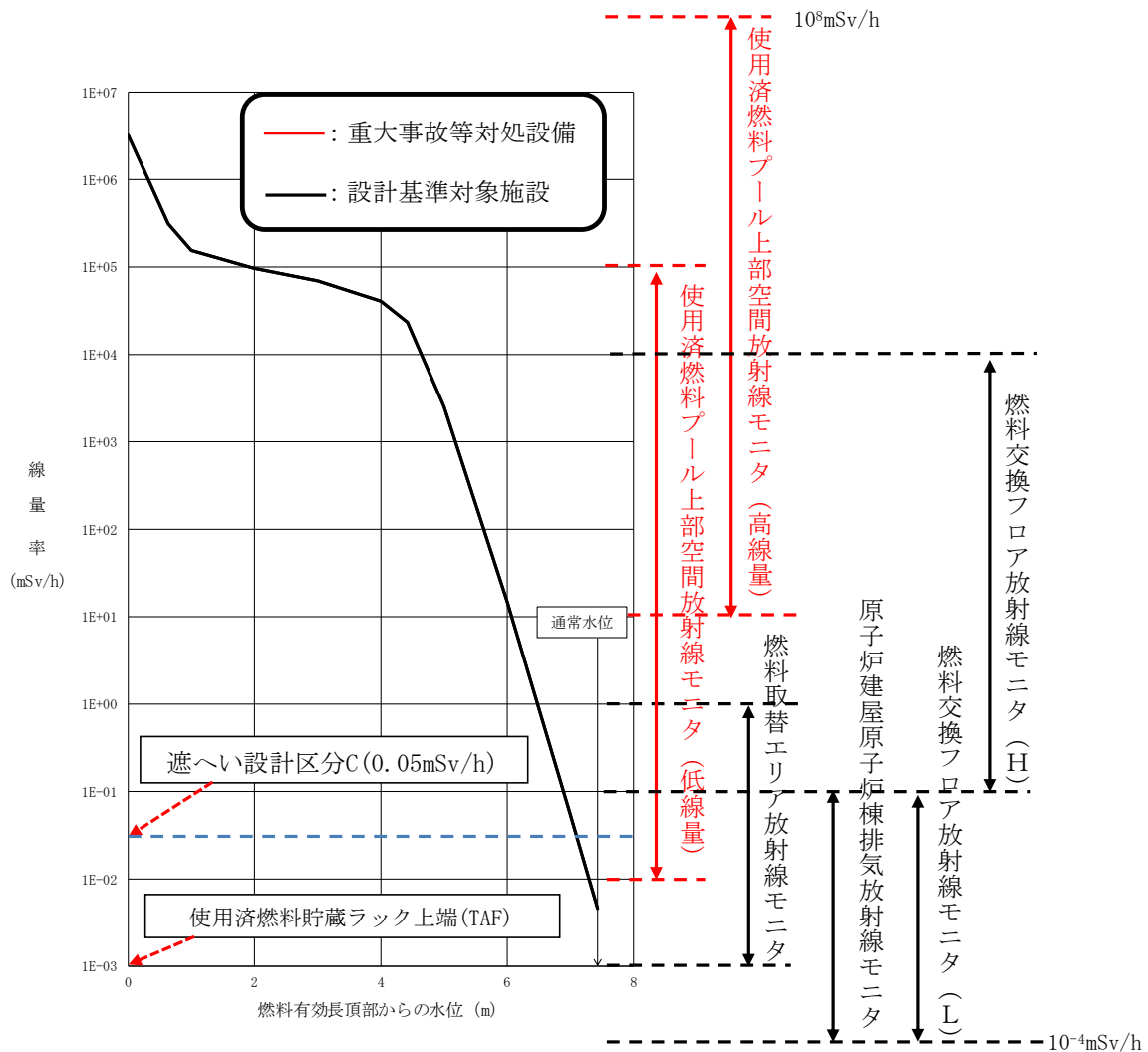


図 54-11-8 水位と放射線量率の関係

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

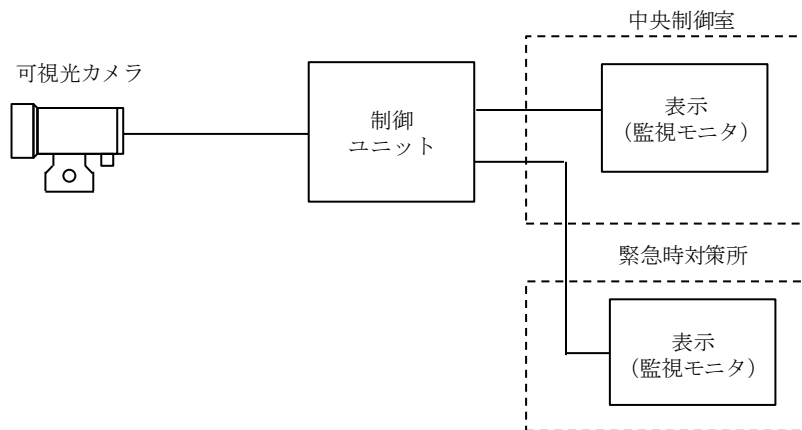
## 2.4 使用済燃料プール監視カメラ

### (1) 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プールの状態が確認可能なよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても、可視光カメラに付属している専用照明及び霧除去機能により、使用済燃料プールの状態が監視可能である。使用済燃料プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを経由して中央制御室に表示する。

なお、使用済燃料プール監視カメラは、可視光カメラと冷却装置が一体構造になっており、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の高温下においても、冷却装置により可視光カメラを冷却可能なため、監視可能である。

(図 54-11-9 「使用済燃料プール監視カメラの概略構成図」 参照。)



本設備は全て重大事故等対処設備

図 54-11-9 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

個 数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋   (原子炉建屋原子炉棟内)

使用済燃料プール監視カメラの監視範囲は図 54-11-10 「使用済燃料プール監視カメラの視野概略図」 参照。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

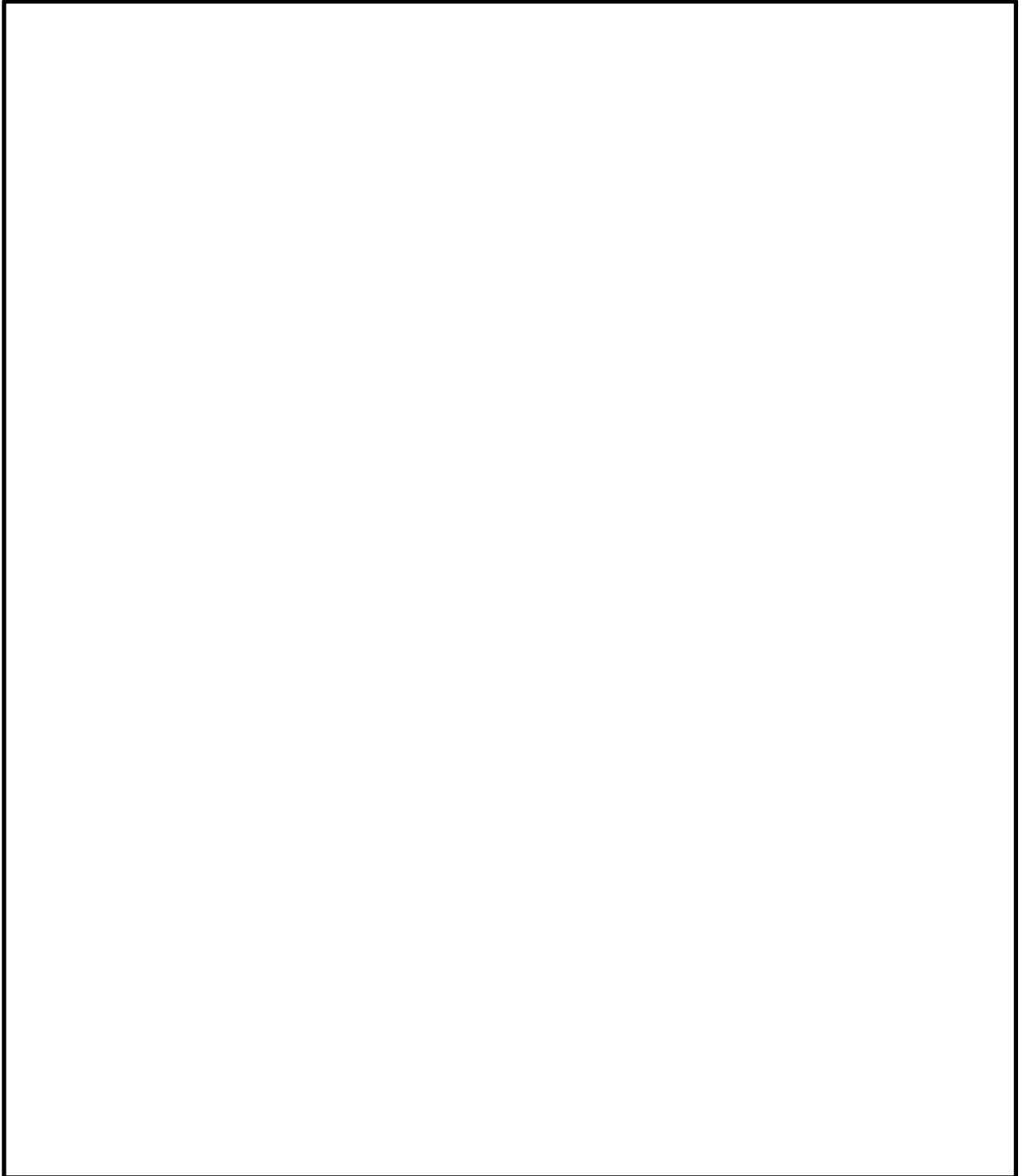


図 54-11-10 使用済燃料プール監視カメラの視野概略図

(2) 使用済燃料プール監視カメラの監視性確認について

使用済燃料プールの重大事故等時において、使用済燃料プール監視カメラが設置される原子炉建屋  (原子炉建屋原子炉棟内) の環境が低照度 (照明なし) 及び蒸気雰囲気下となることが想定されることから、そのような環境条件を模擬した試験を実施している。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



低照度環境下の試験では、専用の照明を用いることにより、監視対象物が視認可能であったことから、低照度環境下でも専用の照明により状態の監視が可能である。

蒸気雰囲気下（低照度、霧発生装置による濃霧環境下）において、霧除去機能の有効性を確認した結果、霧除去機能がない場合では、蒸気によるレンズの曇りによって、状態の把握が困難であるが、霧除去機能により、監視対象物を視認可能であったことから、蒸気雰囲気下でも霧除去機能付きの可視光カメラにより状態の監視が可能である。

また、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため使用済燃料プール監視カメラと一体の冷却装置により冷却を行うものであるが、使用済燃料プール監視カメラが設置される原子炉建屋 $\square$ （原子炉建屋原子炉棟内）の重大事故等時における温度は100℃と想定されることから、温度差により結露の発生が考えられる。しかしながら、カメラ内部は、真空断熱構造となっており、結露が発生しにくい設計であり、また、カメラ外面のガラス窓には、親水性加工を施すことにより、ガラス表面で水滴を形成させない設計であることから、高温状況下においても状態の監視が可能である。

（図 54-11-11「使用済燃料プール監視カメラの構造」及び図 54-11-12「霧除去機能付きの可視光カメラの状態監視」参照。）

なお、監視性確認試験と実際の設置においては、使用済燃料プール監視カメラから監視対象物までの距離が相違（試験時：約 5m、設置時：約 16m）しており、試験結果の適用に当たっては、専用照明の照度、カメラと監視対象物の間の蒸気層の厚さの影響が考えられる。

専用照明の照度については、監視性確認試験において専用照明の照度を調整することで、実際の設置時の監視対象物までの距離による減衰を模擬しており、影響はない。また、蒸気層の厚さについては、重大事故等時における蒸気層の厚さを想定することは困難であるが、霧除去機能は、撮影した映像を制御ユニットにて鮮明化し、霧を除去するものであることから、ある程度の照度があれば映像を鮮明化することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

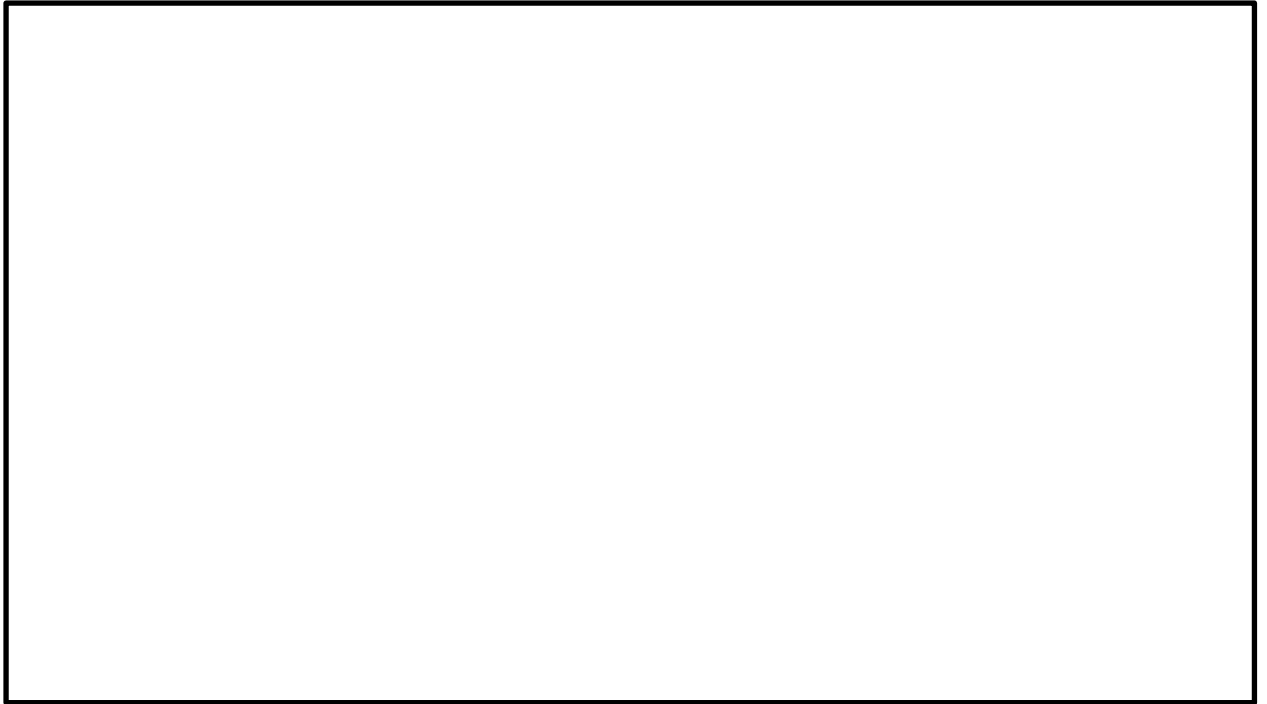
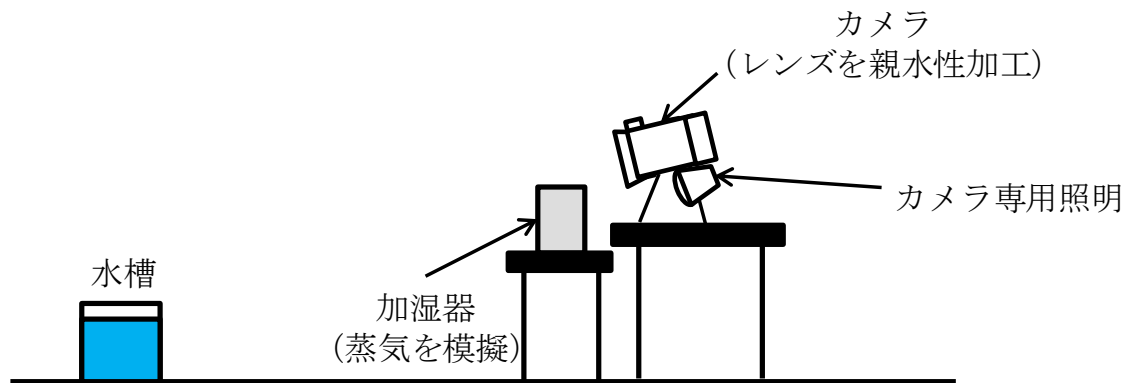


図 54-11-11 使用済燃料プール監視カメラの構造

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

試験機材の配置状況



① 被写体 (室内照明)

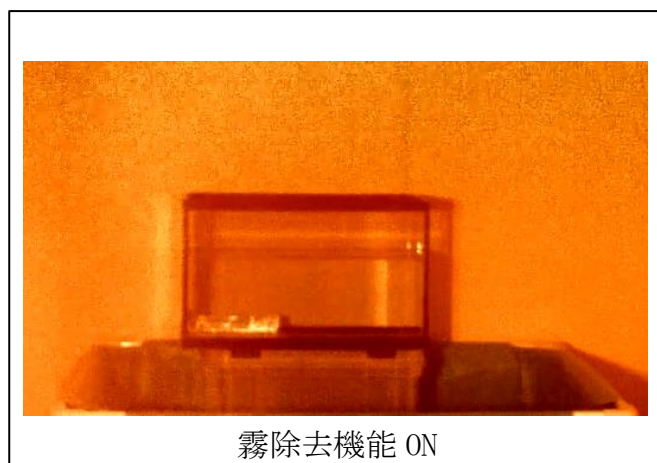
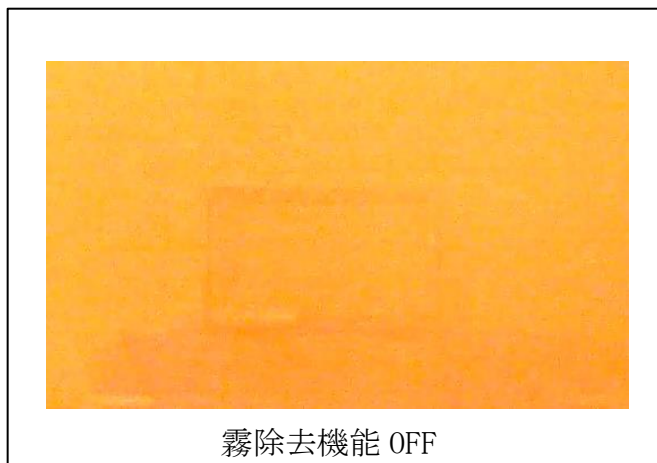


② 低照度環境下 (専用照明 ON 時, OFF 時)



図 54-11-12 霧除去機能付きの可視光カメラの状態監視 (1/2)

③ 蒸気環境下（専用照明）



④ 結露対策（蒸気環境下，室内照明，霧除去機能 ON）

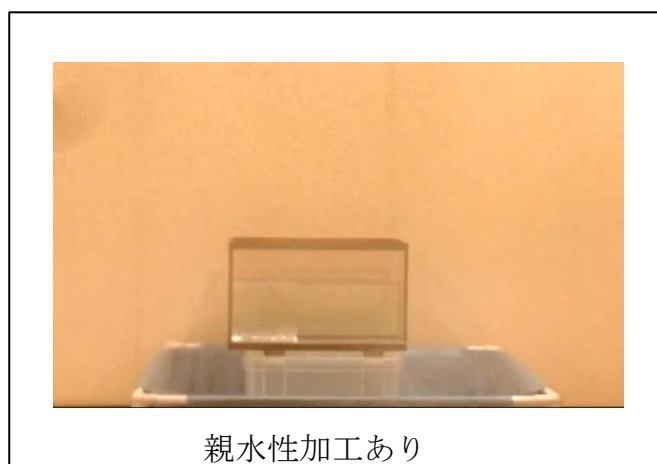
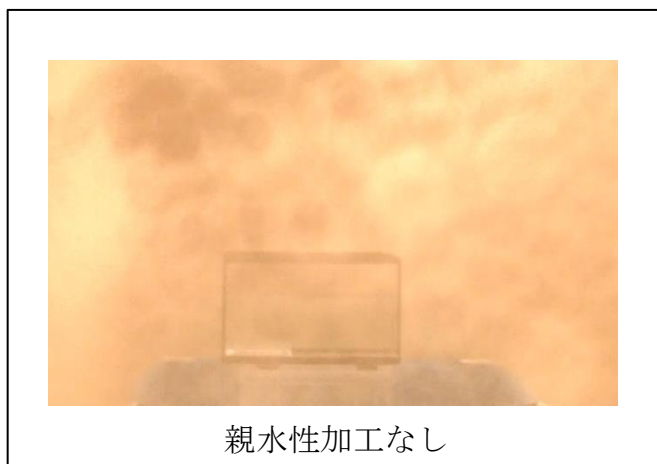


図 54-11-12 霧除去機能付きの可視光カメラの状態監視（2/2）

3. 大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事象においては、使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量率による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。

- ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については、使用済燃料プール底部までの水位低下傾向を把握するため、使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）を設置する。
- ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における放射線量率については、使用済燃料プール周辺の放射線量の上昇や使用済燃料プール水の蒸発による環境状態の悪化を想定した、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）にて放射線量率を計測する。

**【水位監視】**

使用済燃料プールの燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

**【温度監視】**

水位監視を主として、使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）にて温度監視を行う（温度は沸騰による蒸発状態では、使用済燃料プール水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。）。

**【放射線量率監視】**

使用済燃料プール周辺の放射線量率を把握するために線量率監視を行う。

使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については、図 54-11-13 「使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」に示す。

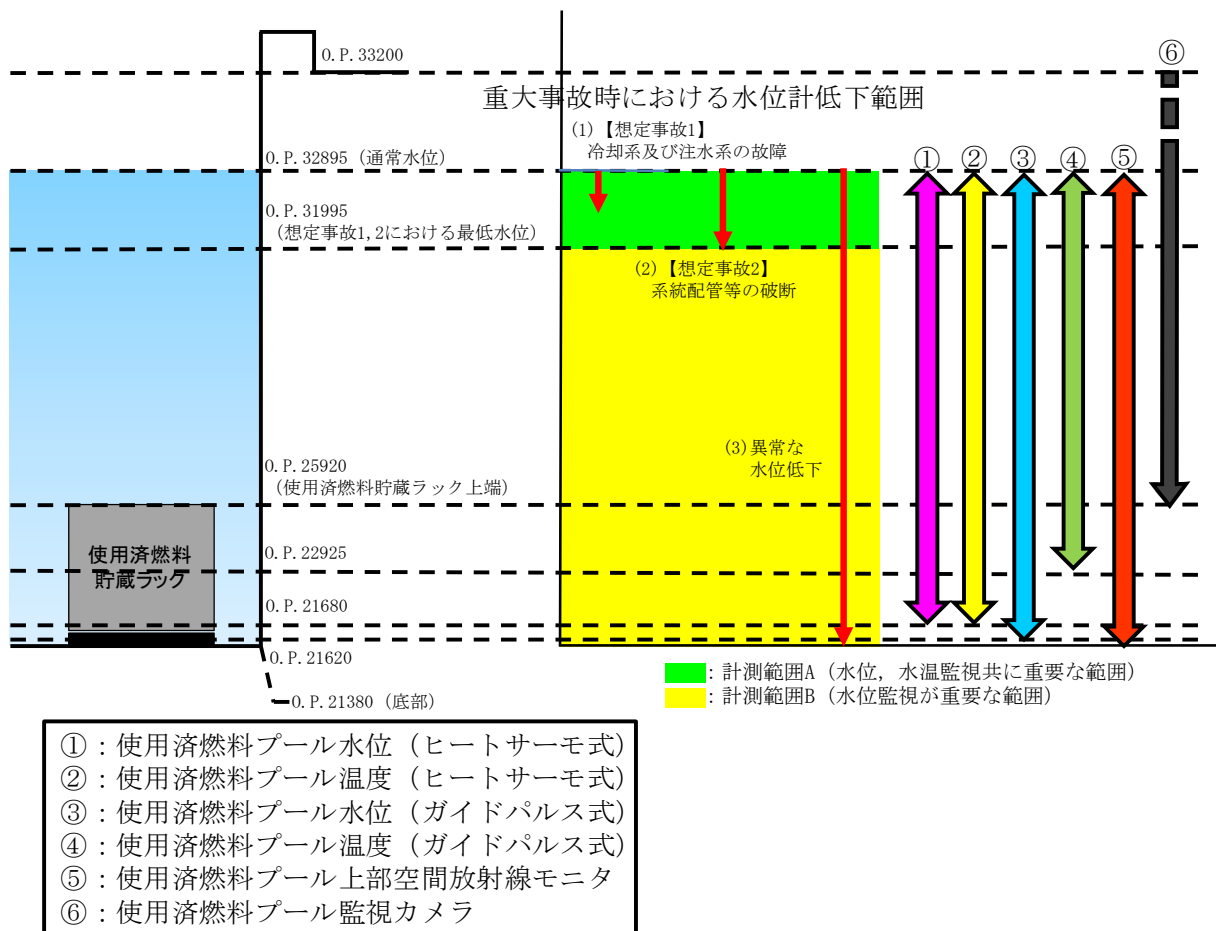


図 54-11-13 使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

#### 4. 使用済燃料プール監視設備の重大事故等対処設備の設計基準対象施設への影響防止対策

##### (1) 使用済燃料プール水位

重大事故等対処設備（使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位（ガイドパルス式））は、通常時の系統構成を変えずに重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とし、設計基準対象施設（燃料貯蔵プール水位）に悪影響を与えない設計とする。また、電源についてもヒューズによって電氣的に分離する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを敷設する設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

##### (2) 使用済燃料プール温度

重大事故等対処設備（使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール温度（ガイドパルス式））は、通常時の系統構成を変えずに重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とし、設計基準対象施設（燃料貯蔵プール水温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度）に悪影響を与えない設計とする。また、電源についてもヒューズによって電氣的に分離する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを敷設する設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

##### (3) 使用済燃料プール上部の放射線量率

重大事故等対処設備（使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量））は、通常時の系統構成を変えずに重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とし、設計基準対象施設（燃料交換フロア放射線モニタ、原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ、燃料取替エリア放射線モニタ）に悪影響を与えない設計とする。また、電源についてもヒューズによって電氣的に分離する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを敷設する設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

これら重大事故等対処設備は、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に設置し、重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となる物は除去し、ケーブルは電線管により敷設し、火災に伴う設計基準対象施設と同時に共通要因によって機能喪失しないよう考慮した設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

また、当該エリアは火災感知器を設置する火災区画であり、感知された場合には初期消火が実施される。

重大事故等対処設備（検出器）からの信号は、微弱な電流であり重大事故等対処設備が火災源になるとは考えられず、かつ、信号ケーブルは電線管によって独立して敷設する設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

電源についてもそれぞれ異なる箇所から供給し、設計基準対象施設に対して多様性を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備は、共通要因（火災、地震、溢水）により設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれることがない設計とする。

（図 54-11-14「使用済燃料プール監視設備の配置図」参照。）



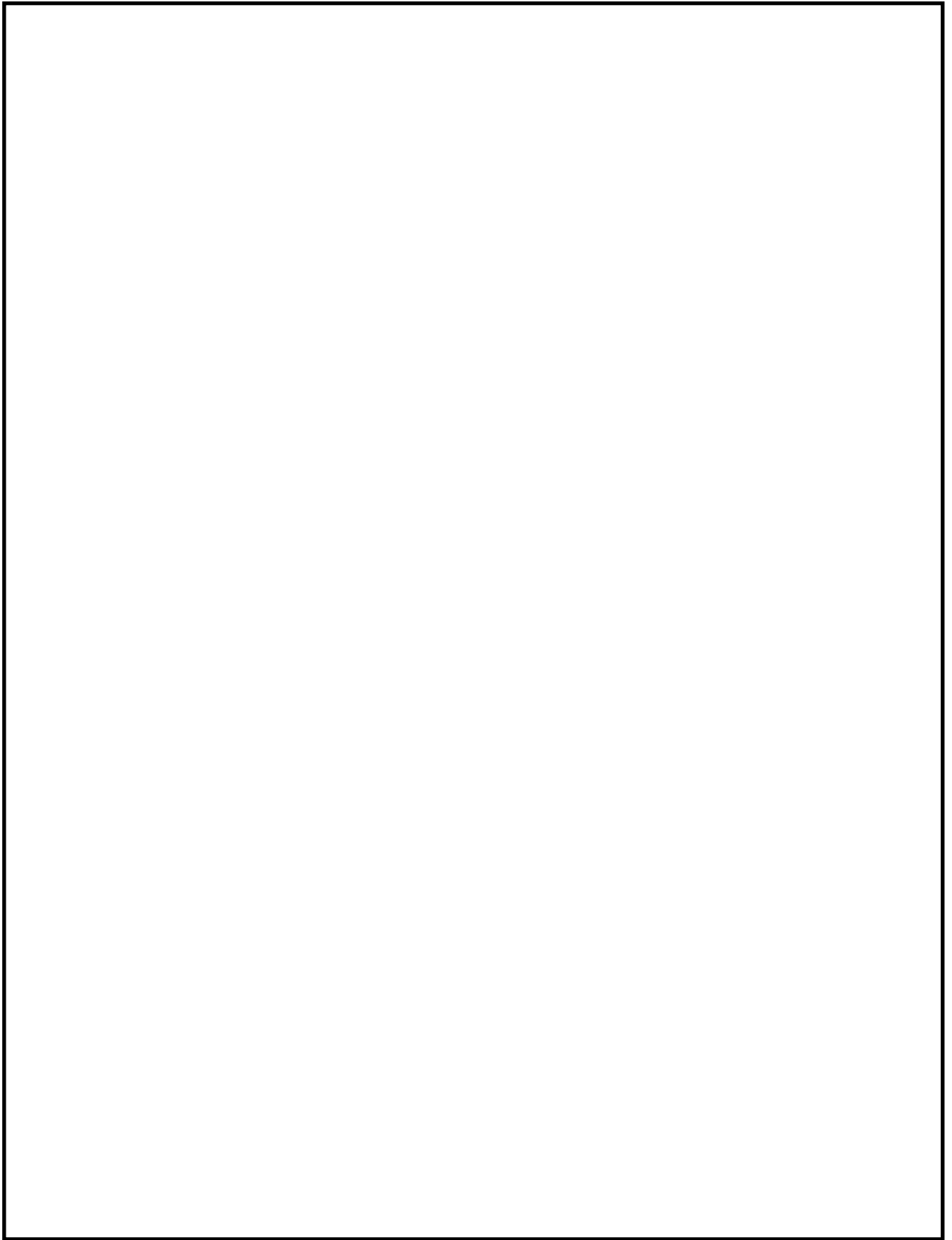


図 54-11-14 使用済燃料プール監視設備の配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）による水位計測について

1. 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の検出原理

(1) 検出原理について

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は、金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ付熱電対の検出点が気中にあるときにヒータで加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間にほぼ比例して上昇する。一方、検出点が水中にあるときにヒータで加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱開始後、数十秒で飽和する（図 54-11-15「ヒータ付熱電対による水位検出原理」参照。）。これは気中と水中とで熱伝達率が異なっているためである。この特性を利用して、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点を使用済燃料プールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔で使用済燃料プールの水位を計測することが可能である。

ヒータ加熱開始後 30 秒以上で水中／気中を判定することが可能であるが、確実に水中／気中を判断するため、ヒータ加熱時間は 60 秒とする。

また、ヒータ付熱電対は、ヒータを加熱しない状態では、通常の熱電対と同様に温度を計測することが可能である。

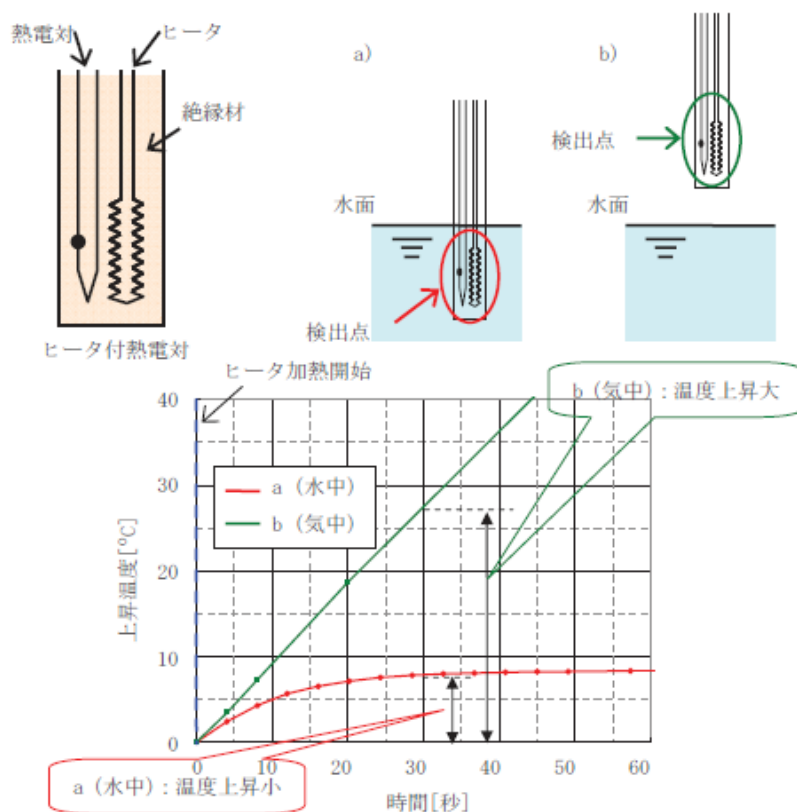


図 54-11-15 ヒータ付熱電対による水位検出原理

(2) 事故時の計測性能の信頼性について

使用済燃料プールの重大事故等時において、プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は、気相部分の熱電対が蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

(i) 熱電対式水位計の適用性検証試験

熱電対をヒータで加熱することにより水位を計測する原理の適用性検証において、試験容器内に水位計を設置し、水温を 100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から水位を低下させる試験を実施した。

ヒータ付熱電対の応答性について、水位を低下させて JP2 温度計（真ん中の温度計）の挙動を確認する。

JP2 温度計が水面下（水中）の場合は温度上昇することなく水温を計測しているが、検出器が水面以上（気中）となった場合はヒータによる加熱で温度が顕著に上昇し始めることが確認されており、検出点をヒータで加熱することにより水中／気中の判定は可能であるといえる。

(図 54-11-16 「熱電対式水位計の適用性検証試験結果」参照。)

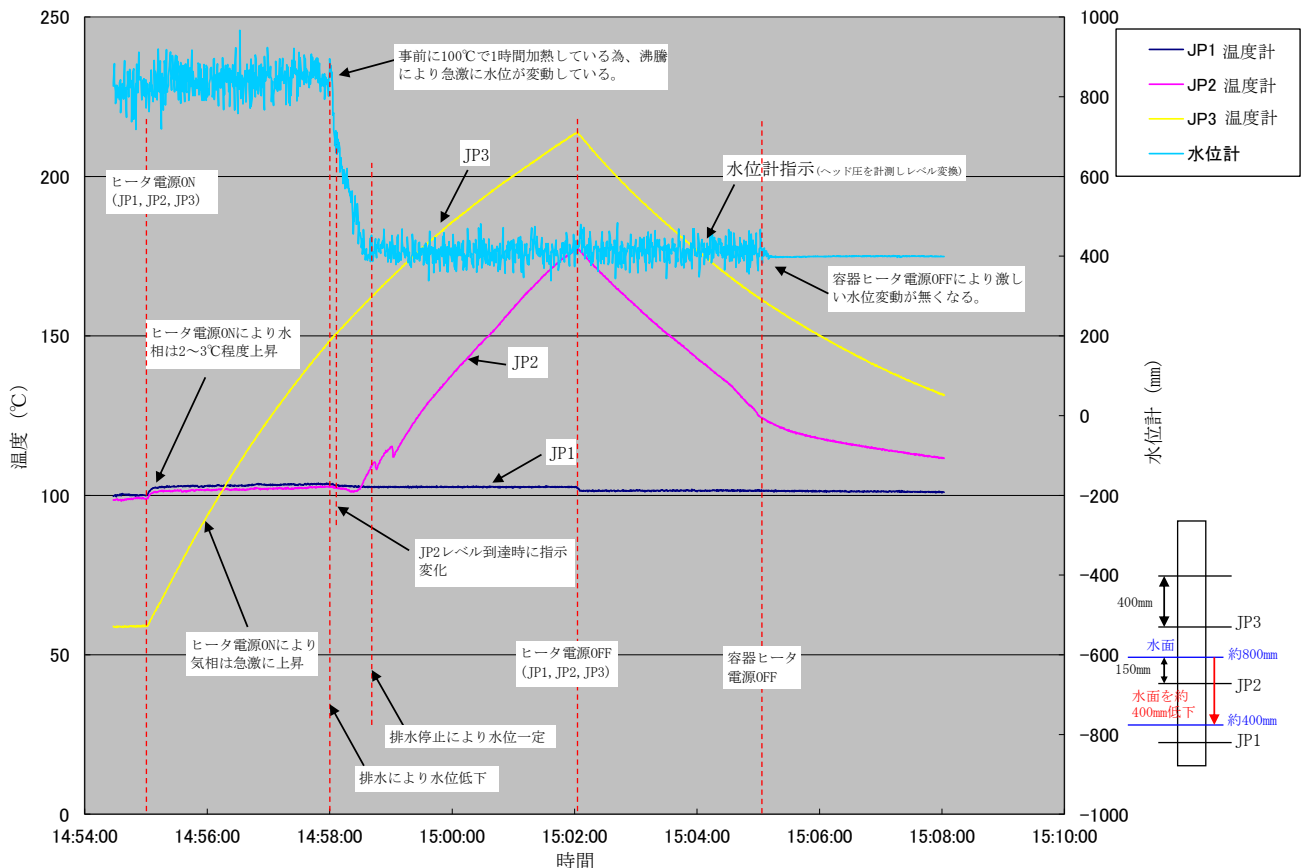


図 54-11-16 熱電対式水位計の適用性検証試験結果

(ii) 熱電対式水位計の供試体による試験

実機向け水位計の約 1/5 サイズの熱電対式水位計を供試体として、図 54-11-17 のとおり、検出器の保護管内部に JP01 から JP04 までの設置高さの異なる 4 本のヒータ付熱電対を配置し、水槽内の水温を 100℃まで加熱(沸騰状態)した状態から、水槽内の水の蒸発による水位低下を計測する試験を実施した。水位は、JP02 と JP01 の間から、JP01 の測定点以下に低下するまで計測する。ヒータ付熱電対のヒータは、JP01 から JP04 まで 90 秒間順次加熱していき、JP04 の加熱終了の 120 秒後から再度 JP01 から 90 秒間順次加熱するパターンを繰り返す。

ヒータ付熱電対の計測結果は、図 54-11-18 のとおりであり、水位が低下していく過程の 1 回目の計測では、JP01 は水中にありヒータ加熱開始前後の温度変化が少ない状況であったが、2 回目の計測では、JP01 は気中にありヒータ加熱開始前後の温度変化が大きくなっている。本試験結果より、水が沸騰し、気中が 100℃の蒸気環境下においても、水中ではヒータ加熱開始前後の温度上昇は小さく水位判定は問題なく可能であるといえる。

なお、これまでの試験結果における知見により、水位を判定するヒータの加熱時間は 60 秒としており、その 60 秒間に 15℃以上温度上昇する場合は気中と判定している。

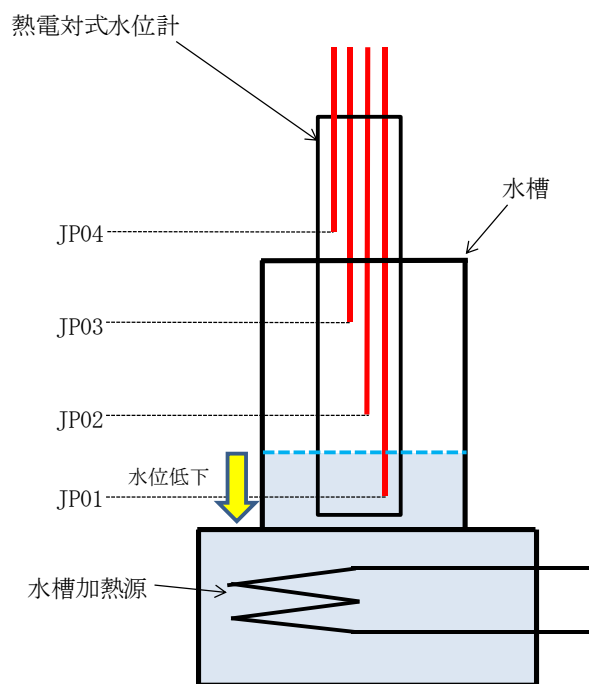


図 54-11-17 熱電対式水位計の供試体による試験概要

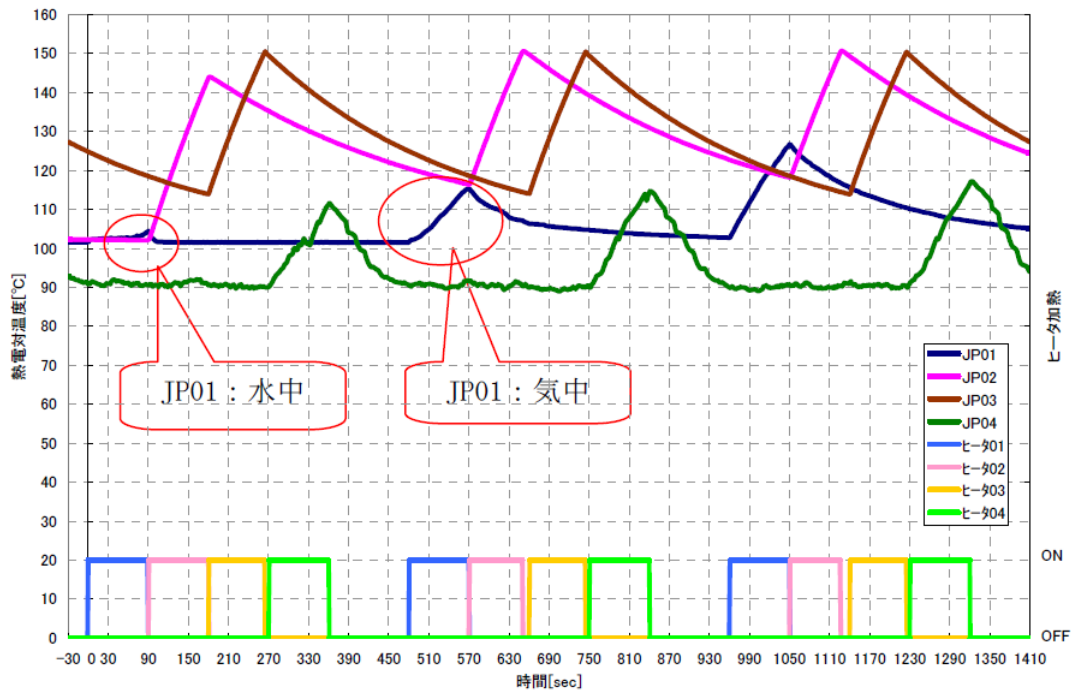


図 54-11-18 熱電対式水位計の供試体による試験結果

(3) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）は、熱電対による温度計測にて水温及び水位を計測する二つの機能を持つ。

温度計に関しては、液相にある 20 箇所の温度を計測することで多重性を持つ設計とする。また、ヒータ付きの熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用することはないため、使用済燃料プールの水温については連続して計測が可能である。

水位計に関しては、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化を確認することにより間接的に水位を監視することが可能である。

ヒータ加熱によって温度計測が不可能とならないように、各熱電対に対して順番に一定時間ヒータの ON/OFF を繰り返すことで、同時に水位及び水温計測が可能な設計とする（20 個の熱電対を上から複数のグループに分けて、1 分間ヒータ ON を繰り返して約 10 分で 1 周させる設計。）。

なお、第 54 条第 1 項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1(a) 想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。）及び(b) 想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））における水位の低下速度は表 54-11-1「想定事故時における使用済燃料プールの水位低下速度」のとおりと想定しており、上記の計測間隔（ヒータ ON）で水位を計測することは問題ないとする。

表 54-11-1 想定事故時における使用済燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度	10 分間での水位低下*1
想定事故 1	約 0.08m/h	約 14mm
想定事故 2	約 0.08m/h*2	約 14mm*2

\*1 水位低下速度及び 10 分間での水位低下は燃料有効長冠水レベル以上の水位での値を示す。

\*2 サイフォンブレイク孔による水位低下が停止した後の使用済燃料プール水の蒸発による水位低下速度

## 2. 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の水位設定点について

### (1) 目的

使用済燃料プールの重大事故等時における，使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）において使用済燃料プール底部まで 20 個の温度検出器（熱電対）にて使用済燃料プールの水位を計測する。

使用済燃料プールの水位検出点としては以下の監視が行えるように検出点を設ける設計とする。

- ・使用済燃料プールの水位低下を早期に検出すること。
- ・使用済燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク孔が有効に機能しているか把握すること。
- ・使用済燃料プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること。
- ・使用済燃料の露出有無（燃料破損の可能性）を把握すること。
- ・使用済燃料プール底部付近の水位を把握すること。

### (2) 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の水位設定点について

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の各水位設定点は，検出点の単一故障や水位低下又は上昇傾向を把握可能とするため，図 54-11-19「使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の水位設定点」のとおり設定する。



図 54-11-19 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の水位設定点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）による水位計測について

1. 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の計測性能

(1) 検出原理について

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、パルス（電気信号）がインピーダンス（抵抗）の変化点で反射する性質を利用した検出器であり、演算装置からパルスを発生させ、検出器内部のガイドケーブルによりパルスを伝送し、空気と水のインピーダンスの差により、図 54-11-20 のとおり水面で反射したパルスが演算装置に戻るまでの時間を計測し、そのパルスの反射時間を演算装置にて水位に変更して計測する水位計である。

パルスがガイドケーブルを伝わることで乱反射しない設計となっており、連続して水位を計測することが可能である。

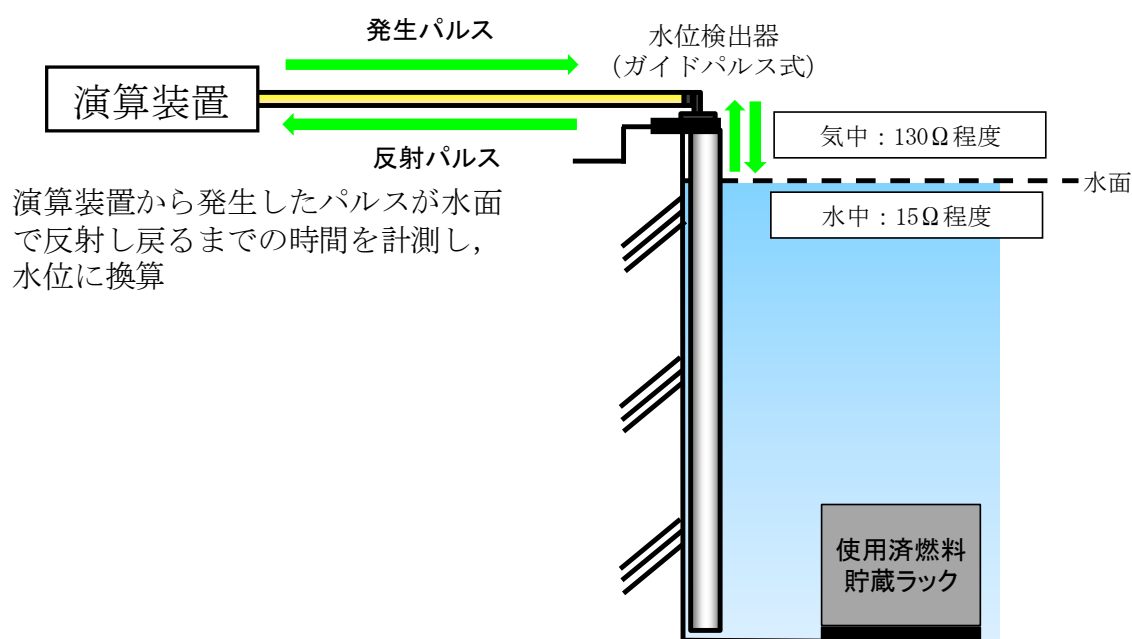


図 54-11-20 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）による水位検出原理

(2) 高温状態における計測について

使用済燃料プールの重大事故等時において、プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は、検出器頂部付近の気相部分が蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

図 54-11-21 のとおり、試験容器内に水位計を設置し、水温を 100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から排水により水位を低下させた後、給水し水位を上昇させた試験を実施している。（図 54-11-21 「高温状態の試験イメージ」参照。）



使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の試験結果については図 54-11-20 のとおり、水温、蒸気環境下に左右されずにプール水位を計測することが可能であった。（図 54-11-22 「高温状態の試験結果」参照。）

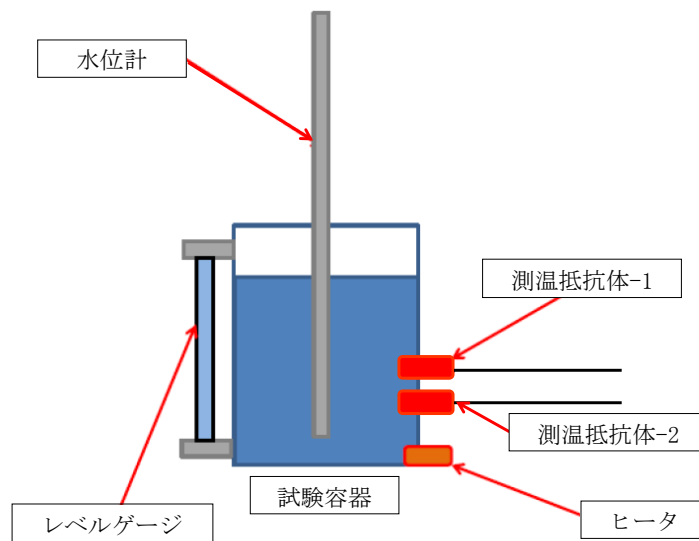


図 54-11-21 高温状態の試験イメージ

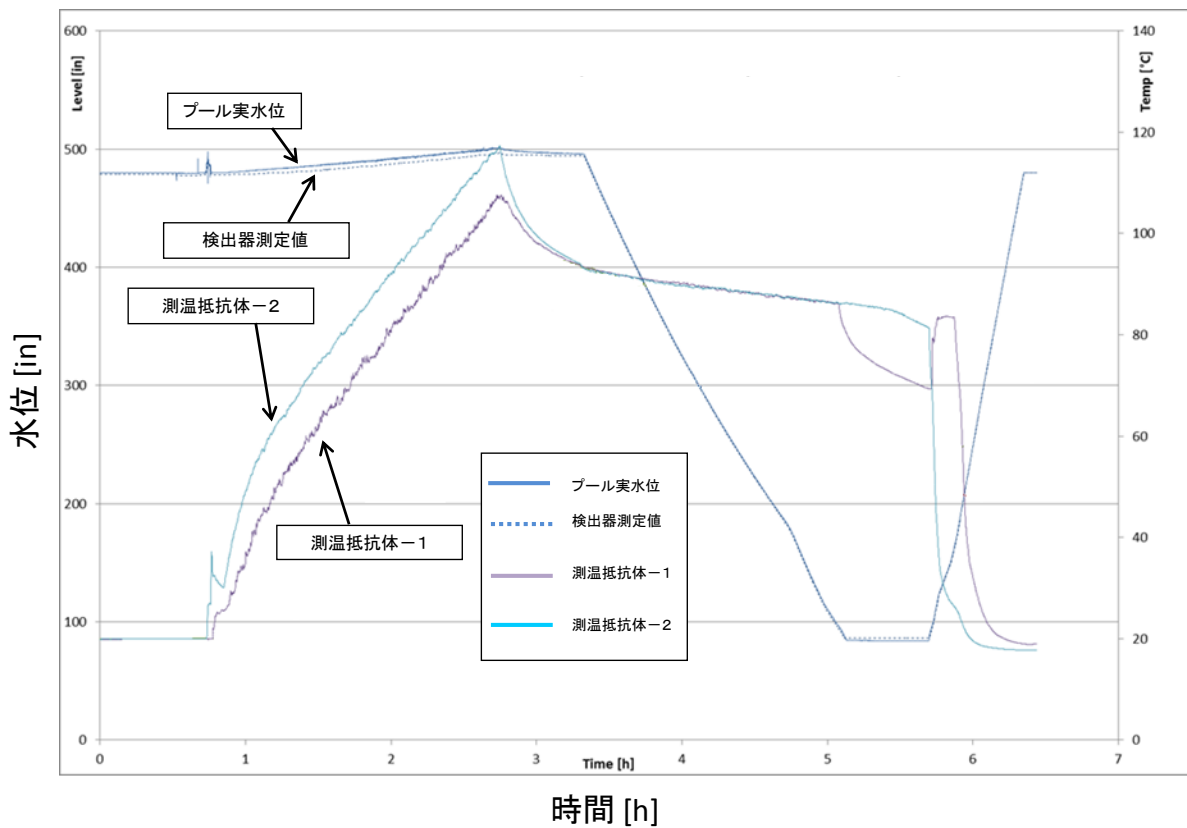


図 54-11-22 高温状態の試験結果

使用済燃料プール監視設備の耐環境性

1. 重大事故等時における使用済燃料プール監視設備の耐環境性について

使用済燃料プールの重大事故等時において、使用済燃料プール監視設備周辺の環境が高温、高湿度となる可能性を考慮し、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラの機能健全性を評価する。使用済燃料プール監視設備の耐環境性は表 54-11-2「使用済燃料プールの重大事故等時での監視設備の健全性について」に示す。

表 54-11-2 使用済燃料プールの重大事故等時での監視設備の健全性について

	仕様			環境条件 [想定変動範囲]	評価	補足	総合 評価
水位・水温	使用済燃料プール 水位／温度 (ヒートサーモ式)	温度	100℃	～100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	蒸気(100%)	～100%	○	蒸気環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		放射線	2×10 <sup>4</sup> Gy/h	1,300Gy/7日	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため問題無い。	○
	使用済燃料プール 水位／温度 (ガイドパルス式)	温度	100℃	～100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	蒸気(100%)	～100%	○	蒸気環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		放射線	1×10 <sup>4</sup> Gy/h	1,300Gy/7日	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため問題ない。	○
放射線量率	使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ (高線量、低線量)	温度	100℃	～100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	蒸気(100%)	～100%	○	蒸気環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		放射線	～10 <sup>8</sup> mSv/h 1×10 <sup>6</sup> Gy	1,300Gy/7日	○	重大事故等時に想定される放射線量率を計測可能である。	○
状態監視	使用済燃料プール監視 カメラ	温度	100℃	～100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	蒸気(100%)	～100%	○	蒸気環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		放射線	3,600Gy	1,300Gy/7日	○	耐環境性試験にて 3,600Gy で機能維持確認済み。	○

表 54-11-2 より耐環境試験においても使用済燃料プール監視設備の監視機能は維持されており、機能の健全性に問題ない。

54-12

サイフォンブレイク孔の健全性について

## 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について

### 1. サイフォンブレイク孔の概要

燃料プール冷却浄化系配管の破断等により、使用済燃料プール水がサイフォン現象により流出する場合は、燃料プール冷却浄化系戻り配管に設置された逆止弁によりプール水の流出を防止する設計としている。仮に逆止弁が機能喪失し、プール水が流出した場合においても、燃料プール冷却浄化系戻り配管にサイフォンブレイク孔を設けることにより、サイフォンブレイク孔のレベルまで水位が低下した時点で、サイフォンブレイク孔から空気を吸入することで、サイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を停止することが可能な設計とする。

### 2. サイフォンブレイク孔の仕様

#### (1) サイフォンブレイク孔の寸法

サイフォンブレイク孔は、2本の燃料プール冷却浄化系戻り配管(150A)それぞれに、直径15mmの開口を設置する。

#### (2) サイフォンブレイク孔の設置レベル

サイフォンブレイク孔のレベル及び使用済燃料プール内のレベルを図54-12-1に示す。サイフォンブレイク孔は使用済燃料プールの通常水位より350mm下方に設置することで、使用済燃料プール水がサイフォン現象により流出した場合においても使用済燃料の遮蔽に必要な水深を確保することが可能である。

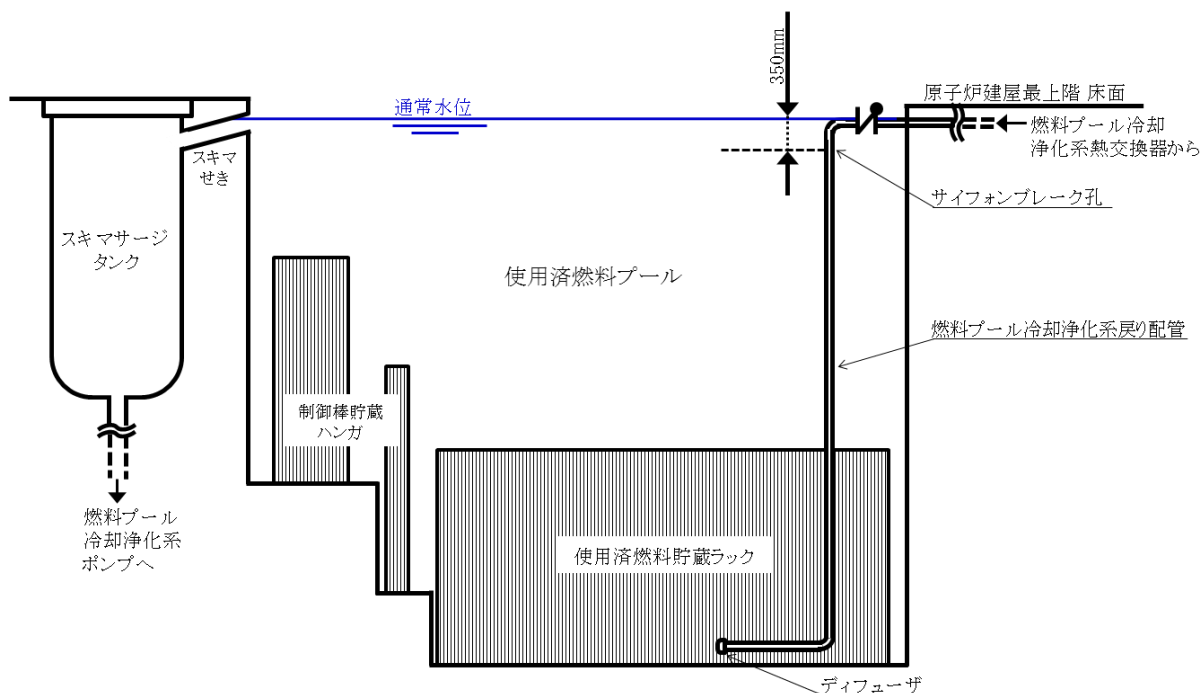


図 54-12-1 サイフォンブレイク孔の設置位置

### 3. サイフォンブレイク孔の健全性

サイフォンブレイク孔は、以下のとおり機能喪失が発生しないことから、重大事故等時においても、その効果を期待できる。

#### (1) 配管強度への影響

燃料プール冷却浄化系戻り配管は、常設耐震重要重大事故防止設備であり、重大事故等クラス2配管に該当することから、材料及び構造については、設計・建設規格、JSME S NC1-2012におけるクラス2配管に関する規格を準用する。クラス2配管への穴補強の適用条件は、PPC-3422より「(1) 平板以外の管に設ける穴であって、穴の径が64mm以下で、かつ、管の内径の4分の1以下の穴を設ける場合」に該当することから、穴の補強が不要と規定されており、設計上、サイフォンブレイク孔が燃料プール冷却浄化系戻り配管の強度へ与える影響はない。

また、サイフォンブレイク孔は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、必要な機能を損なうことのない燃料プール冷却浄化系戻り配管に設置することから、十分な耐震性を有している。

#### (2) 人的要因による機能阻害

サイフォンブレイク孔は、操作や作動機構を有さない開口のみであることから、誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため、サイフォン現象による使用済燃料プール水の流出が発生した場合には、操作や作業を実施することなく、サイフォンブレイク孔設置位置まで水位が低下することで、自動的に使用済燃料プール水の流出を停止することが可能である。

#### (3) 異物による閉塞

使用済燃料プールは、燃料プール冷却浄化系のスキマサージタンク及びろ過脱塩装置により、下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサイフォンブレイク孔の閉塞を防止することが可能である。

なお、使用済燃料プール付近での作業時は、異物の発生及び混入を防止するための管理を実施しており、異物の混入はないと考えられる。

- ・ プール水面上の空気中よりの混入物
- ・ プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
- ・ 燃料交換時に炉心から出る腐食生成物及び核分裂生成物
- ・ 燃料交換作業、その他の作業の際の混入物
- ・ プール洗浄後のフラッシング水

a. スキマサージタンクによる異物除去

スキマサージタンクには、6×6 メッシュ（通過粒子径：約 3 mm 程度）の異物混入防止ストレーナが設置されており、使用済燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。

b. ろ過脱塩装置による異物除去

ろ過脱塩装置は、ろ過脱塩器及び出口ストレーナ等から構成される。

ろ過脱塩器は、ステンレス鋼製エレメントに保持された粉末状イオン交換樹脂（アニオン樹脂及びカチオン樹脂）により、使用済燃料プール水中の溶解性、不溶解性不純物を浄化する設備である。

また、ろ過脱塩器出口には、イオン交換樹脂の流出を防止するためにストレーナが設置されている。出口ストレーナは 24×110 メッシュ（通過粒子径：約 150  $\mu$ m 程度）であり、サイフォンブレイク孔（ $\phi$  15mm）を閉塞させる可能性のある不純物を除去することが可能である。

c. 使用済燃料プールの巡視

使用済燃料プールは、運転員により毎日、巡視を実施することとしており、サイフォンブレイク孔を閉塞させる可能性のある浮遊物等がないことを確認することが可能である。また、浮遊物等を発見した場合には、除去することにより、サイフォンブレイク孔の閉塞を防止することが可能である。

(4) 落下物干渉による影響

サイフォンブレイク孔は図 54-12-2 に示すとおり、燃料プール冷却浄化系戻り配管の垂直部分に設けられた直径 15 mm の開口であり、また、弁等の機器が設置されていないことから、落下物等が直接干渉することはなく、サイフォンブレイク孔の変形により閉塞することは考えにくい。

(5) サイフォンブレイク孔の健全性確認

サイフォンブレイク孔は通常水位より 350 mm 下方に設置しており、目視にてサイフォンブレイク孔の通水状態を確認することが可能であり、定期的な巡視（1 回／週）により穴の閉塞がないことを確認する。

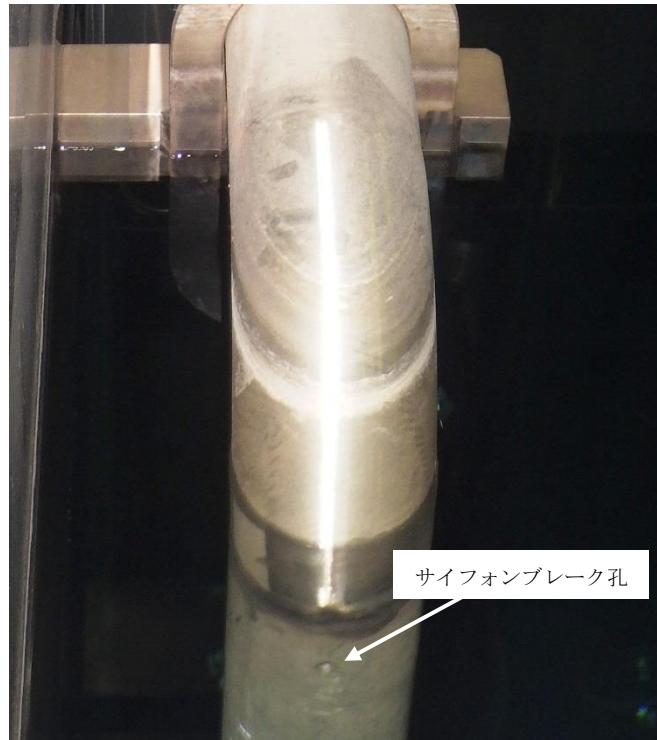


図 54-12-2 サイフォンブレーク孔の設置状況

## <参考>サイフォンブレイク孔の機能確認試験について

### 1. 目的

サイフォンブレイク孔による漏えい停止の原理は、サイフォン現象によりサイフォンブレイク孔まで水位が低下した場合において、配管内外の圧力差によりサイフォンブレイク孔から配管内に空気が流入し、配管頂部に溜まることで、両側の配管内の水に力が伝わらなくなり、サイフォン現象が停止するものである（図1参照）。

サイフォンブレイク孔が有効に機能することを確認するため、モックアップ装置を用いた機能確認試験を実施している。詳細を以下に示す。

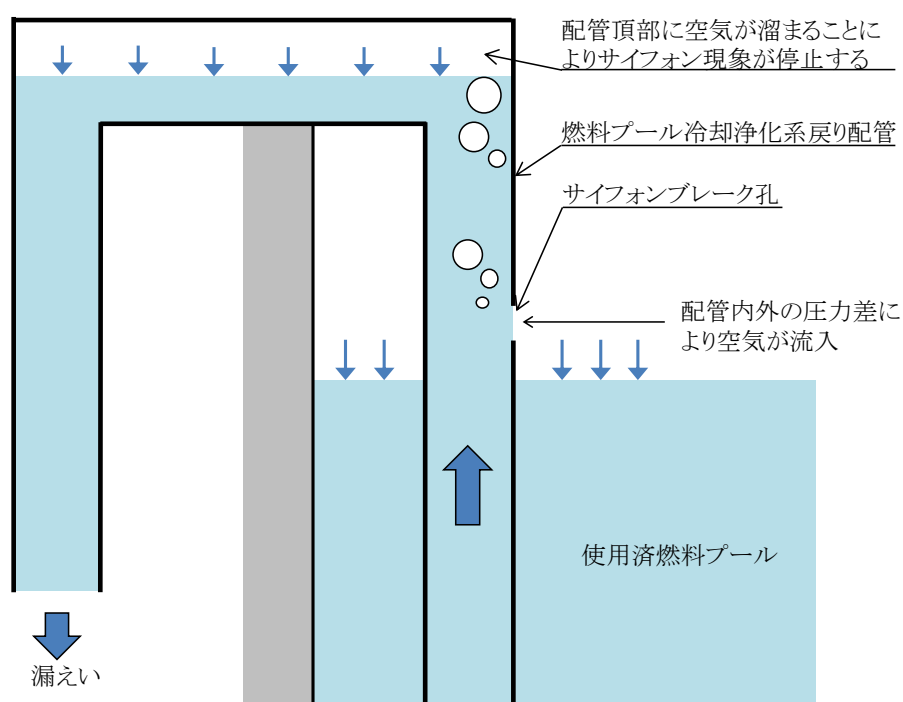


図1 サイフォン現象発生時の概念図

### 2. 試験概要

サイフォンブレイク孔を設置する燃料プール冷却浄化系配管を模擬した試験用配管と試験用タンクを使用し、排水用の試験用配管に設けた弁の開操作により、燃料プール冷却浄化系配管の破断による漏えいを模擬することで、サイフォン現象を発生させる。試験装置の概要を図2に示す。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



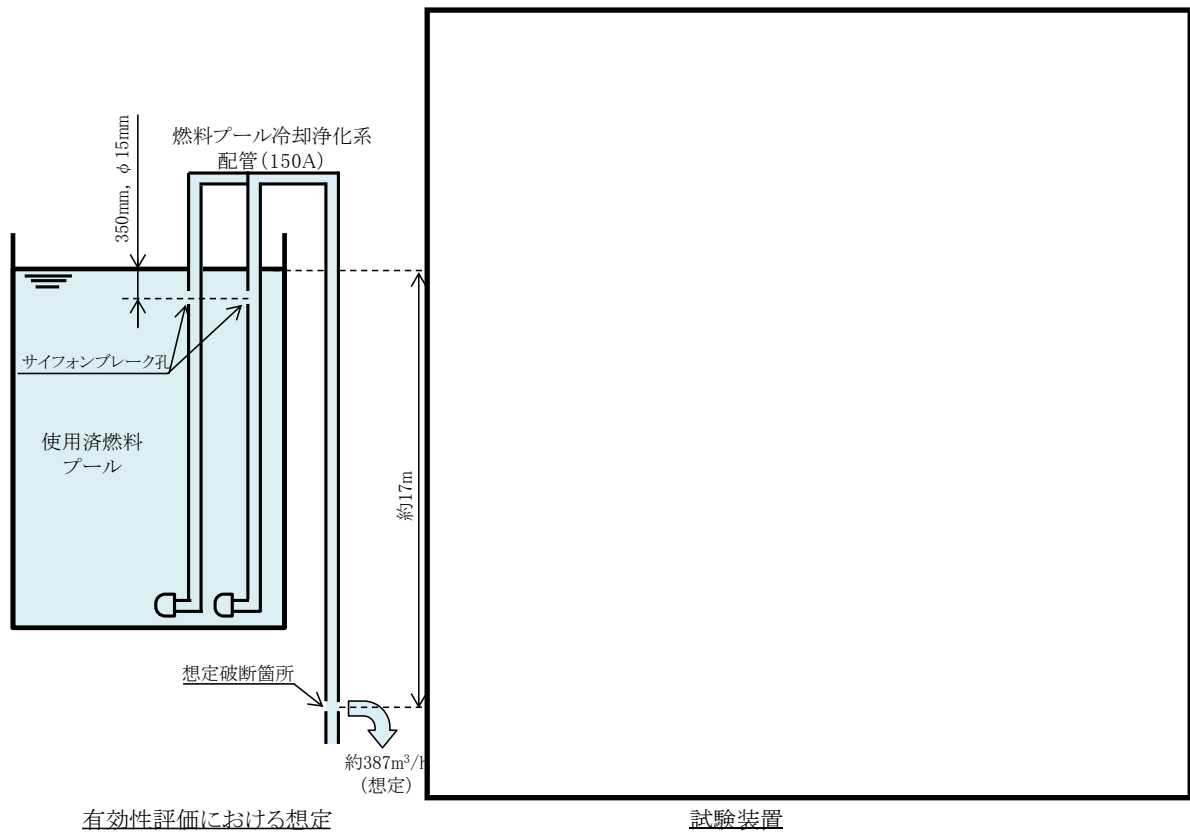


図2 試験装置概要図

### 3. 試験条件

サイフォンブレイク孔の機能確認においては、配管内への空気の流入速度が重要なパラメータとなり、空気流入速度は、配管内の流量に応じた配管内外の圧力差及びサイフォンブレイク孔の口径によって決まる。

したがって、流量が小さく、サイフォンブレイク孔の口径が小さいほどサイフォン現象を停止しにくい保守的な条件となる。

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故シーケンスのうち、「想定事故2」においては、燃料プール冷却浄化系熱交換器出口配管の全周破断によって発生するサイフォン現象による漏えいを想定しており、この想定における漏えいを停止可能であることをサイフォンブレイク孔の要求機能としている。

以上より、サイフォンブレイク孔の機能確認試験における試験条件は、保守性を考慮して、表1のとおりとした。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 1 有効性評価における想定及び試験条件

	想定破断位置	漏えい流量	サイフォンブレイク孔		備考
			設置位置	口径	
有効性評価における想定	通常水位から約 17.0 m 下	約 193.5 m <sup>3</sup> /h*	通常水位から 350 mm 下	15 mm	・燃料プール冷却浄化系熱交換器出口での全周破断による大漏えいを想定
試験条件	ケース①				
	ケース②				

\*：燃料プール冷却浄化系戻り配管 1 本あたりの漏えい流量

#### 4. 試験結果

試験の結果，ケース①ではサイフォンブレイク孔のほぼ中心位置，ケース②ではサイフォンブレイク孔中心から 13mm 下方の位置にてサイフォン現象が停止することが確認された。したがって，実際に燃料プール冷却浄化系配管の破断によるサイフォン現象による漏えいが発生した場合において，サイフォンブレイク孔により，漏えいを停止することが可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

54-13

使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

## 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

女川原子力発電所 2 号炉の使用済燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵されている。使用済燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30 を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率及びラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

仮に使用済燃料プール水が沸騰や喪失した状態及び燃料プールスプレイ系によるスプレイが作動する状態を想定し、使用済燃料プール水の密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては、通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、女川 2 号炉の使用済燃料プールにおいて水密度を  $1.0 \sim 0.0 \text{ g/cm}^3$  と変化させて、実効増倍率を図 54-13-1 に示す体系で評価したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、図 54-13-2 に示すとおり水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) により米国原子力規制委員会 (NRC) の原子力関連許認可評価用に作成された三次元多群輸送評価コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。

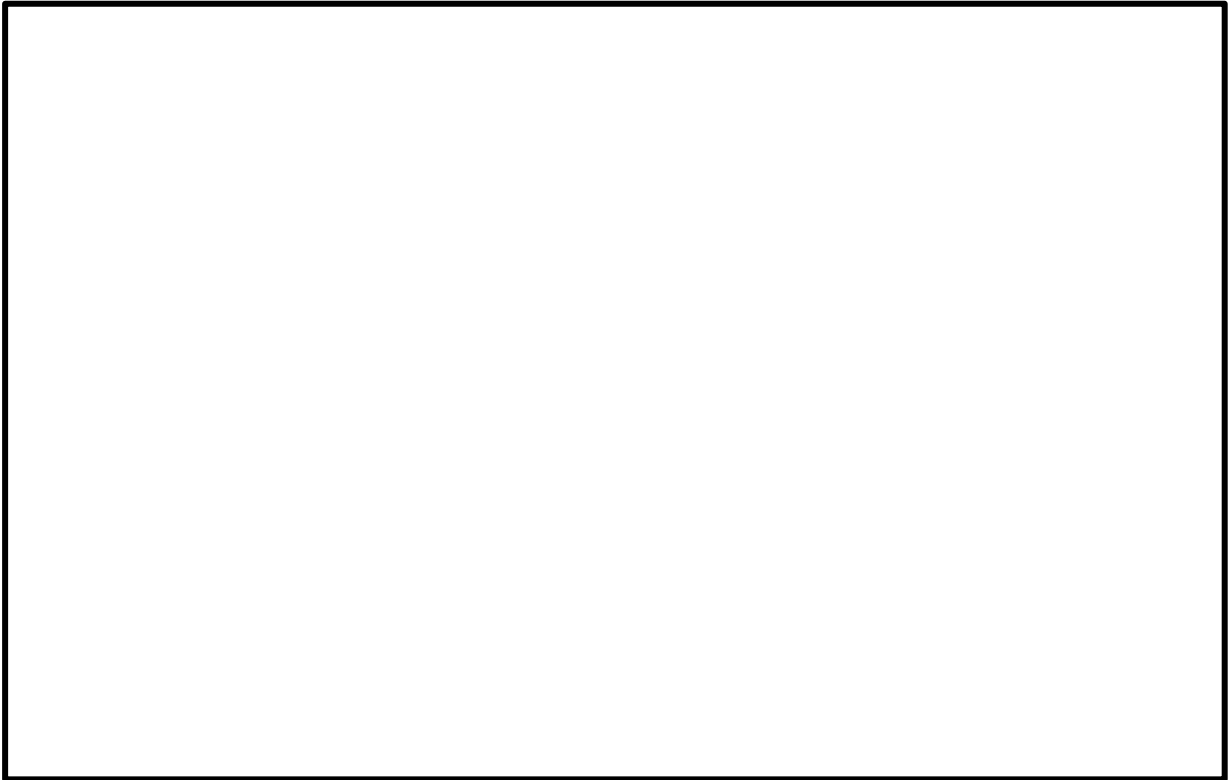


図 54-13-1 女川 2 号炉 使用済燃料貯蔵ラック評価体系

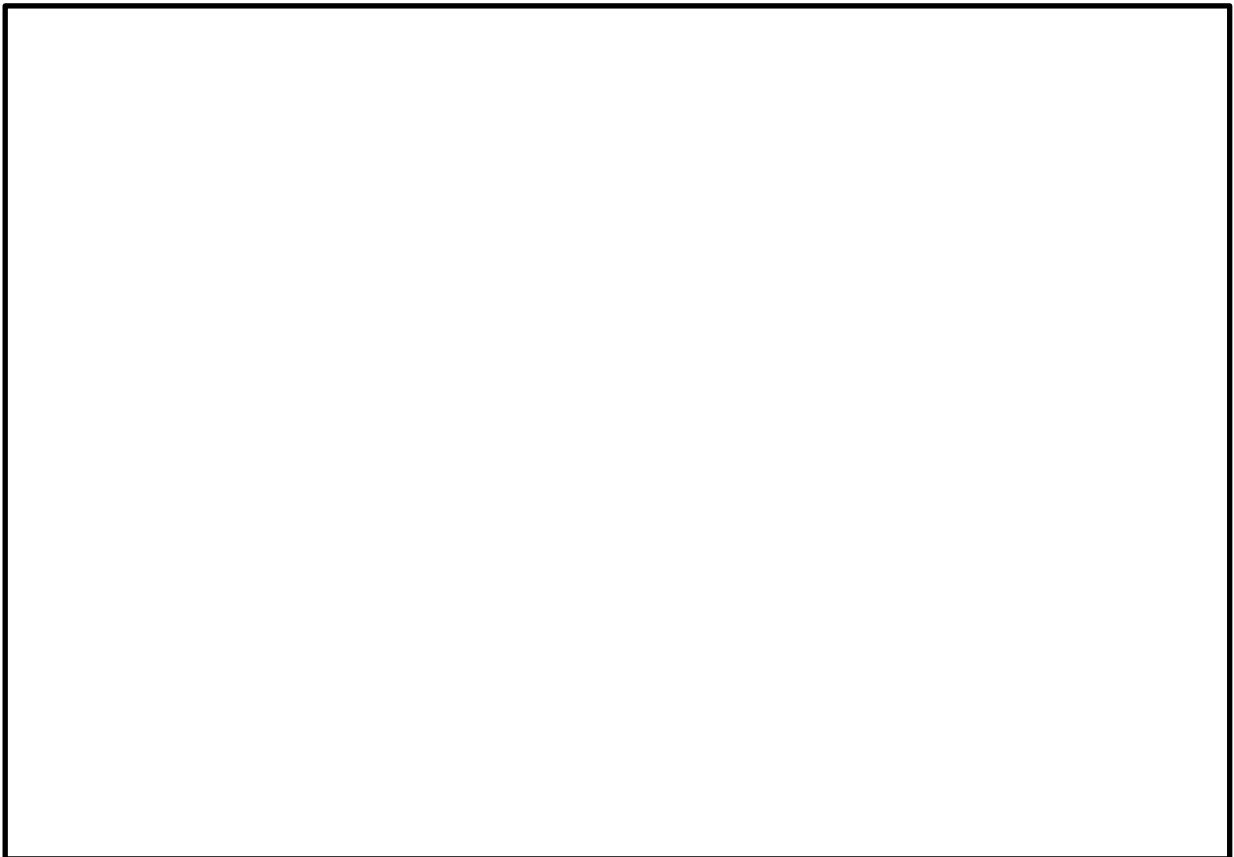


図 54-13-2 実効増倍率の水密度依存性

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

54-14

燃料プール冷却浄化系の位置付けについて

## 燃料プール冷却浄化系の位置付けについて

取水機能喪失又は全交流動力電源喪失を含む重大事故が発生した場合、発電用原子炉側の対応だけでなく、使用済燃料プールの冷却も必要となる。

使用済燃料プールに対する重大事故等対処設備及び対策については以下のとおりであり、燃料プール冷却浄化系は冷却機能をもつ重大事故等対処設備として位置付けている。

- ・注水機能 : 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール冷却浄化系（可搬型）
- ・漏えい停止機能 : サイフォンブレイク孔
- ・冷却機能 : 燃料プール冷却浄化系\*

\* 重大事故等時において、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水系の機能喪失により、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合において、原子炉補機代替冷却水系を用いて、使用済燃料プール内の燃料体から発生する崩壊熱を除熱することを目的として設ける系統である。

<参考>

1. 有効性評価の各事故シーケンスグループに対する燃料プール冷却浄化系

有効性評価で想定する重大事故等では、各重大事故等対処設備による対応により、事故事象を安定状態まで収束できることを確認しており、表 54-14-1 に示すように、「想定事故 1」及び「想定事故 2」以外の事故シーケンスグループでは使用済燃料プール冷却浄化系等を用いた使用済燃料プール冷却機能、及び「想定事故 1」及び「想定事故 2」では燃料プール代替注水系（常設配管）又は燃料プール代替注水系（可搬型）を用いた使用済燃料プールの注水機能によって冷却を実施している。

使用済燃料プールは図 54-14-1 に示すように原子炉建屋原子炉棟内に設置されており、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を想定する上でその影響を考慮する必要がある。ただし、上記のように「想定事故 1」及び「想定事故 2」以外の事故シーケンスグループでは燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却が維持されるため（原子炉補機代替冷却水系及び常設代替交流電源設備の準備のための一時的な喪失を除く。）、原子炉建屋原子炉棟内の環境が大きく悪化することはない。

なお、取水機能喪失及び全交流動力電源喪失時において、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却水系を使用する場合でも、燃料プール冷却浄化系についてそれぞれの負荷として考慮していることから、原子炉側の事故対応と並行して使用済燃料プールの冷却を実施することが可能である。



図 54-14-1 使用済燃料プールの位置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



表 54-14-1 各事故シーケンスグループと使用済燃料プールの冷却機能

No.	事故シーケンスグループ	使用済燃料プール冷却に関する重大事故等対処設備	使用済燃料プール冷却機能の有無
1	高圧・低圧注水機能喪失	*1	有
2	高圧注水・減圧機能喪失	*1	有
3	全交流動力電源喪失（長期 TB）	*2	有
4	全交流動力電源喪失（TBU）	*2	有
5	全交流動力電源喪失（TBD）	*2	有
6	全交流動力電源喪失（TBP）	*2	有
7	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	*2	有
8	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	*1	有
9	原子炉停止機能喪失	*1	有
10	LOCA 時注水機能喪失	*2	有
11	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	*1	有
12	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	*2	有
13	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	*2	有
14	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	*2	有
15	溶融炉心・コンクリート相互作用	*2	有
16	水素燃焼	*2	有
17	想定事故 1	機能喪失を想定	無 <sup>*3</sup>
18	想定事故 2	機能喪失を想定	無 <sup>*3</sup>
19	運転停止中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失	*1	有
20	運転停止中の原子炉における全交流動力電源喪失	*2	有
21	運転停止中の原子炉における原子炉冷却材の流出	*1	有
22	運転停止中の原子炉における反応度の誤投入	*1	有

\*1 燃料プール冷却浄化系（原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）、外部電源又は非常用ディーゼル発電機）

\*2 燃料プール冷却浄化系（原子炉補機代替冷却水系、常設代替交流電源設備）

\*3 使用済燃料プールへの注水機能である燃料プール代替注水系（常設配管）又は燃料プール代替注水系（可搬型）を用いる

## 2. 使用済燃料プール冷却機能喪失時のプール水温の変化について

原子炉運転中及び停止中の重大事故等時における使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化を表 54-14-2 に示す。表 54-14-2 に示すとおり、事故シーケンスグループによっては全交流動力電源喪失、取水機能喪失により一時的に使用済燃料プールの冷却機能が喪失するが、常設代替交流電源設

備及び原子炉補機代替冷却水系を用いた燃料プール冷却浄化系は、事象発生後、約 24 時間後から運用可能であり、使用済燃料プールの水温が「保安規定の運転上の制限」に到達する前に除熱を開始可能であるため、原子炉建屋原子炉棟内の環境が大きく悪化することはない。

表 54-14-2 使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化

原子炉の状態	使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱		使用済燃料プールの状態	使用済燃料プール水温が規定温度に到達するまでの時間
	[MW]	想定		水温 65℃*1
原子炉運転中	約 1.5MW	<ul style="list-style-type: none"> <li>直前の定検で取り出された燃料(停止 57 日後)</li> <li>1 炉心を除きラックに燃料が満たされた状態</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>プールゲート閉</li> <li>初期水温 35℃*2</li> </ul>	約 30.1 時間
原子炉停止中 (炉心燃料取出前)*3	約 0.8MW	<ul style="list-style-type: none"> <li>1 炉心を除きラックに燃料が満たされた状態</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>プールゲート閉</li> <li>初期水温 43℃*4</li> </ul>	約 41.4 時間

\*1 保安規定の運転上の制限

\*2 運転中の使用済燃料プールの水温実績（約 30.4℃～約 33.8℃）に設定  
（設備故障による一時的な温度上昇を除く）

\*3 原子炉の状態が燃料交換中の場合は想定事故 1 及び想定事故 2 に包絡される。また、起動時においては原子炉運転中とほぼ同等となる。

\*4 停止時の使用済燃料プールの水温実績（約 24.6℃～約 42.2℃）より設定

「想定事故 1」及び「想定事故 2」においては、燃料プール冷却浄化系の機能喪失に伴い、使用済燃料プール水温が事象発生約 7 時間後に 100℃に到達し、原子炉建屋原子炉棟内の環境は悪化する。ただし、環境条件の悪化は燃料プール代替注水系（常設配管）の注水機能、使用済燃料プール監視設備の機能に悪影響を及ぼすものではない。また、燃料プール代替注水系（可搬型）においても、原子炉建屋原子炉棟内の環境が悪化する前にホースの設置作業を行うことにより、使用済燃料プールへの注水が可能である。また、使用済燃料プールの沸騰は使用済燃料プール監視設備の機能に悪影響を及ぼすものではない。

以上より、重大事故等時において「想定事故 1」及び「想定事故 2」については現場環境が悪化するものの、必要な機能は維持され、それ以外の各事故シーケンスグループに対して使用済燃料プール水温が「保安規定の運転上の制限」に到達する前に使用済燃料プールの注水開始が可能であり、原子炉建屋原子炉棟内の環境が大きく悪化することはない。

54-15  
注水用ヘッドについて

## 注水用ヘッドについて

### 1. 系統及び注水用ヘッドの概要

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置作業の効率化，被ばく低減を図ることを目的に，注水用ヘッドを経由して，重大事故等対処設備として「①低圧代替注水系（可搬型），②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，③原子炉格納容器下部注水系（可搬型），④燃料プール代替注水系（常設配管），⑤燃料プール代替注水系（可搬型），⑥燃料プールのスプレイ系，⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の各系統における注水設備および水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は，全てを同時に使用することはないものの，保守的に同時使用を考慮し，大容量送水ポンプ（タイプ I）は各系統に必要な流量全てを 1 台で確保可能な容量を有する設計とする。（54-6 参照）

また，上記の重大事故等対処設備と同時に，自主対策設備である「⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型），⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）」における注水設備として使用することも考慮し，大容量送水ポンプ（タイプ I）は重大事故等対処設備としての必要容量に加え，自主対策設備としての必要容量も 1 台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実かつ容易に分岐できるよう，注水用ヘッドは隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図 54-15-1 に示す。

なお，注水用ヘッドは，原子炉建屋外から水を供給する設備として 1 セット 1 台で使用することから，故障時のバックアップ等を考慮し，合計 3 台を確保し，複数箇所に分散して保管する設計とする。

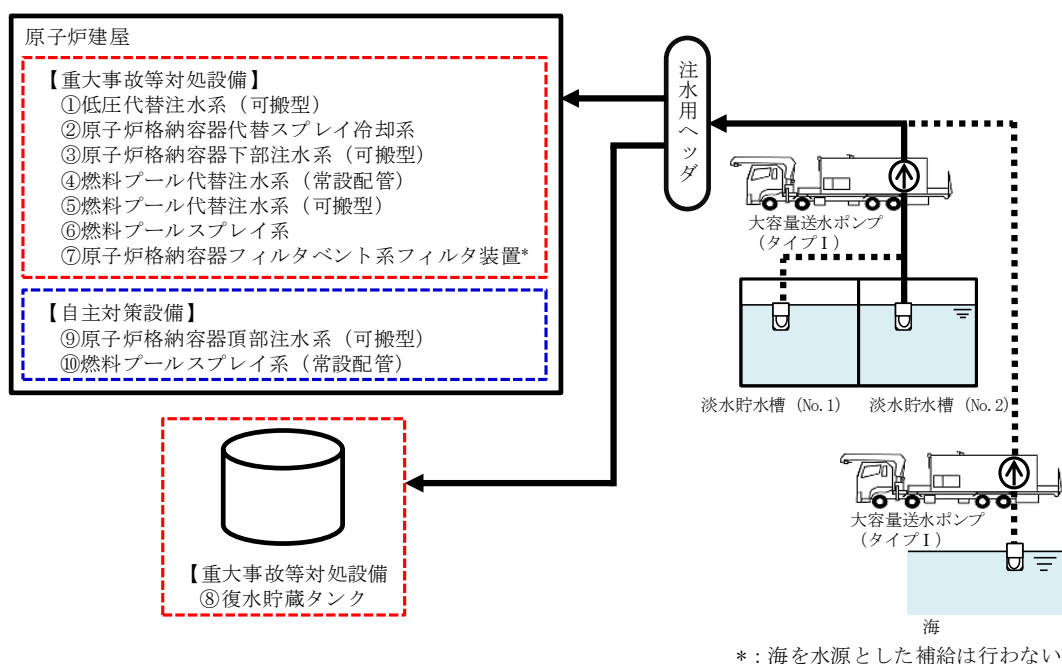


図 54-15-1 全体系統概要図

## 2. 注水用ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、注水用ヘッダは「②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の組合せ、「⑧復水貯蔵タンクへの補給」単独、及び「④燃料プール代替注水系（常設配管）又は⑤燃料プール代替注水系（可搬型）」単独にて使用する。注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表 54-15-1 に示す。

表 54-15-1 注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 <sup>*1,2</sup>									
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
高圧・低圧注水機能喪失	—	28h	—	—	—	—	—	10h	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	23h	—	—	—	—	—	10h	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
LOCA時注水機能喪失	—	37h	—	—	—	—	—	10h	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
運転中の原子炉における重大事故										
・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	24h <sup>*3</sup> 29h <sup>*4</sup>	—	—	—	—	—	10h	—	—
・水素燃焼	—	24h	—	—	—	—	—	10h	—	—
・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	—	18h	—	—	—	—	—	10h	—	—
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	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
想定事故 2	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
運転停止中の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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

\*1：①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系、⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、⑧復水貯蔵タンクへの補給、⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

\*2：事象発生後の経過時間を記載。各系統における使用は、記載時間以降は適宜実施。

\*3：代替循環冷却系を使用する場合。

\*4：代替循環冷却系を使用できない場合。

### 3. 操作性

#### 3.1 注水用ヘッダの接続

注水用ヘッダの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は、一対一の関係とし、名称が一致するようにホースの接続を行い系統構成する。

注水用ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、注水用ヘッダの接続部と接続先の接続口の関係を表 54-15-2 に示す。

また、有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際(②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給)の接続状態の概要図を図 54-15-2 示す。

表 54-15-2 注水用ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

注水用ヘッダ		接続先の接続口	使用系統*1
接続部	付属の隔離弁		
接続部 1	復水貯蔵タンク補給弁	復水貯蔵タンク接続口 又は 復水貯蔵タンク接続マンホール	⑧
接続部 2	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	— *2	⑤又は⑥
接続部 3	原子炉ウェル注水弁	原子炉ウェル注水接続口	⑨
接続部 4	原子炉・格納容器下部注水弁	原子炉・格納容器下部注水接続口	①及び③
接続部 5	格納容器スプレイ弁	格納容器スプレイ接続口	②
接続部 6	燃料プール注水・スプレイ (常設配管) 弁	燃料プール注水接続口 又は 燃料プールのスプレイ接続口	④又は⑩
接続部 7	フィルタ装置水補給弁	フィルタ装置水補給用接続口	⑦

\*1：①低圧代替注水系（可搬型），②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，③原子炉格納容器下部注水系（可搬型），④燃料プール代替注水系（常設配管），⑤燃料プール代替注水系（可搬型），⑥燃料プールのスプレイ系，⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給，⑧復水貯蔵タンクへの補給，⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備），⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

\*2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口は使用しない。

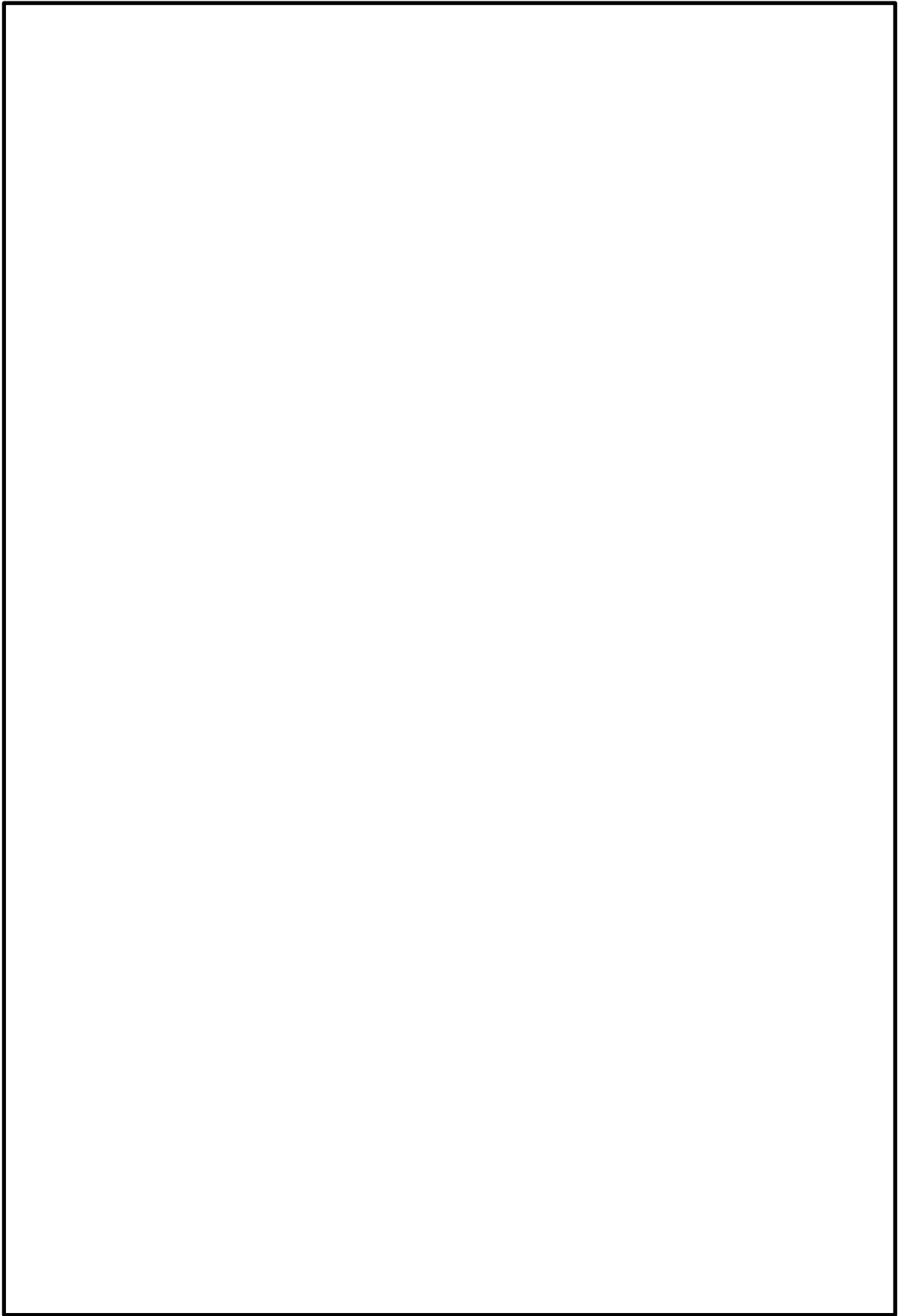


図 54-15-2 注水用ヘッダの接続状態概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

54-15-4

### 3.2 操作性及び切替えの容易性

注水用ヘッドを使用する各系統における注水用ヘッドの流路構成は、全て注水用ヘッド付属の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切替えが可能な設計とする。

注水用ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な接続方式である嵌合構造とすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤接続及び誤操作の防止のため、注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は一对一の関係とし、それぞれ銘板により識別可能な設計とするとともに、同一色の塗装を施す等で識別性を高めた設計とする（図 54-15-3）。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給）を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。なお、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、原子炉建屋内の弁を中央制御室から遠隔操作することによりスプレイを実施するため、仮に注水用ヘッド付属の隔離弁を誤って開操作したとしても、誤注入に至ることはない。

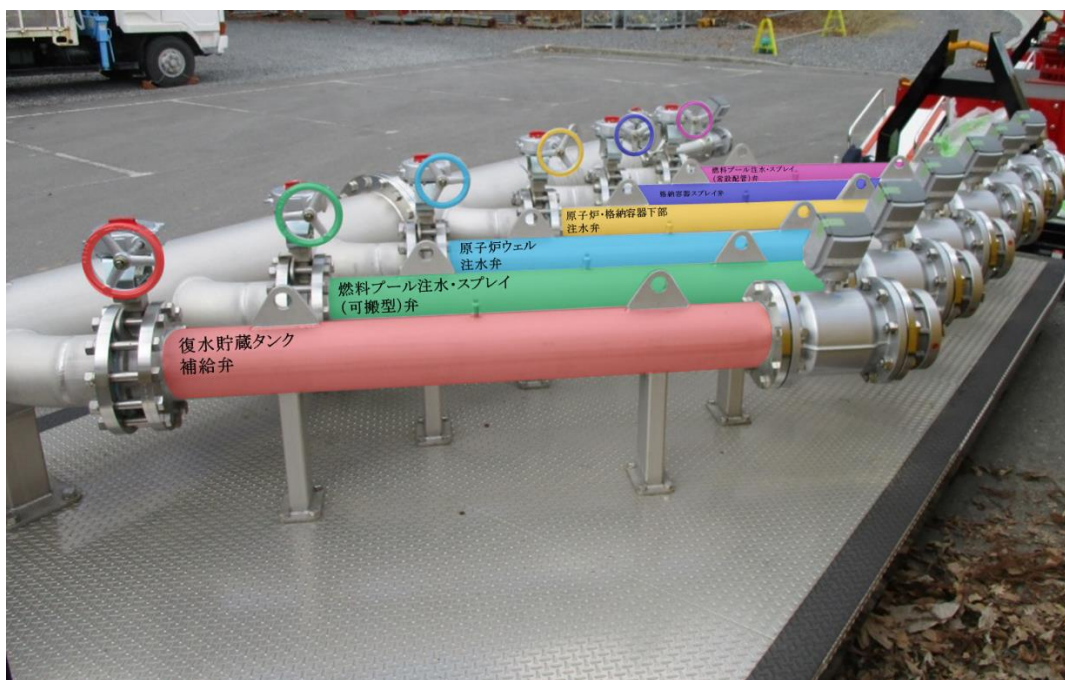


図 54-15-3 注水用ヘッドの誤接続及び誤操作の防止対策イメージ図



#### 4. 悪影響の防止

注水用ヘッドは複数の重大事故等対処設備及び自主対策設備の流路として使用することから、接続先の各系統及び機器に対して悪影響を及ぼすことのないよう考慮する必要がある。

注水用ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ注水用ヘッド付属の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

また、注水用ヘッドに接続する可能性のある自主対策設備である⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）及び⑩燃料プールスプレイ系（常設配管）は、注水用ヘッド付属の隔離弁に加えて、原子炉建屋の原子炉棟外の当該系統配管に設ける隔離弁を閉止することで、確実に他系統と隔離することが可能な設計とする。なお、原子炉建屋内の原子炉棟外の隔離弁は遠隔手動弁操作設備により屋外からの手動操作が可能である。

さらに、注水用ヘッドと自主対策設備を接続するホースを取り外すことで、原子炉建屋内への注水を物理的に隔離可能な設計とし、使用しない注水用ヘッドの接続部は閉止板により閉止可能な設計とする。

54-16

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

## 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、図 54-16-1 に示すとおり増圧ポンプ 1 台，付属水中ポンプ 2 台，ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，付属水中ポンプ及び増圧ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり，外部電源が不要な設計である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後，ホースを介して増圧ポンプへと送水し，加圧した水を各注水先へ送水する。

なお，付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し，異物の流入を防止する設計としている。

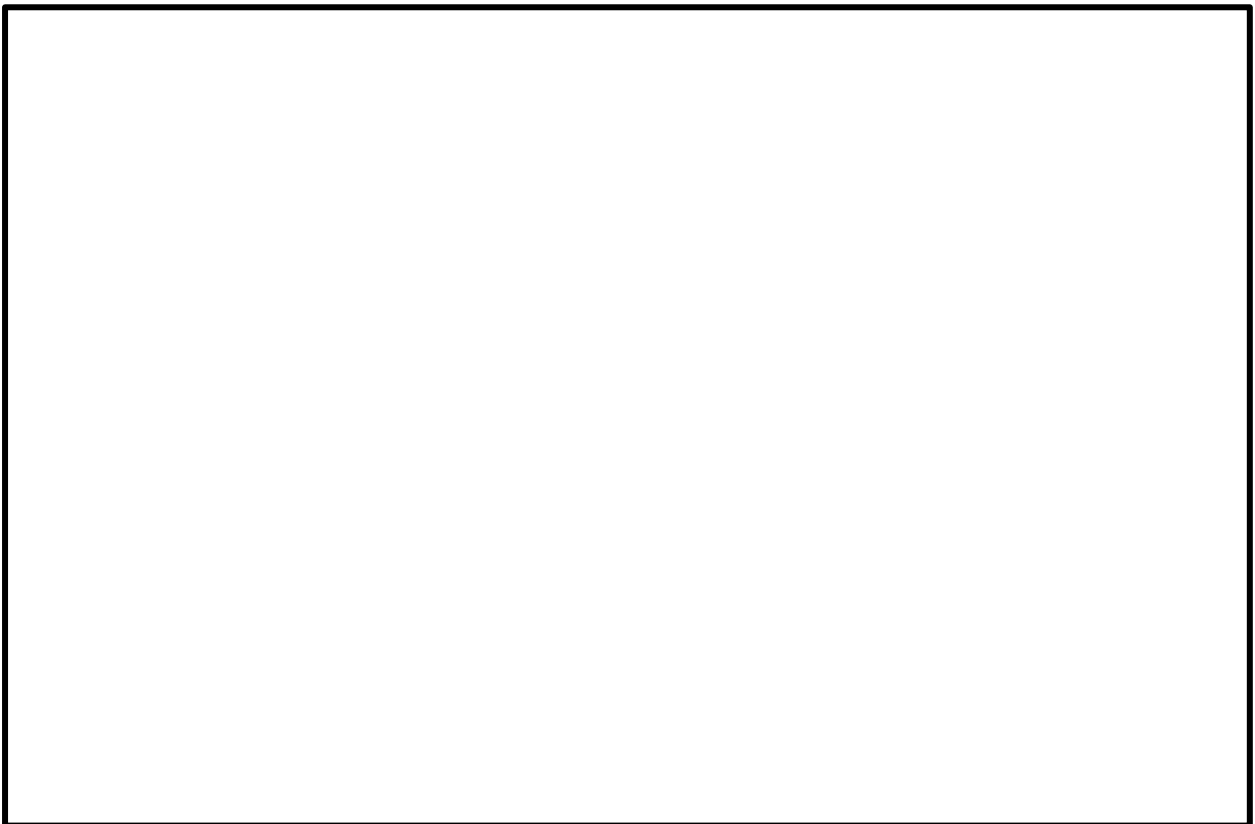


図 54-16-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

54-17

熱交換器ユニット構造について

## 熱交換器ユニットの構造について

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットは、図 54-17-1 で示すとおり淡水ポンプ 1 台、ディーゼルエンジン 1 台、熱交換器 3 基、海水ストレーナ 1 基等で構成される。

淡水ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動可能であり外部電源が不要な設計とする。熱交換器は、大容量送水ポンプ（タイプ I）から送水される海水により、原子炉補機冷却水（淡水）を冷却する。また、熱交換器ユニット内に海水ストレーナを設置し、異物の流入を防止する設計とする。

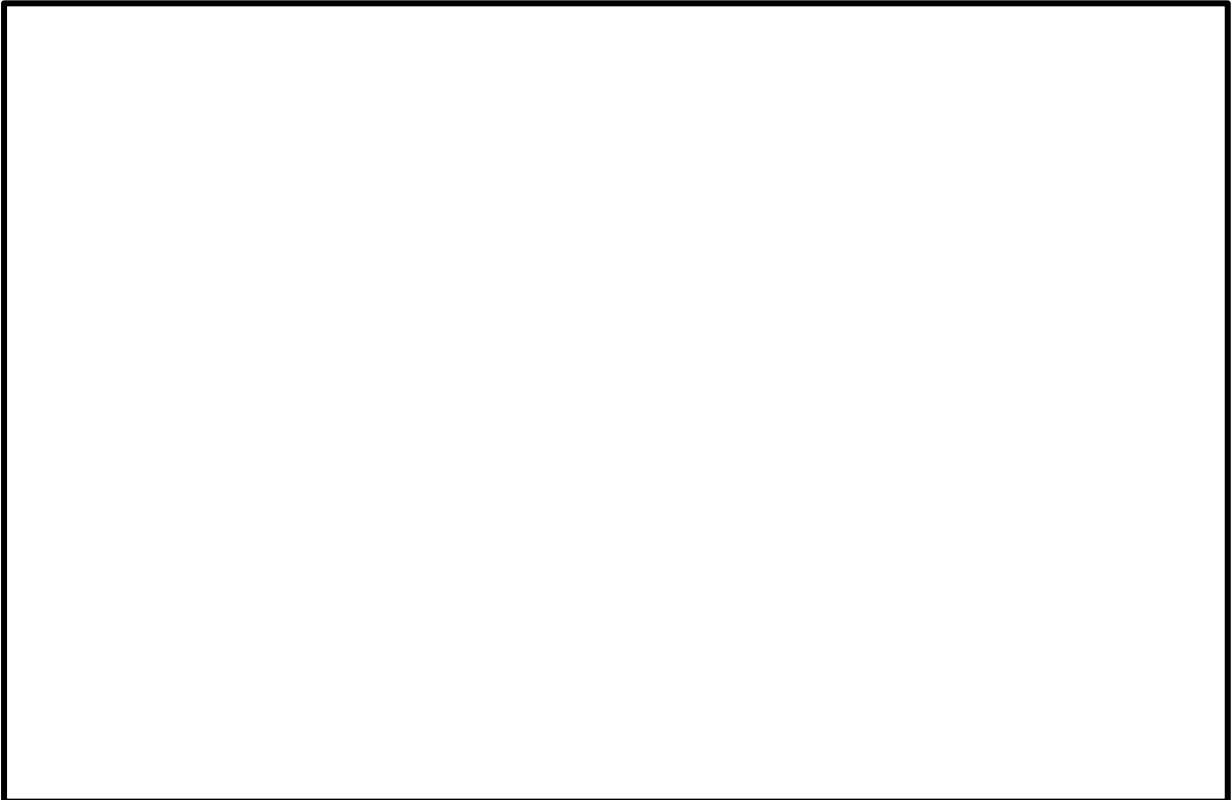


図 54-17-1 熱交換器ユニット 概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

56 条

- 56-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 系統図
- 56-4 試験及び検査
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 接続図
- 56-7 保管場所図
- 56-8 アクセスルート図
- 56-9 注水用ヘッドについて
- 56-10 大容量送水ポンプの構造について
- 56-11 海の利用について
- 56-12 その他設備

56-1

S A設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）



第56条：重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備		復水貯蔵タンク		類型化区分	サブプレッションチェンバ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等から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)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	56-2 配置図, 56-3 系統図		56-2 配置図, 56-3 系統図		
	第2号	操作性	操作不要	対象外	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	C	容器	C		
	関連資料	56-4 試験及び検査		56-4 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	本来の用途として使用一切替不要	B b		
	関連資料	56-3 系統図		56-3 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	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他（飛散物）	対象外（その他設備）	対象外	対象外（その他設備）	対象外	
			関連資料	—		—		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	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容量等を補うもの	C	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	56-5 容量設定根拠		56-5 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	—	(共用しない設備)	—	
			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）-屋外	A b	防止設備-対象（代替対象D B設備有り）-屋外	A b
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	対象外	対象外（サポート系なし）	対象外
	関連資料			56-2 配置図		56-2 配置図		



女川原子力発電所2号炉 SA設備基準適合性一覧表(可搬型)

第56条：重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備		大容量送水ポンプ(タイプⅠ)		類型化区分	大容量送水ポンプ(タイプⅡ)		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	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	Ⅱ	海水を通水又は海で使用	Ⅰ	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等から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)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	56-3 系統図, 56-7 保管場所図		56-3 系統図, 56-7 保管場所図		
		第2号	操作性	現場操作(工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g	現場操作(工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g	
		関連資料	56-3 系統図, 56-6 接続図		56-3 系統図, 56-6 接続図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	ポンプ	A	
		関連資料	56-4 試験及び検査		56-4 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	本来の用途として使用一切替不要	B b	
	関連資料	56-3 系統図		56-3 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	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	対象外	対象外	
		関連資料	56-3 系統図		56-3 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所で操作可能)	A a	現場操作(設置場所で操作可能)	A a		
	関連資料	56-6 接続図		56-6 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	その他設備	C	
			関連資料	56-5 容量設定根拠		56-5 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡便な接続	C	より簡便な接続	C	
			関連資料	56-6 接続図		56-6 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	対象外	対象外	
			関連資料	56-6 接続図		56-6 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)	—	(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	56-6 接続図		56-6 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	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	56-7 保管場所図		56-7 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	屋外アクセスルートの確保	B			
	関連資料	56-8 アクセスルート図		56-8 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	対象外(代替対象DB設備なし)	対象外		
		サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	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	56-3系統図, 56-6接続図, 56-7保管場所図		56-3系統図, 56-6接続図, 56-7保管場所図				

56-2  
配置図

 : 設計基準対象施設  
 : 重大事故等対処設備

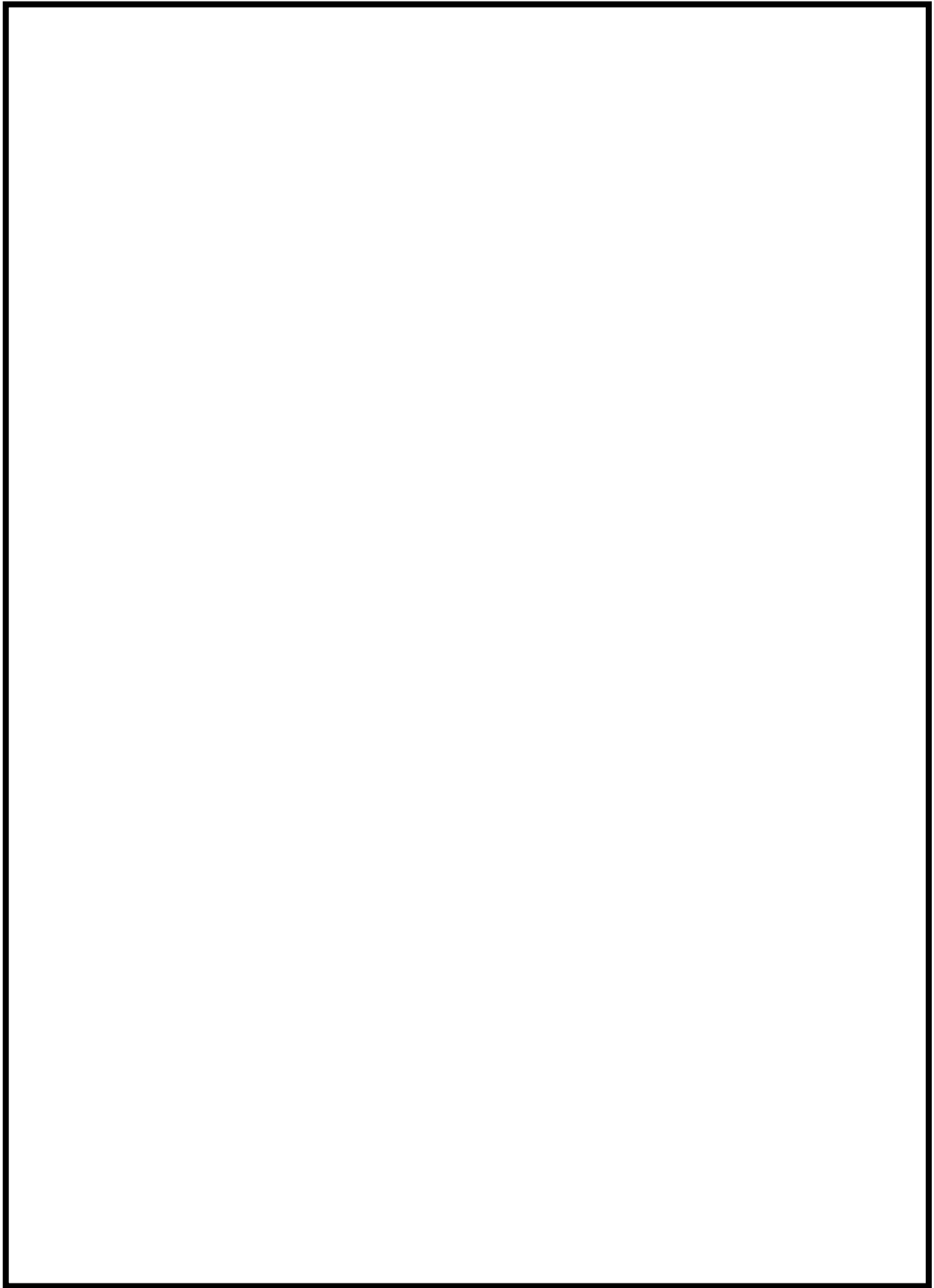


図 56-2-1 水源配置図(復水貯蔵タンク, サプレッションチェンバ, 淡水貯水槽 (No. 1), 淡水貯水槽 (No. 2) 及び海水取水箇所)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-2-1

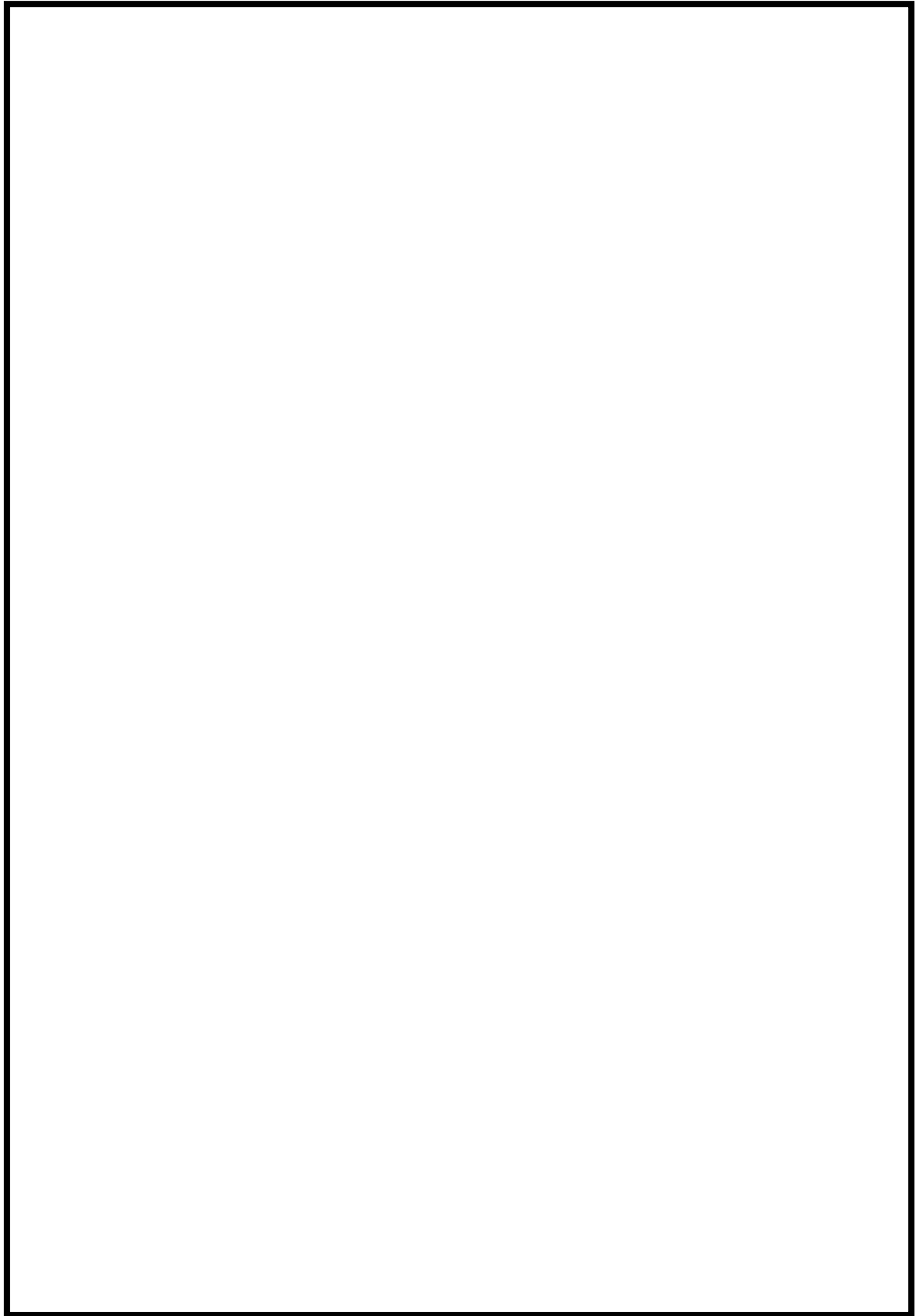


図 56-2-2 水源配置図（サプレッションチェンバ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

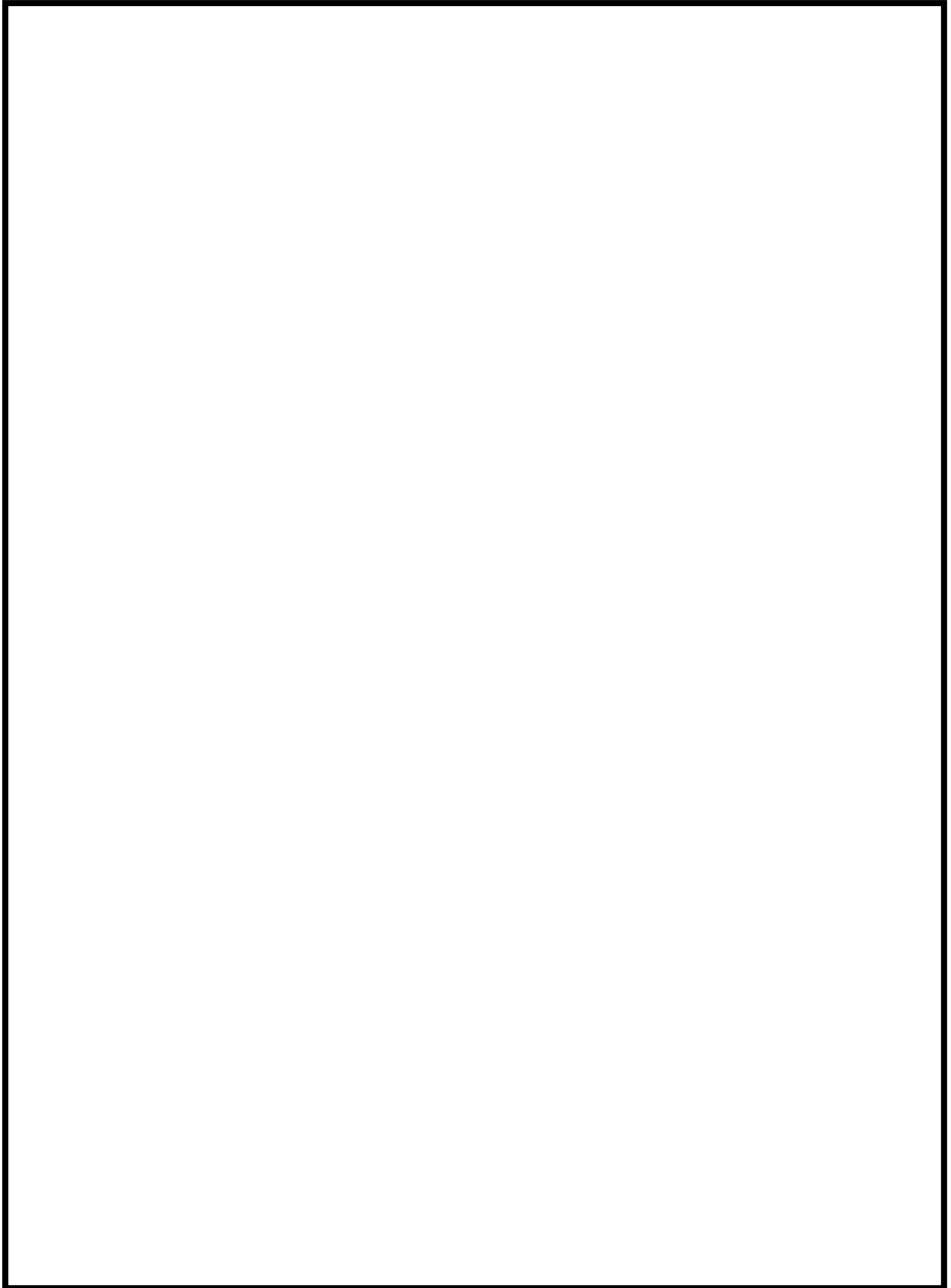


図 56-2-3 配置図（復水貯蔵タンク）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-2-3

56-3  
系統図

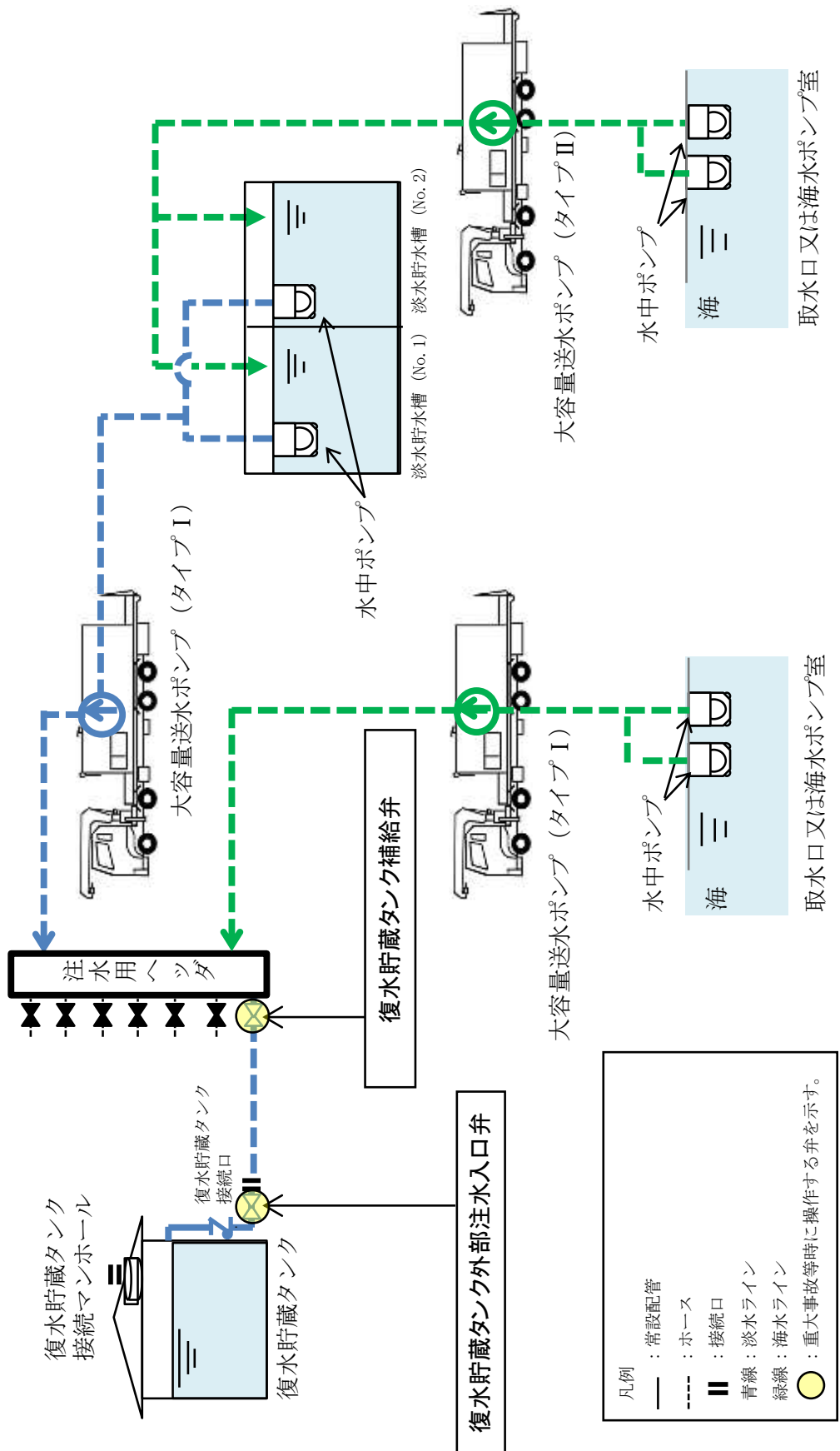


図 56-3-1 系統図 (水源への水の供給設備及び復水貯蔵タンクの水源地確保)

56-4  
試験及び検査



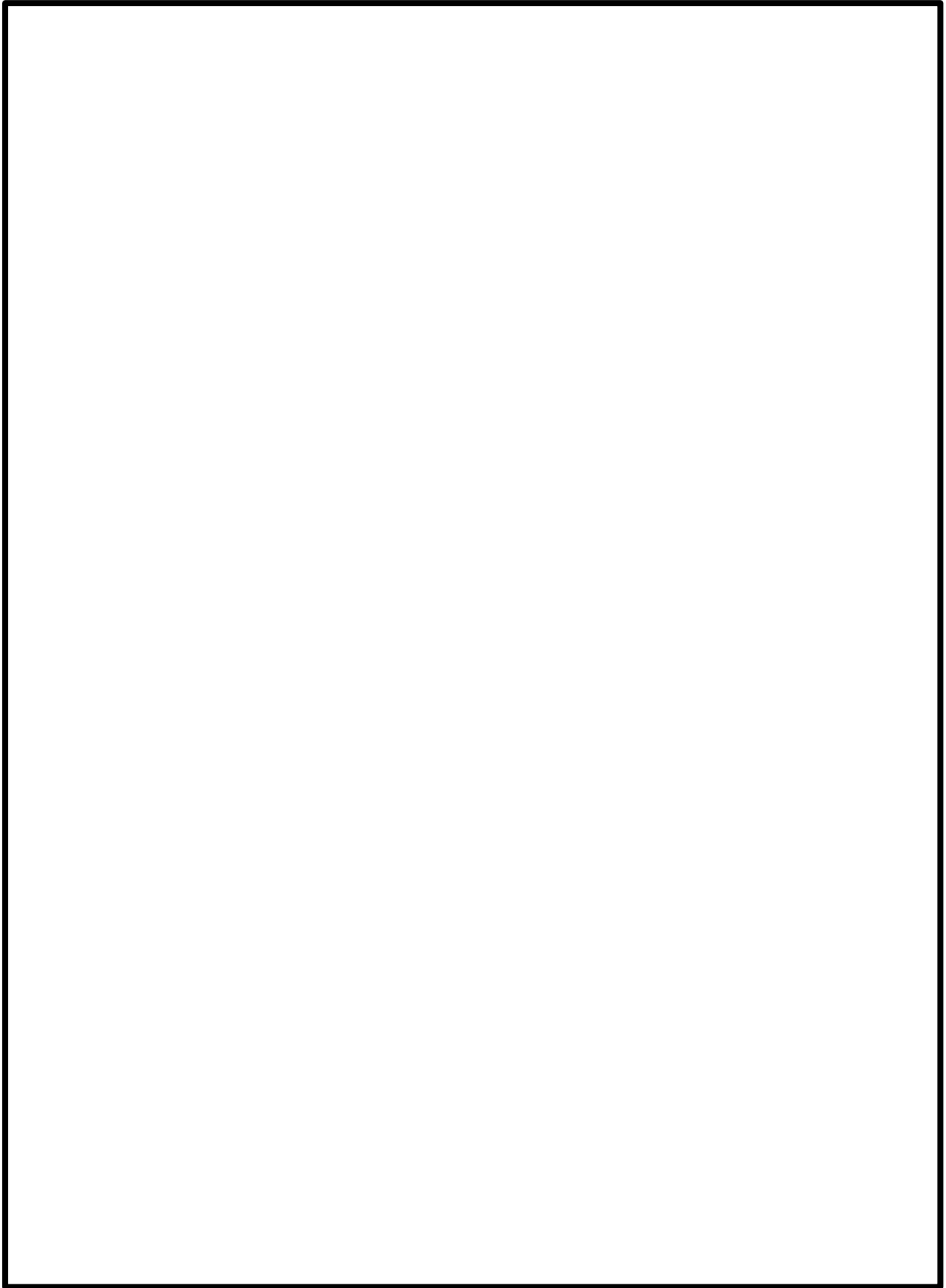


図 56-4-1 構造図（復水貯蔵タンク）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-4-1

## 女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機組または系統名	実施区 (機組名)	系統区分(設備・機種の区分)	機種の記号	保全作業の種別	作業日	備考 (1) 内行直下作業は機組別記載
機組系統	主変圧器 (B) 高圧巻出100kV【停機動作】	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	主変圧器 (A) 高圧巻出100kV	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	主変圧器 (A) 高圧巻出100kV【停機動作】	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	主変圧器 (B) 高圧巻出100kV	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	主変圧器 (B) 高圧巻出100kV【停機動作】	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	主変圧器 (A) 非常用降圧用0.1	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	主変圧器 (B) 非常用降圧用0.1【停機動作】	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	主変圧器 (B) 非常用降圧用0.1	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	主変圧器 (A) 非常用降圧用0.1【停機動作】	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	主変圧器 (A) 非常用降圧用0.2	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	主変圧器 (B) 非常用降圧用0.2【停機動作】	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	主変圧器 (B) 非常用降圧用0.2	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	主変圧器 (A) 非常用降圧用0.2【停機動作】	計測系統	電	計測	11M	定検停止時
	保安電源のキ 一式	計測系統	電	保安	28M~45M	定検停止時
	保安電源のキ【停機動作】 一式	計測系統	電	保安	28M	定検停止時
	保安電源系統	保安電源系統	保安電源	電	保安	19Y
保安電源			電	保安	19Y	機組別系統表(記録:保安計画)
保安電源			電	保安	19Y	機組別系統表(記録:保安計画)
保安電源			電	保安	19Y	機組別系統表(記録:保安計画)
保安電源系統	保安電源系統	保安電源	電	保安	19Y	機組別系統表(記録:保安計画)
		保安電源	電	保安	19Y	機組別系統表(記録:保安計画)
		保安電源	電	保安	19Y	機組別系統表(記録:保安計画)
		保安電源	電	保安	19Y	機組別系統表(記録:保安計画)
		保安電源	電	保安	19Y	機組別系統表(記録:保安計画)
保安電源システム (A)	計測系統	電	保安	55M	計測停止時【保安計画 保安計画機組別系統表(記録:保安計画)】	

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施期 (機組名)	点検および試験・検査の項目	実施の重要度	保全方式 又は検査	検査名	備考 ( ) 内は適用する設備別実施計画
高圧炉心スプレッドアーゼン発電設備	燃料棒定置入口ストレーナ	点検点検	高	12 M	—	定検停止時
	燃料棒フィルター1	点検点検	高	19 M	—	定検停止時
	燃料棒フィルター2	点検点検	高	21 M	—	定検停止時
	移動用定置型ストレーナ	点検点検	高	13 M	—	定検停止時
	機組付シリリング安全弁 1号機、1号機	機組・性能試験	低	114 M	—	非常時予備発電設備検査 (機組試験: 高圧炉心スプレッドアーゼン機組)
	機組付クランク安全弁 1号機	機組・性能試験	低	114 M	—	非常時予備発電設備検査 (機組試験: 高圧炉心スプレッドアーゼン機組)
	高圧炉心スプレッドアーゼン発電設備の安全弁一式	機組・性能試験	低	85 M	—	安全弁検査 (定検: 炉子研査)
		点検点検	低	85 M	—	定検停止時
	高圧炉心スプレッドアーゼン発電設備の弁一式	点検点検	高	13 M 185 M	—	定検停止時
		性能試験	高	19 M	—	非常時予備発電設備検査 (機組試験: 高圧炉心スプレッドアーゼン機組)
	三方弁装置 (スリッチ) 1号機	性能試験	高	19 M	—	非常時予備発電設備検査 (機組試験: 高圧炉心スプレッドアーゼン機組)
	三方弁装置一式 — 機組試験	機組・性能試験	高	1 C	—	非常時予備発電設備検査 (機組試験: 高圧炉心スプレッドアーゼン機組)
	逆戻り弁装置 (スリッチ) 1号機	性能試験	高	19 M	—	非常時予備発電設備検査 (機組試験: 高圧炉心スプレッドアーゼン機組)
	逆戻り弁装置一式 — 機組試験	機組・性能試験	高	1 C	—	非常時予備発電設備検査 (機組試験: 高圧炉心スプレッドアーゼン機組)
原子炉格納容器	原子炉格納容器安全体測定(半検定)検査機 一式 — 点検 — 試験	漏れ試験	高	1 C	—	原子炉格納容器安全体測定(半検定)検査機
	原子炉格納容器	外観点検	高	1 C	—	定検停止時
	ドライウェルエアラジ	外観点検	高	1 C	—	定検停止時
	格納容器スプレッドアーゼン	外観点検	高	1 C	—	定検停止時
	原子炉格納容器上蓋	外観点検	高	1 C	—	定検停止時
	原子炉格納容器上蓋維持ボルト	外観点検	高	1 C	—	定検停止時
	サブレンションチェンバ入口	外観点検	高	1 C	—	定検停止時
	サブレンションチェンバ	外観点検	高	1 C	—	定検停止時
	ベントヘッド・ボウンスマ	外観点検	高	1 C	—	定検停止時
	透かし安全弁排出口	外観点検	高	1 C	—	定検停止時
		漏れ試験	高	1 C	—	定検停止時
	機組側出入口ハッチ	外観点検	高	1 C	—	定検停止時

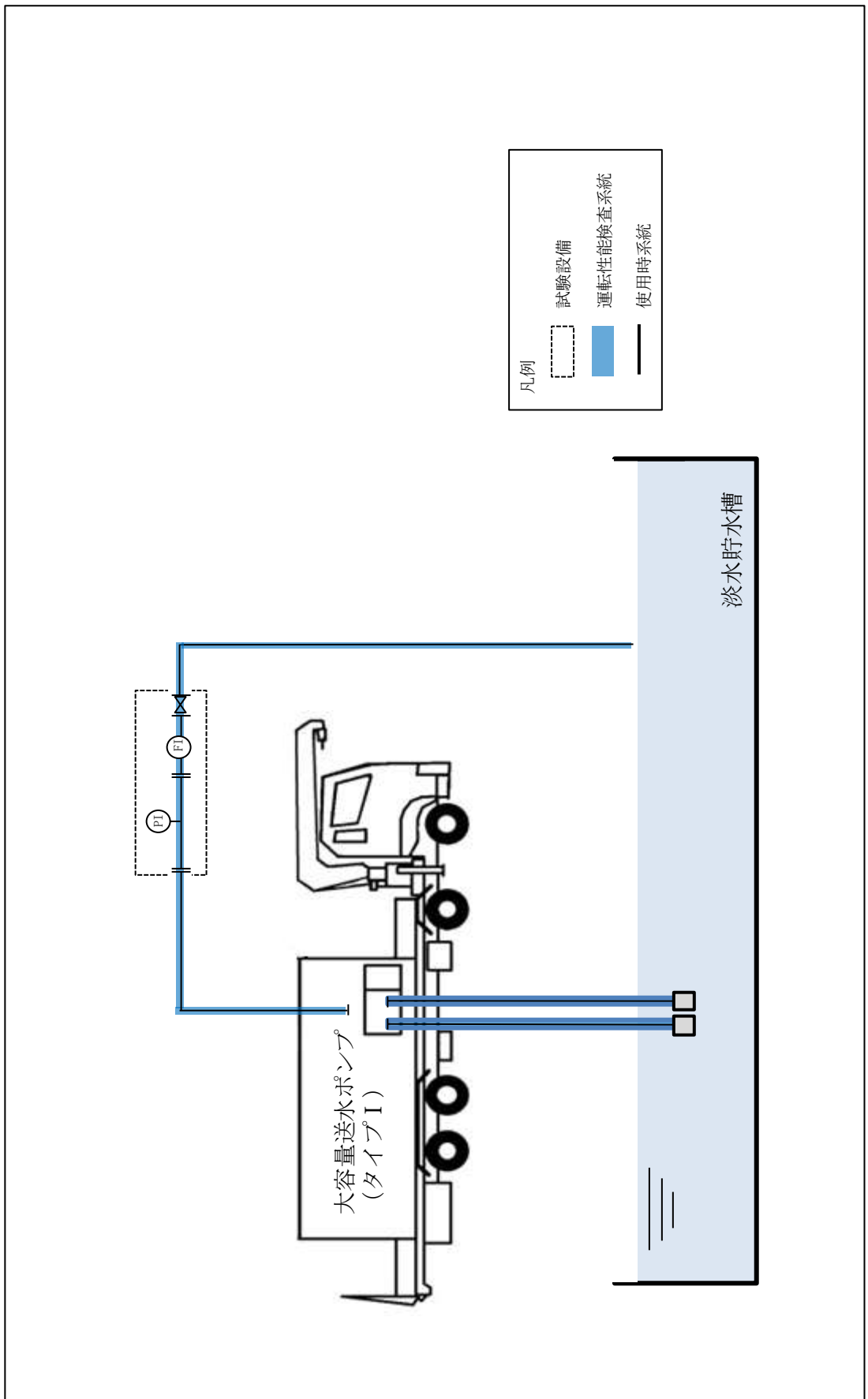


図 56-4-2 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

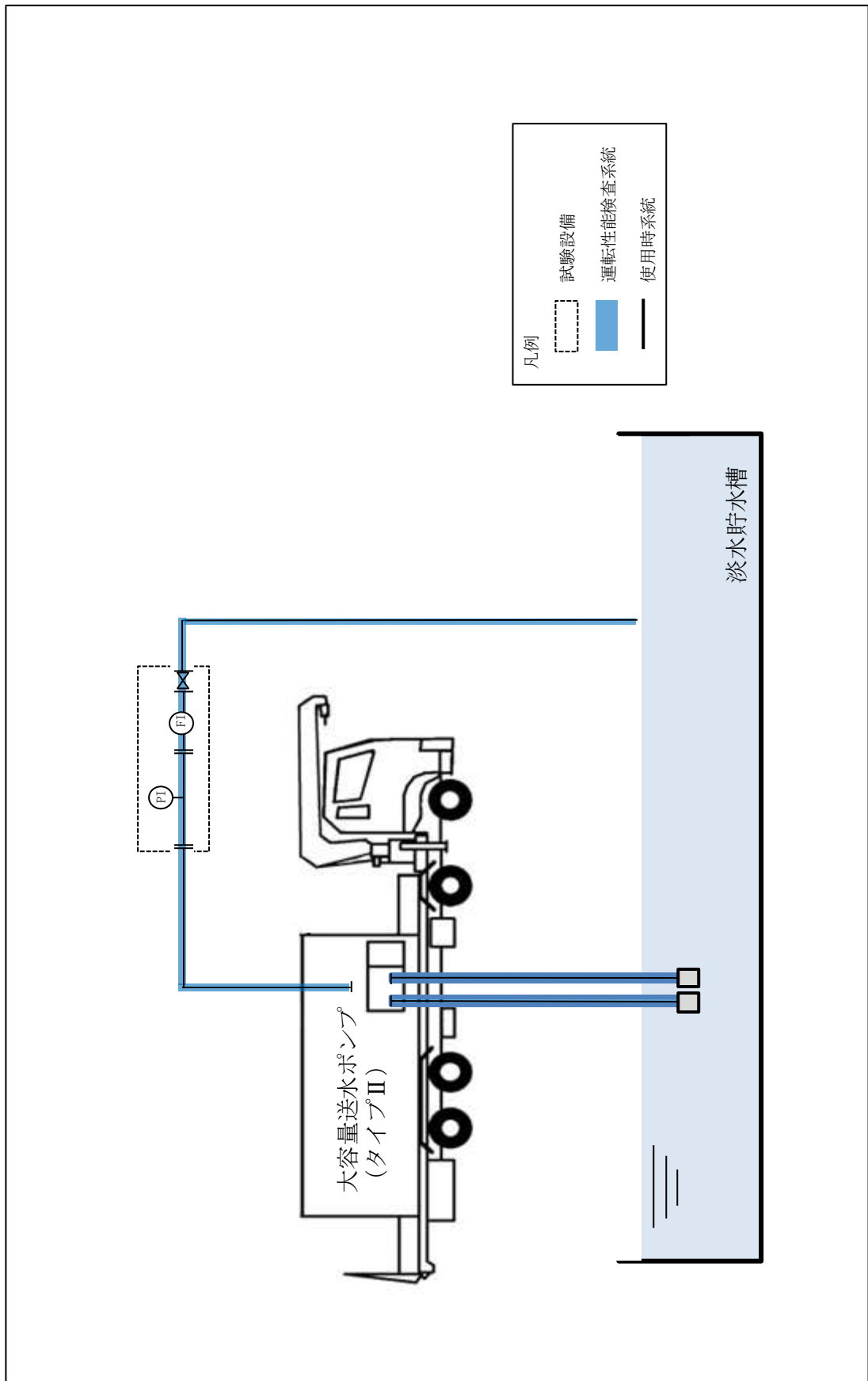


図 56-4-3 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプII))

56-5  
容量設定根拠

名 称	復水貯蔵タンク	
個数	—	1
容量	m <sup>3</sup> /個	1,192 m <sup>3</sup> (注1), (3,000 m <sup>3</sup> (注2))
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	°C	66°C
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 】

復水貯蔵タンクは、重大事故等の収束に必要な淡水又は海水を供給するための水源として設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源として、高圧代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水、並びに復水移送ポンプによる原子炉低圧代替注水及び格納容器下部注水、並びに直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉低圧代替注水ができる設計とする。

また、復水貯蔵タンクの水位低下により水源が枯渇する可能性が生じた場合には、大容量送水ポンプ（タイプ I）により代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水又は海水を復水貯蔵タンクに移送し、上記注水を継続できる設計とする。

#### 1. 容量 1,192 m<sup>3</sup> (注1), (3,000 m<sup>3</sup> (注2))

復水貯蔵タンクは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての容量が、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽 No. 2）の淡水又は海水を供給するまでの間に必要な容量を有しているため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

復水貯蔵タンクの水量は、重大事故等対策の有効性評価で想定する各事故シーケンスグループのうち、事故後 10 時間に最も少なくなる事故シーケンスが「LOCA 時注水機能喪失（中小破断 LOCA＋高圧 ECCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗）」（淡水使用量：約 810 m<sup>3</sup>）であることから、この水使用量を上回る容量として復水貯蔵タンクの容量は 1,192 m<sup>3</sup> とする。復水貯蔵タンクの水が枯渇する前に代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水又は海水の供給（事故後 10 時間後）を実施することにより、復水貯蔵タンクが枯渇することはない。従って、復水貯蔵タンクは最低運用水量 1,192m<sup>3</sup> を有する設計とすることで、重大事故等の収束に必要な十分な容量を有する設計とする。

以上より、復水貯蔵タンクの容量（要求値）を 1,192m<sup>3</sup> とする。

なお、復水貯蔵タンクの要求値である 1,192m<sup>3</sup> は、復水貯蔵タンクの最低運用水位に相当する水量（約 1,600m<sup>3</sup>）からポンプ空気吸込防止のための警報水位に相当する水量（約 408m<sup>3</sup>）を差し引いた値である。

(1) 事故後 10 時間までに使用する水量

各事故シーケンスグループ等の、事故後 10 時間までに必要な水量（最大）を以下に示す。

①高圧・低圧注水機能喪失	約 478 m <sup>3</sup>
②全交流動力電源喪失	約 471 m <sup>3</sup>
③崩壊熱除去機能喪失	約 479 m <sup>3</sup>
④LOCA 時注水機能喪失	約 810 m <sup>3</sup>
⑤雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	約 400 m <sup>3</sup>
⑥高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	約 258 m <sup>3</sup>

(2) 代替淡水源で確保している水量

代替淡水源である淡水貯水槽にて、10,000m<sup>3</sup>以上の水量を確保している。

①淡水貯水槽（No. 1）	5,000m <sup>3</sup>
②淡水貯水槽（No. 2）	5,000m <sup>3</sup>

2. 最高使用圧力

開放型であることから静水頭とする。

3. 最高使用温度

水源における淡水及び海水の温度が常温程度であるため、それを上回る 66℃とする。



名 称		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m <sup>3</sup> /h/個	1,200 (注 1), 1,440 (注 2)
揚程	m	120.5 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	0.9 (注 3), 1.2 (注 4, 注 5)
最高使用温度	°C	50
原動機出力	kW/個	□

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。  
注 3: 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)、燃料プール代替注水系 (常設配管)、燃料プール代替注水系 (可搬型)、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。  
注 4: 原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合の値を示す。  
注 5: 海を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)、燃料プール代替注水系 (常設配管)、燃料プール代替注水系 (可搬型)、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。

【 設 定 根 拠 】

大容量送水ポンプ (タイプ I) 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) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、設計基準事故対処設備が有する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。

本システムは、代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)) 又は海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) により、補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉圧力容器に注水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設計とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。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。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉格納容器内へスプレイ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設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、補給水系配管を経由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、スプレイノズルを経由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本系統は、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として1台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は2セットで4台、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で1台の合計5台を確保する。

## 1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プー

ル代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な流量を確保可能な設計とする。

なお，代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には，設置作業の効率化，被ばく低減を図るため，1.1～1.7に示す「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量を1台で確保可能な設計とし，表 56-5-1 に示すとおり 569m<sup>3</sup>/h 以上の容量を有する設計とする。これら全ての系統を同時に使用することはないものの，保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し，これらを足し合わせた流量として 569m<sup>3</sup>/h 以上としている。

さらに，大容量送水ポンプ（タイプ I）は，1.8 に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量 1,200m<sup>3</sup>/h 以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ，大容量送水ポンプ（タイプ I）の容量は，1台で 1,440m<sup>3</sup>/h の容量を有する設計とする。

表 56-5-1 代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした場合に必要となる最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	145m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m <sup>3</sup> /h
燃料プールのスプレイ系 （燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型））*	126m <sup>3</sup> /h (114m <sup>3</sup> /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m <sup>3</sup> /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m <sup>3</sup> /h
合計	569m <sup>3</sup> /h

\* : 燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系は同時使用しないことから，燃料プールのスプレイ系の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

### 1.1 低圧代替注水系（可搬型）

#### (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち，「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「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において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 120m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 145m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「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「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において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の注水流量 50m<sup>3</sup>/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量として、50m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 35m<sup>3</sup>/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている溶融炉心の冷却時の注水流量として、35m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m<sup>3</sup>/h 以上

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シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

## 1.5 燃料プールスプレイ系

### (1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126m<sup>3</sup>/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7 m<sup>3</sup>/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm (約 45.4m<sup>3</sup>/h) である。さらに、スプレイノズル 1 個当たりの必要流量が 42m<sup>3</sup>/h であり、スプレイノズル 3 個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m<sup>3</sup>/h が必要であることから、126m<sup>3</sup>/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

## 1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

### (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m<sup>3</sup>/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m<sup>3</sup>/h 以上を注水可能な設計とする。

## 1.7 復水貯蔵タンクへの補給

### (1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m<sup>3</sup>/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m<sup>3</sup>/h 以上を補給可能な設計とする。

## 1.8 原子炉補機代替冷却水系

### (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の流量 1,200 m<sup>3</sup>/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合の除熱効果が確認されている熱交換量 16.0 MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている熱交換量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量 2.29 MW を除熱可能な容量として 20.0 MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892 m<sup>3</sup>/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m<sup>3</sup>/h を考慮した 1,200m<sup>3</sup>/h 以上を供給可能な設計とする。

## 2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.1.1～2.1.7 及び 2.3.1～2.3.6 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を 1 台で確保する設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.2 に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して 122m とする。

### 2.1 淡水貯水槽を水源として使用する場合

#### 2.1.1 低圧代替注水系（可搬型）

##### (1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 時の揚程 60.9m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="checkbox"/>	m
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2）
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	m
合計	約	60.9	m

##### (2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 時の揚程 79.8m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	79.8	m

### 2.1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 75.6m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口 [ ] から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	75.6	m

### 2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 14.5m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	14.5	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



(2) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 54.1m 以上  
 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から原子炉格納容器下部へ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	54.1	m

#### 2.1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 1.8m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口 [ ] から使用済燃料プールへ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	1.8	m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -3.8m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
合計	約	-3.8	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

### 2.1.5 燃料プールスプレイ系

- (1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 37.8m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
合 計		約	37.8 m

### 2.1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

- (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 17.7m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋内）から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注入先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	17.7 m

### 2.1.7 復水貯蔵タンクへの補給

- (1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -11.0m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	-11.0	m

## 2.2 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合

(1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 94.7m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
熱交換器ユニット内の圧力損失	約		m
合計	約	94.7	m

## 2.3 海を水源として使用する場合

### 2.3.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m<sup>3</sup>/h 時の揚程 100.1m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ] m
静水頭	約	[ ] m
ホース等の圧力損失	約	[ ] m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ] m
合計	約	100.1 m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m<sup>3</sup>/h 時の揚程 120.5m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海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、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [ ] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ] m
静水頭	約	[ ] m
ホース等の圧力損失	約	[ ] m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ] m
合計	約	120.5 m

### 2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 116.2m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口 [ ] から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約	[ ] m
静水頭	約	[ ] m
ホース等の圧力損失	約	[ ] m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> )
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ] m
合計	約	116.2 m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2.3.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 53.3m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計			約	53.3 m

(2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 92.5m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口  から原子炉格納容器下部へ注水する場合<sup>\*1</sup>>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 <sup>*2</sup> ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計			約	92.5 m

2.3.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 40.2m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

＜燃料プール注水接続口 [ ] から使用済燃料プールへ注水する場合*1＞			
水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約	[ ]	m
合計	約	40.2	m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 34.3m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合\*1＞

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合計	約	34.3	m

### 2.3.5 燃料プールのスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 77.3m 以上

燃料プールのスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合\*1＞

水源と注水先の圧力差	約	[ ]	m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約	[ ]	m
ホース等の圧力損失	約	[ ]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合計	約	77.3	m

### 2.3.6 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 28.5m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水へ復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定す

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

る。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合\*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離 の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	28.5	m

\*1：圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価。

\*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、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適切に選定する。

図 56-5-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

### 3. 最高使用圧力

- 3.1 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

給へ使用する場合の最高使用圧力 0.9MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用圧力は、これらシステムの同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、0.9MPaとする。

3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPaとする。

3.3 海を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPaとする。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所の海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として50℃とする。

5. 原動機出力  kW

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の原動機出力は、流量 1,440 m<sup>3</sup>/h、揚程 122 m での軸動力を考慮し、 kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 付属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要なとなる揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 56-5-2 に示す。

表 56-5-2 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要なとなる揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 56-5-2 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量 [m <sup>3</sup> /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差 ① [m]	水中ポンプの吐出圧力 ② [m]	増圧ポンプへの必要給水圧力 ③ [m]	ホースの圧力損失 ④ [m]	水中ポンプ揚程 (②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	569	11.7				35.4
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

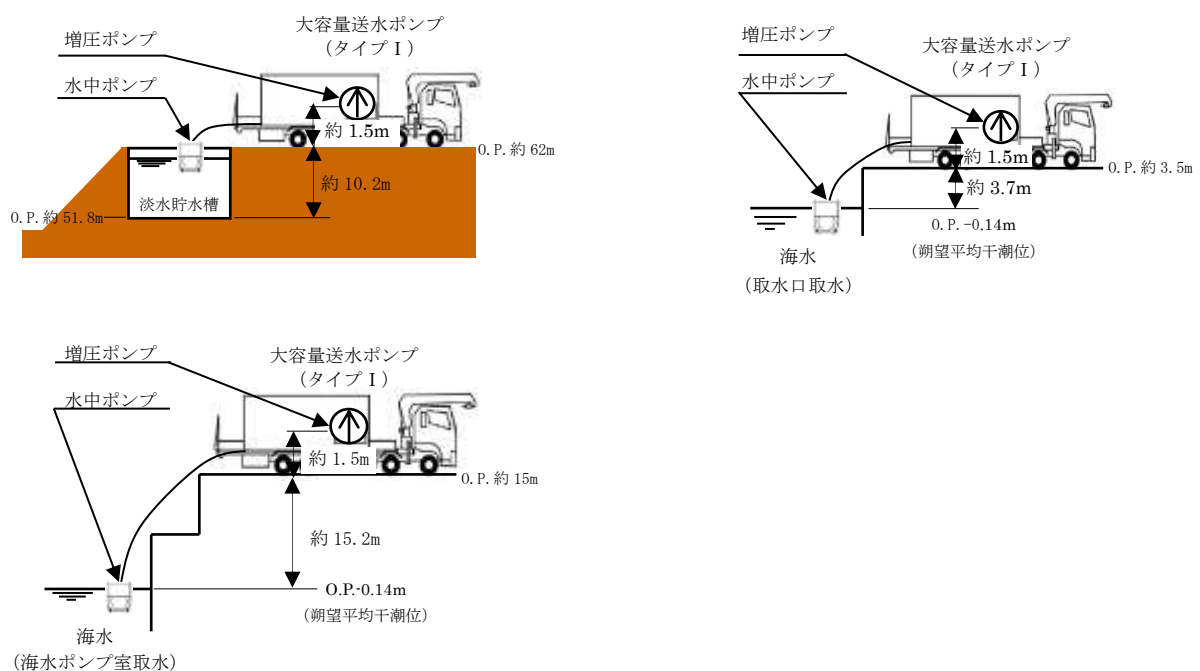


図 56-5-2 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		大容量送水ポンプ (タイプⅡ)
容量	m <sup>3</sup> /h/個	1,200 (注1), 1,800 (注2)
揚程	m	120.6 (注1), 122 (注2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.2
最高使用温度	°C	50
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：規格値を示す。

### 【 設 定 根 拠 】

大容量送水ポンプ (タイプⅡ) は、以下の機能を有する。

放水設備 (大気への拡散抑制設備) に使用する大容量送水ポンプ (タイプⅡ) は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として設置する。

本システムは、大容量送水ポンプ (タイプⅡ) により、海を水源として、ホースを通り放水砲から原子炉建屋へ放水することで、発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。また、放水設備 (大気への拡散抑制設備) は、可搬型設備にすることで、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水可能な設計とする。

放水設備 (泡消火設備) に使用する大容量送水ポンプ (タイプⅡ) は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための設備として設置する。

本システムは、大容量送水ポンプ (タイプⅡ) により、海を水源として、ホースを通り放水砲から泡消火薬剤混合装置により泡消火薬剤を混合した海水を原子炉建屋周辺へ放水することで、航空機衝突による航空機燃料火災に対応可能な設計とする。また、放水設備 (泡消火設備) は、可搬型設備にすることで、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水可能な設計とする。

淡水貯水槽への補給に使用する大容量送水ポンプ (タイプⅡ) は、海を水源として淡水貯水槽に海水を補給する設備として設置する。

本システムは、海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプⅡ) により、ホースを経由して淡水貯水槽へ海水を供給可能な設計とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

なお、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、「放水設備（大気への拡散抑制設備）又は放水設備（泡消火設備）」の放水設備として1台、また、「淡水貯水槽への補給」の供給設備として1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は1セットで2台、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で1台の合計3台を確保する。

## 1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、1.1に示す「放水設備（大気への拡散抑制設備）」に必要な流量 $600\text{ m}^3/\text{h}$ 以上、1.2に示す「放水設備（泡消火設備）」に必要な流量 $1,200\text{ m}^3/\text{h}$ 以上を1台で確保可能な容量を有する設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、1.3に示す「淡水貯水槽への補給」に必要な流量 $569\text{ m}^3/\text{h}$ 以上を1台で確保可能な容量を有する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の容量は、1台で $1,800\text{ m}^3/\text{h}$ の容量を有する設計とする。

### 1.1 放水設備（大気への拡散抑制設備）

#### (1) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する場合の容量 $600\text{ m}^3/\text{h}$ 以上

放水設備（大気への拡散抑制設備）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、放水砲により原子炉建屋屋上（地上高約   $\text{m}^*$ ）へ網羅的に放水することが可能である $600\text{ m}^3/\text{h}$ 以上とする。図56-5-3に $600\text{ m}^3/\text{h}$ における性能曲線（棒状放水）を示す。

\* :



図 56-5-3  $600\text{ m}^3/\text{h}$ における放水砲の性能曲線

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

## 1.2 放水設備（泡消火設備）

### (1) 航空機燃料火災への泡消火を実施する場合の容量 1,200 m<sup>3</sup>/h 以上

放水設備（泡消火設備）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の容量は、空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている国際民間空港機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下、「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。設定にあたっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有する泡消火薬剤は、1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは、性能レベルBに該当する。

空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に要求される泡混合溶液の放射量は、11,200 L/min（672 m<sup>3</sup>/h）であり、また、放水砲による棒状放水によって原子炉建屋屋上に放水するために必要な流量が1,200 m<sup>3</sup>/hであることから、1,200 m<sup>3</sup>/h以上とする。図56-5-4に1,200 m<sup>3</sup>/hにおける性能曲線（棒状放水）を示す。

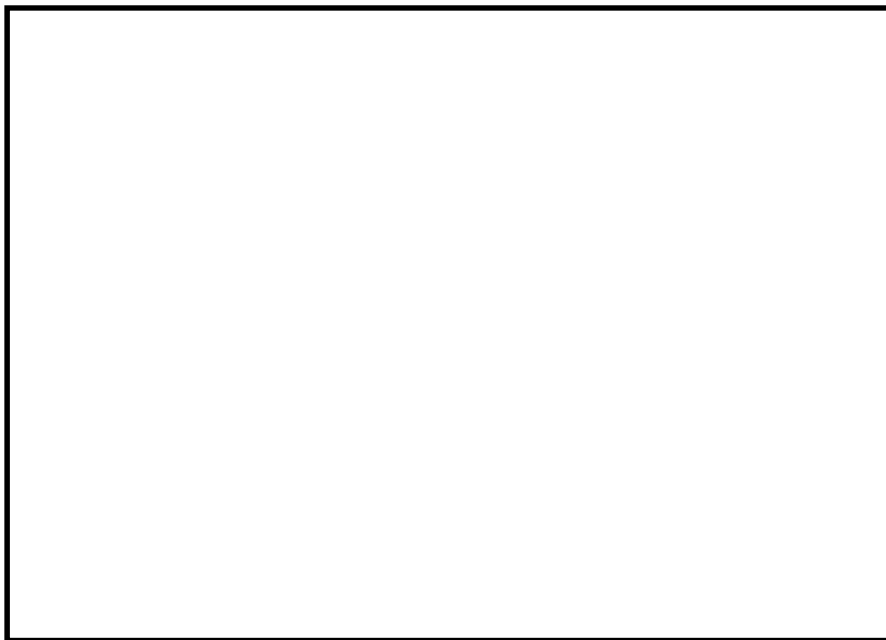


図 56-5-4 1,200 m<sup>3</sup>/h における放水砲の性能曲線（泡消火）

## 1.3 淡水貯水槽への補給

### (1) 淡水貯水槽への補給を実施する場合の容量 569 m<sup>3</sup>/h 以上

淡水貯水槽への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の容量は、淡水貯水槽への補給に必要な流量は、淡水貯水槽から大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により各系統に必要な最大流量を基に設定する。大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による必要最大流量は、表56-5-3に示す合計569 m<sup>3</sup>/h以上を補給可能な設計とする。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

表 56-5-3 代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））を水源とした場合に必要となる最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	145m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m <sup>3</sup> /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m <sup>3</sup> /h
燃料プールのスプレイ系 （燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型））*	126m <sup>3</sup> /h (114m <sup>3</sup> /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m <sup>3</sup> /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m <sup>3</sup> /h
合計	569m <sup>3</sup> /h

\* : 燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系は同時使用しないことから、燃料プールのスプレイ系の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

## 2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、2.1に示す「放水設備（大気への拡散抑制設備）」に必要な揚程及び2.2に示す「放水設備（泡消火設備）」に必要な揚程を1台で確保可能な設計とする。更に、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、2.3に示す「淡水貯水槽への補給」として必要な揚程を1台で確保可能な設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の揚程は、ホースの圧力損失等を考慮して122 mとする。

### 2.1 放水設備（大気への拡散抑制設備）

(1) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する場合の揚程 117.0 m 以上

放水設備（大気への拡散抑制設備）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の揚程は、海を水源として原子炉建屋へ放水する場合の放水砲の必要圧力、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

< 取水口からルート1（迂回ルート）敷設，原子炉建屋  から放水する場合\*1 >

放水砲の必要圧力	約 <input type="checkbox"/> m	
静水頭	約 <input type="checkbox"/> m	
ホース敷設等の圧力損失	約 <input type="checkbox"/> m	(実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合計	約 117.0m	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

## 2.2 放水設備（泡消火設備）

(1) 航空機燃料火災への泡消火を実施する場合の揚程 119.1m 以上

放水設備（泡消火設備）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の揚程は、海を水源として原子炉建屋周辺へ放水する場合の放水砲の必要圧力、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<海水ポンプ室より取水し、原子炉建屋  から放水する場合>

放水砲の必要圧力	約	<input type="text"/>	m	
静水頭	約	<input type="text"/>	m	
ホース敷設等の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1倍で評価*2)
合計		約	119.1 m	

## 2.3 淡水貯水槽への補給を実施する場合の揚程 77.4m 以上

淡水貯水槽への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の揚程は、海水を淡水貯水槽へ補給する場合の水源と供給先との圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<取水口からルート2を経由して、淡水貯水槽へ補給する場合\*1>

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m	
静水頭	約	<input type="text"/>	m	
ホース敷設等の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1倍で評価*2)
合計		約	77.4 m	

\*1：圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価。

\*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、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適切に選定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

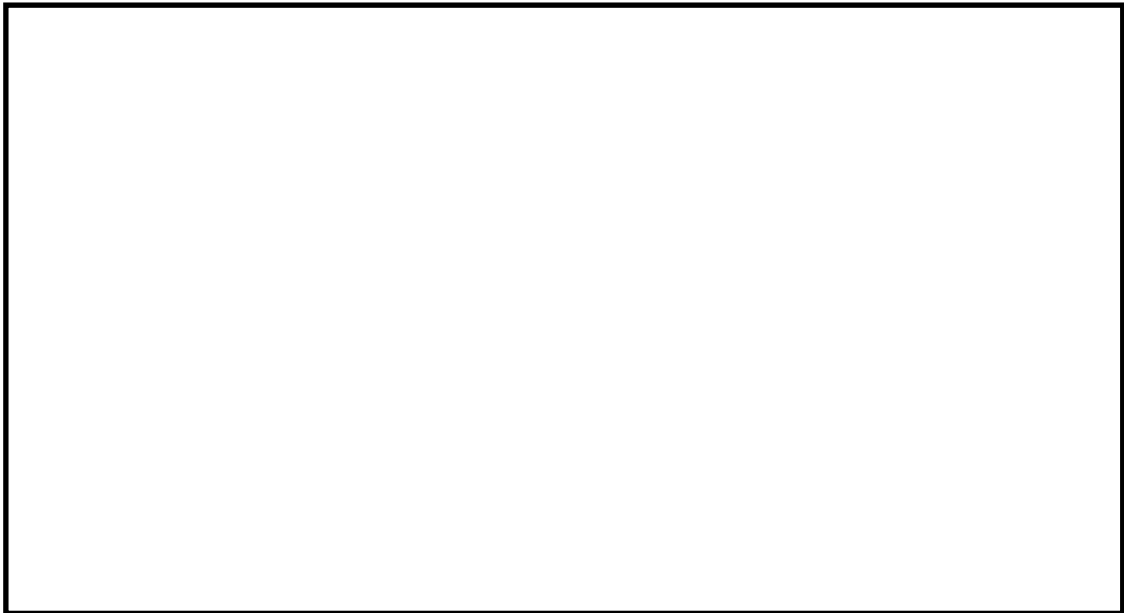


図 56-5-5 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の性能曲線

3. 最高使用圧力 1.2 MPa

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の最高使用圧力は，水源と移送先の圧力差，静水頭及びホース敷設等の圧力損失を考慮して，1.2MPa とする。

4. 最高使用温度 50 °C

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の最高使用温度は，海水取水箇所の海水温度が 40 °Cを下回るため，50 °Cとする。

5. 原動機の出力の設定根拠  kW

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の原動機出力は，流量 1,800 m<sup>3</sup>/h，揚程 122 mでの軸動力を考慮し， kW とする。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

参考. 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)付属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ(送水側)によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要なとなる揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 56-5-4 に示す。

表 56-5-4 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力(増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力)及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要なとなる揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 56-5-4 各取水箇所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量[m <sup>3</sup> /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差 ①[m]	水中ポンプの吐出圧力 ②[m]	増圧ポンプへの必要給水圧力 ③[m]	ホースの圧力損失 ④[m]	水中ポンプ揚程 (②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

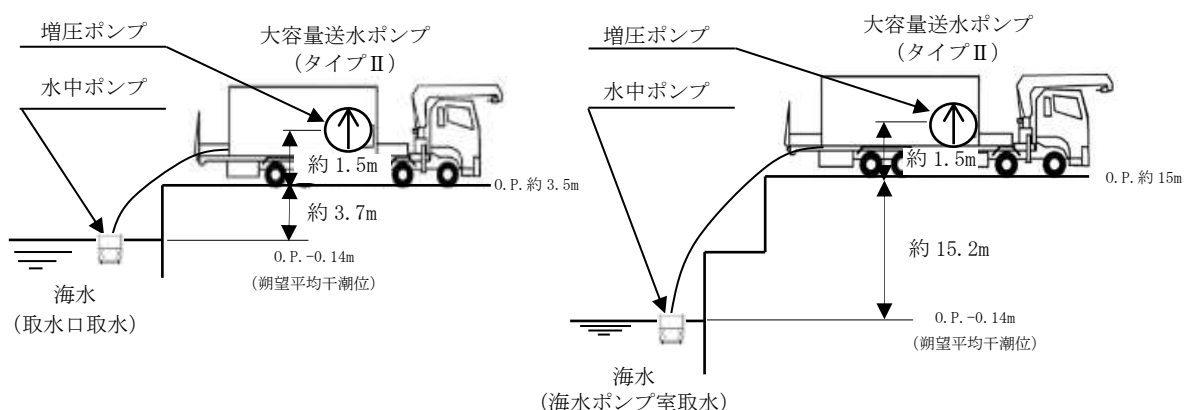


図 56-5-4 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)の配置図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



名 称		サブプレッションチェンバ
容量	m <sup>3</sup> /個	2,800
限界圧力	kPa	854
限界温度	℃	200℃

**【 設 定 根 拠 】**

1. 容量 2,800 m<sup>3</sup>

サブプレッションチェンバのプール水は、重大事故等時において代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプの水源として使用する。代替循環冷却系は、サブプレッションチェンバのプール水を水源として代替循環冷却ポンプで原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行い、その水がサブプレッションチェンバに戻る循環ラインで構成される。

代替循環冷却系を運転するための成立条件として、水源が関係する項目としては、代替循環冷却ポンプのNPSH評価であり、系統圧力損失を考慮した有効NPSHがポンプの必要NPSHを満足することが条件となる。添付1に、代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプのNPSH評価（別添資料-2「代替循環冷却系の成立性について」抜粋）を示す。表56-5-5で示すとおり、サブプレッションチェンバのプール水位が通常最低水位（O.P.-3900）の状態においてNPSH評価を行っており、代替循環冷却系が成立するためには流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること（有効NPSH $\geq$ 必要NPSH）を満足する必要がある。ポンプのNPSH評価の結果、代替循環冷却系水源としての必要な水量を満足できることを確認した。よって、設計基準事故対処設備としての設計上のサブプレッションチェンバのプール水量と同じ2800m<sup>3</sup>とする。

2. 限界圧力

原子炉格納容器の限界圧力である854kPa[gage]とする。

3. 限界温度

原子炉格納容器の限界温度である200℃とする。

## ① ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH  $\geq$  必要 NPSH）を満足する必要がある、ここでは、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する「NPSH 評価」により代替循環冷却ポンプが正常に動作することを確認した。

本評価では図 56-5-5 の系統構成を想定し、原子炉格納容器内圧力、サブレッションチェンバのプール水位と代替循環冷却ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管（残留熱除去系ストレーナ、残留熱除去系配管及び代替循環冷却系配管）圧力損失により求められる有効 NPSH と、代替循環冷却ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。

有効 NPSH の評価式は図 56-5-5 に記載の式にて行う。評価の結果(表 56-5-5 参照)、代替循環冷却ポンプ NPSH 評価が成立することを確認した。

$$\text{有効 NPSH} = P_a - P_v + H - \Delta H$$

$P_a$  : 水源気相部の圧力 [m]

$P_v$  : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m]

$H$  : 静水頭（水源水位～ポンプ軸レベル） [m]

$\Delta H$  : ポンプ吸込配管の圧力損失 [m]

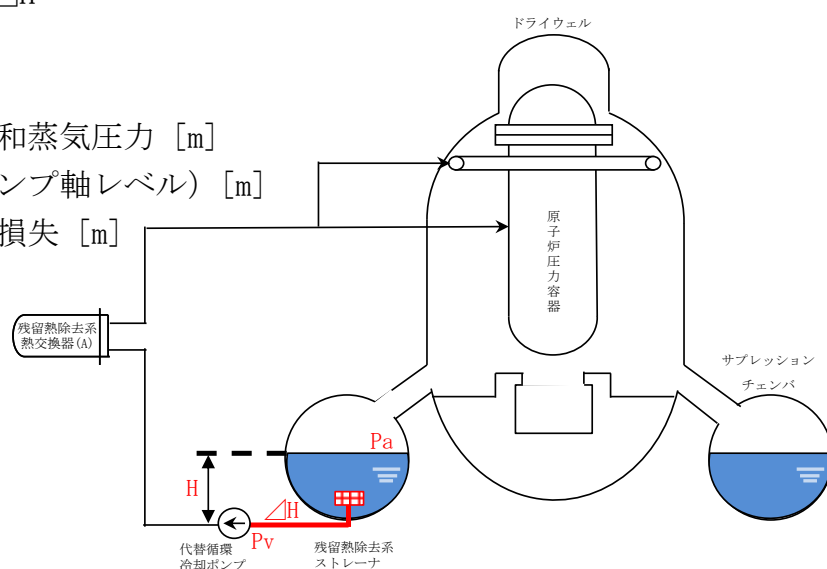


図 56-5-5 代替循環冷却系の NPSH 評価

表 56-5-5 NPSH 評価結果

項目		水頭圧	設定根拠
Pa	S/C 圧力 (水頭換算値)		サプレッションチェンバ水温 150℃ とした場合の飽和蒸気圧とする。
Pv	代替循環冷却ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)		サプレッションチェンバ水温 150℃ とした場合の飽和蒸気圧とする。
H	S/C 水位と代替循環冷却ポンプ軸レベル間の水頭差		サプレッションチェンバ水位は通常最低水位 (O. P. -3900) とし、代替循環冷却ポンプ軸レベルは原子炉建屋 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">        </span> 床上 1m (O. P. -7100) を想定する。
∠H	吸込配管圧損		150m <sup>3</sup> /h 時の RHR ストレーナ～代替循環冷却系ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損		工認記載値に、RHR 定格流量 1,160 m <sup>3</sup> /h と 150m <sup>3</sup> /h の二乗比を掛けて算出し余裕を見込んだ値
合計			配管, ストレーナ圧力損失合計
有効 NPSH			Pa-Pv+H-∠H
必要 NPSH			代替循環冷却ポンプの必要 NPSH
成立性評価		○	有効 NPSH ≥ 必要 NPSH

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

56-6  
接続図



図 56-6-1 接続図（淡水貯水槽からルート 1 を経由して復水貯蔵タンクまでの接続）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

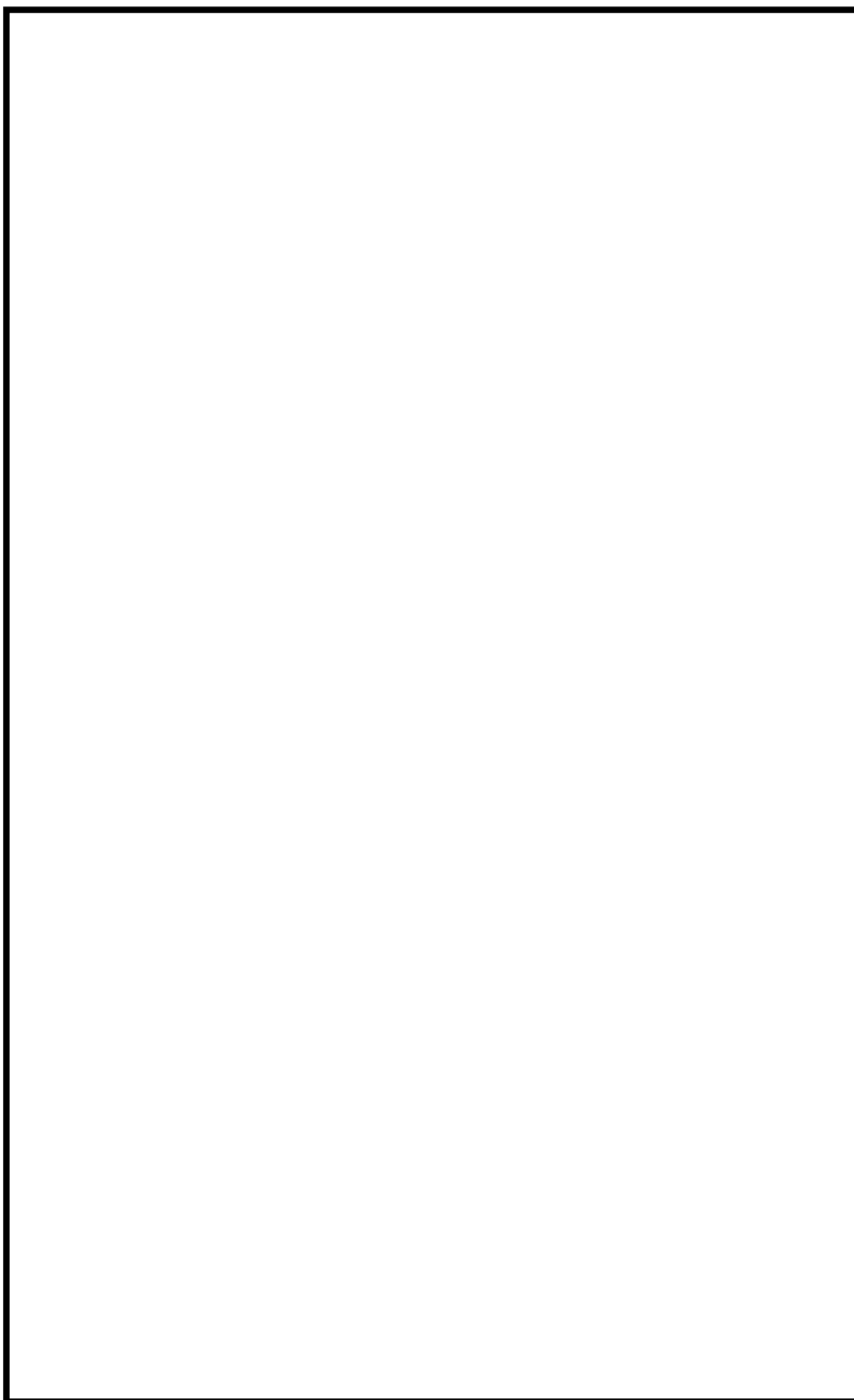


図 56-6-2 接続図（淡水貯水槽からルート 2 を経由して復水貯蔵タンクまでの接続）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-7-1

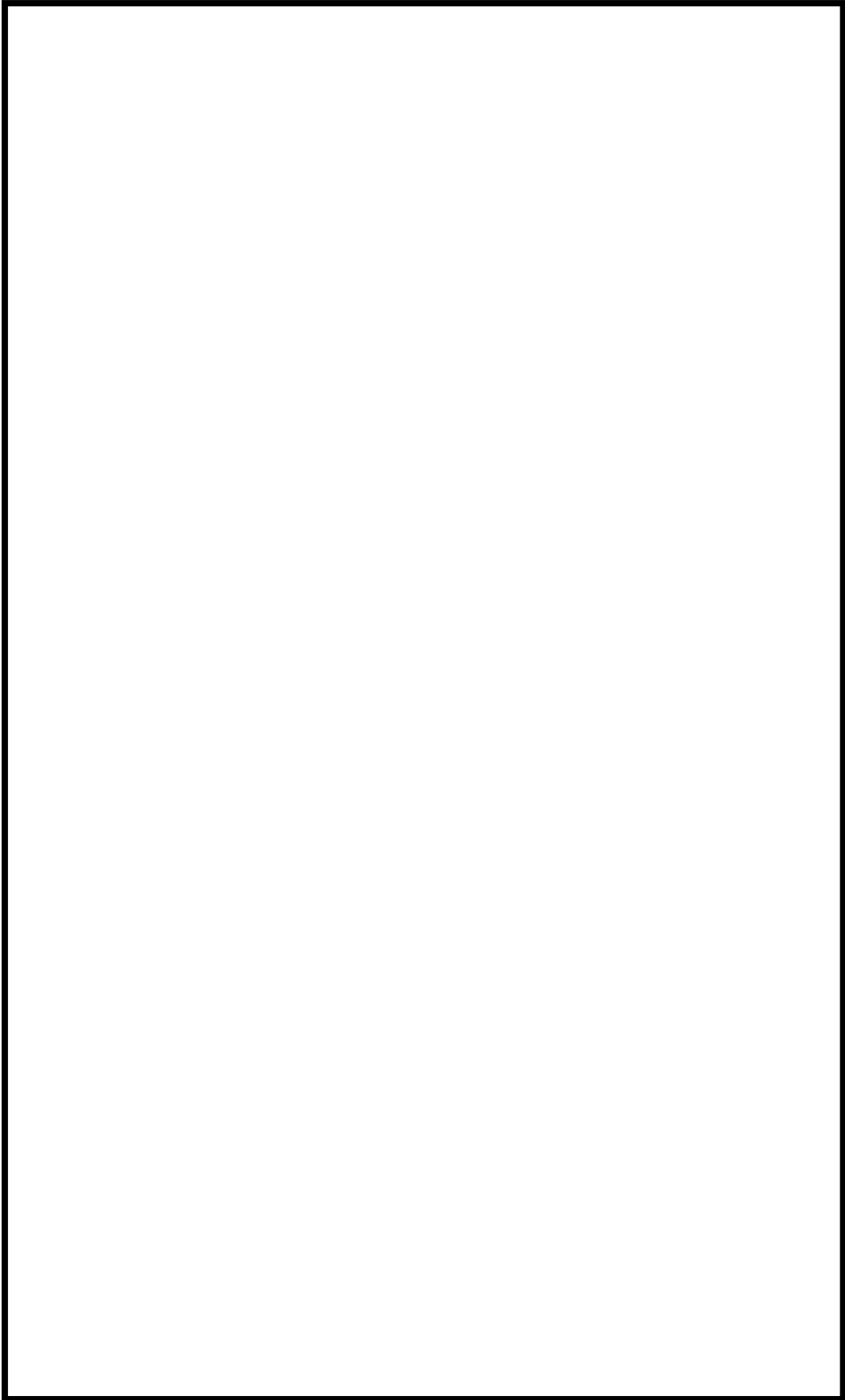


図 56-6-3 接続図（取水口からルート 1 を経由して淡水貯水槽までの接続）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-7-2

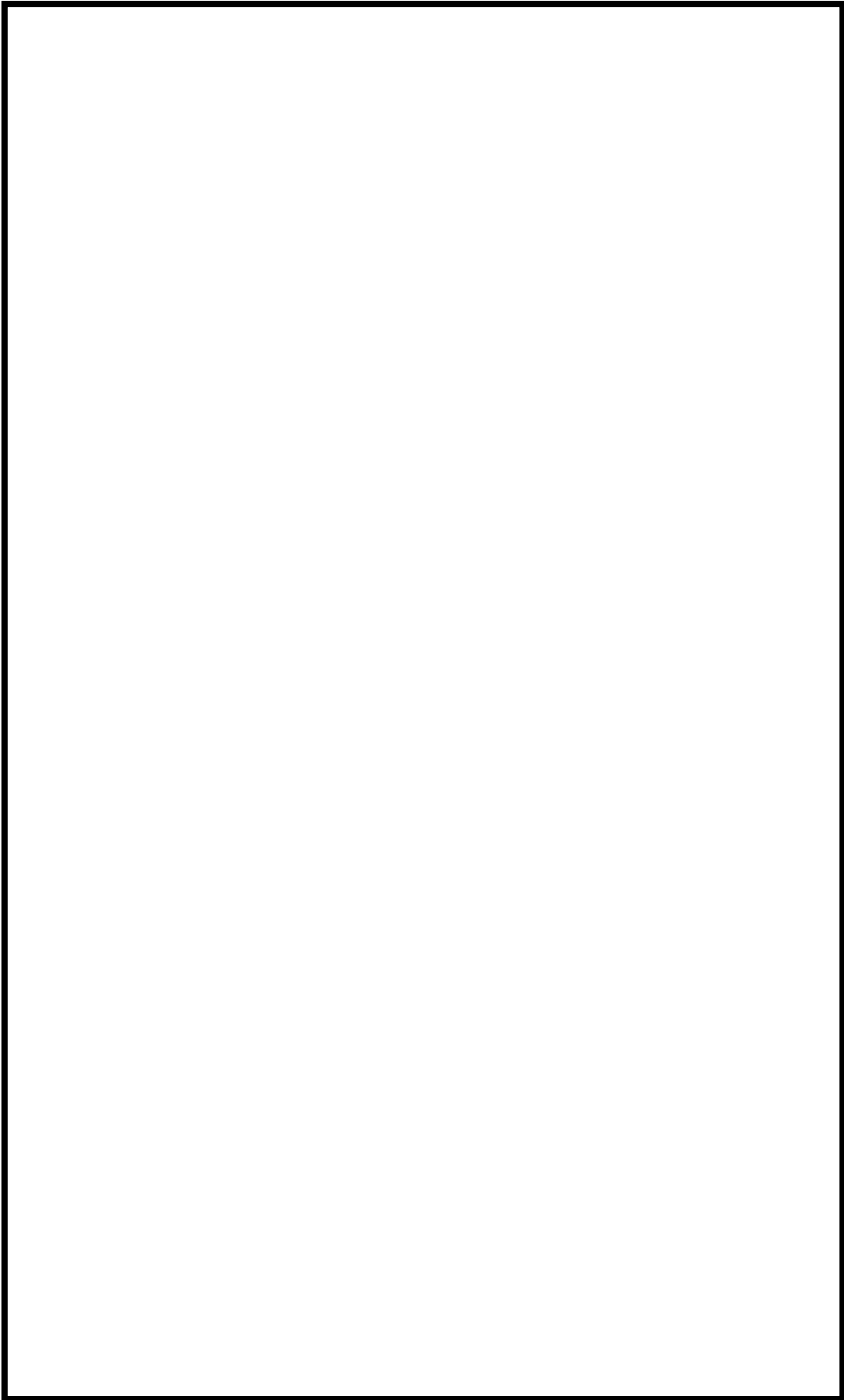


図 56-6-4 接続図（取水口からルート 2 を経由して淡水貯水槽までの接続）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



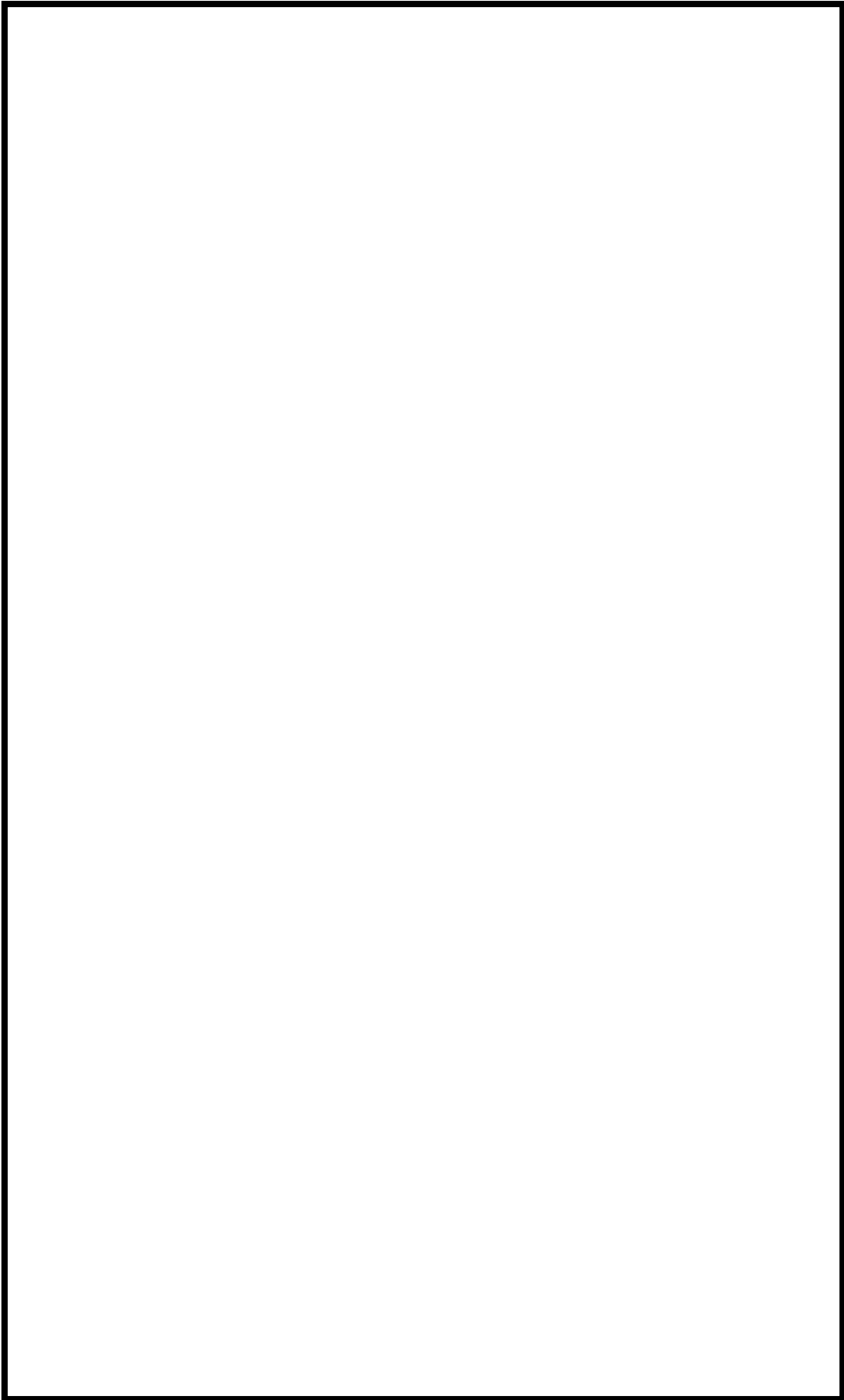


図 56-6-5 接続図（海水ポンプ室からルート 1 を経由して淡水貯水槽までの接続）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

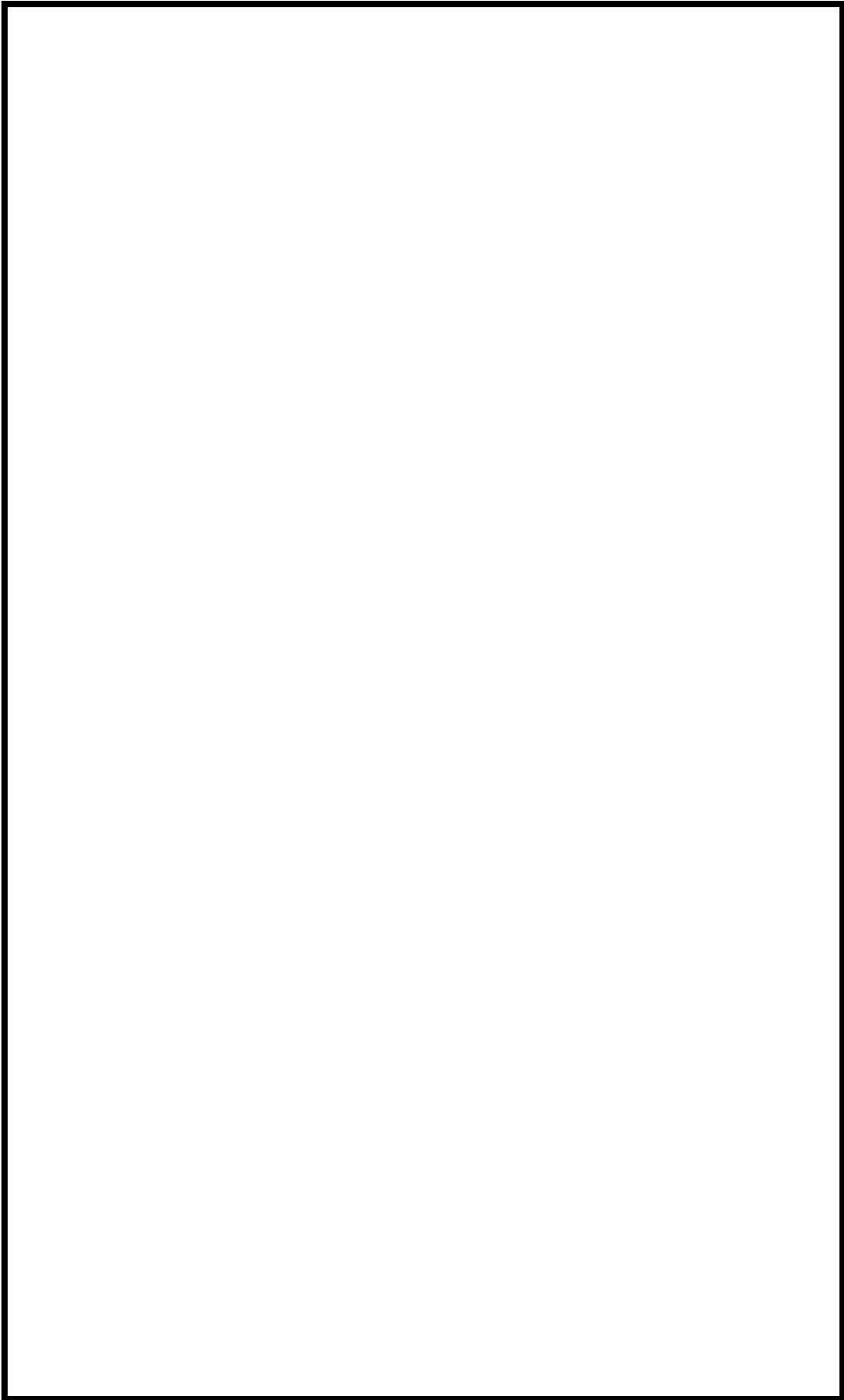


図 56-6-6 接続図（海水ポンプ室からルート 2 を経由して淡水貯水槽までの接続）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-7-5



図 56-6-7 接続図（取水口からルート 1 を経由して復水貯蔵タンクまでの接続）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-7-6



図 56-6-8 接続図（取水口からルート2を經由して復水貯蔵タンクまでの接続）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-7-7



図 56-6-9 接続図(海水ポンプ室からルート1を経由して復水貯蔵タンクまでの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-7-8

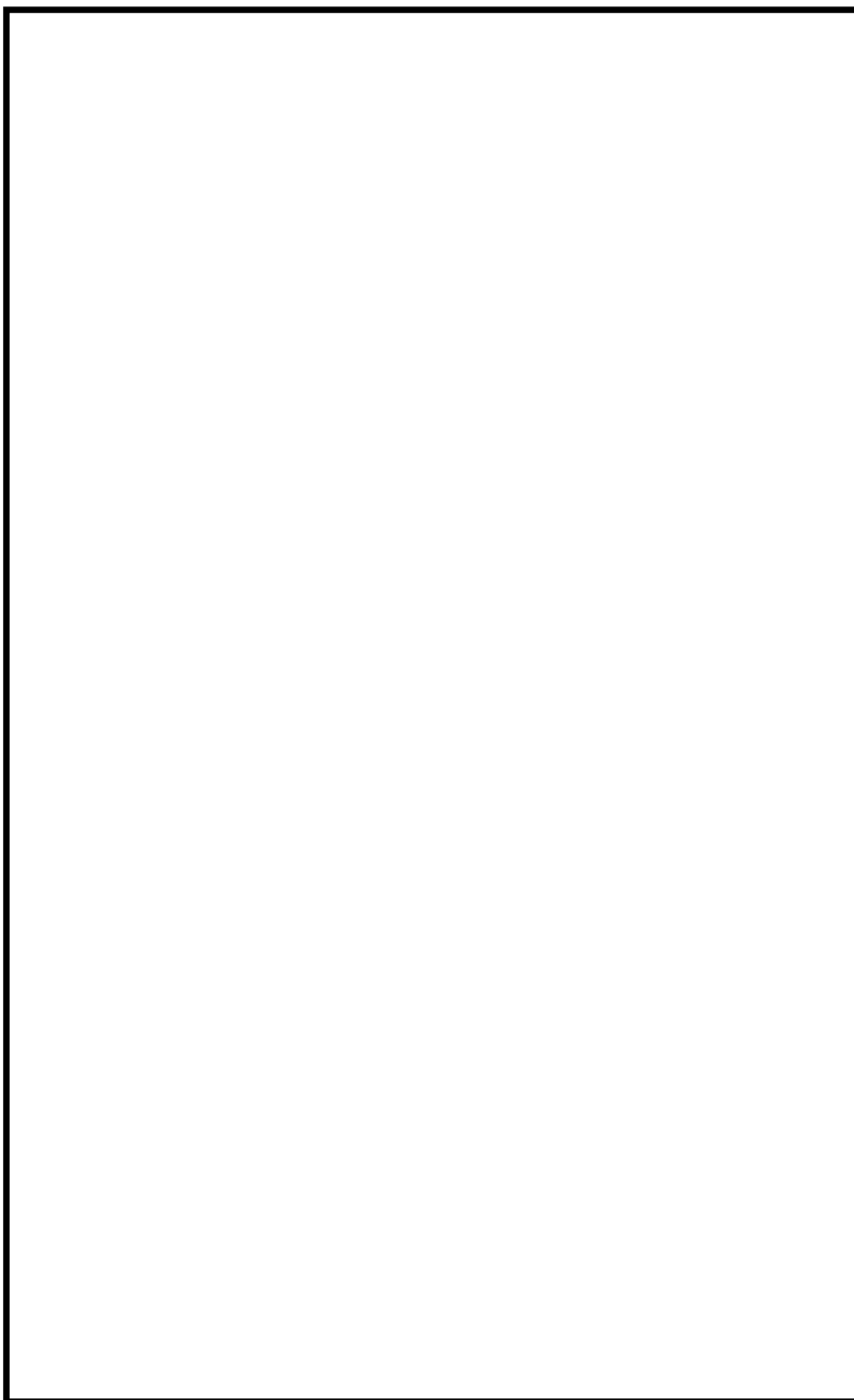


図 56-6-10 接続図 (海水ポンプ室からルート 2 を経由して復水貯蔵タンクまでの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-7-9

56-7  
保管場所図

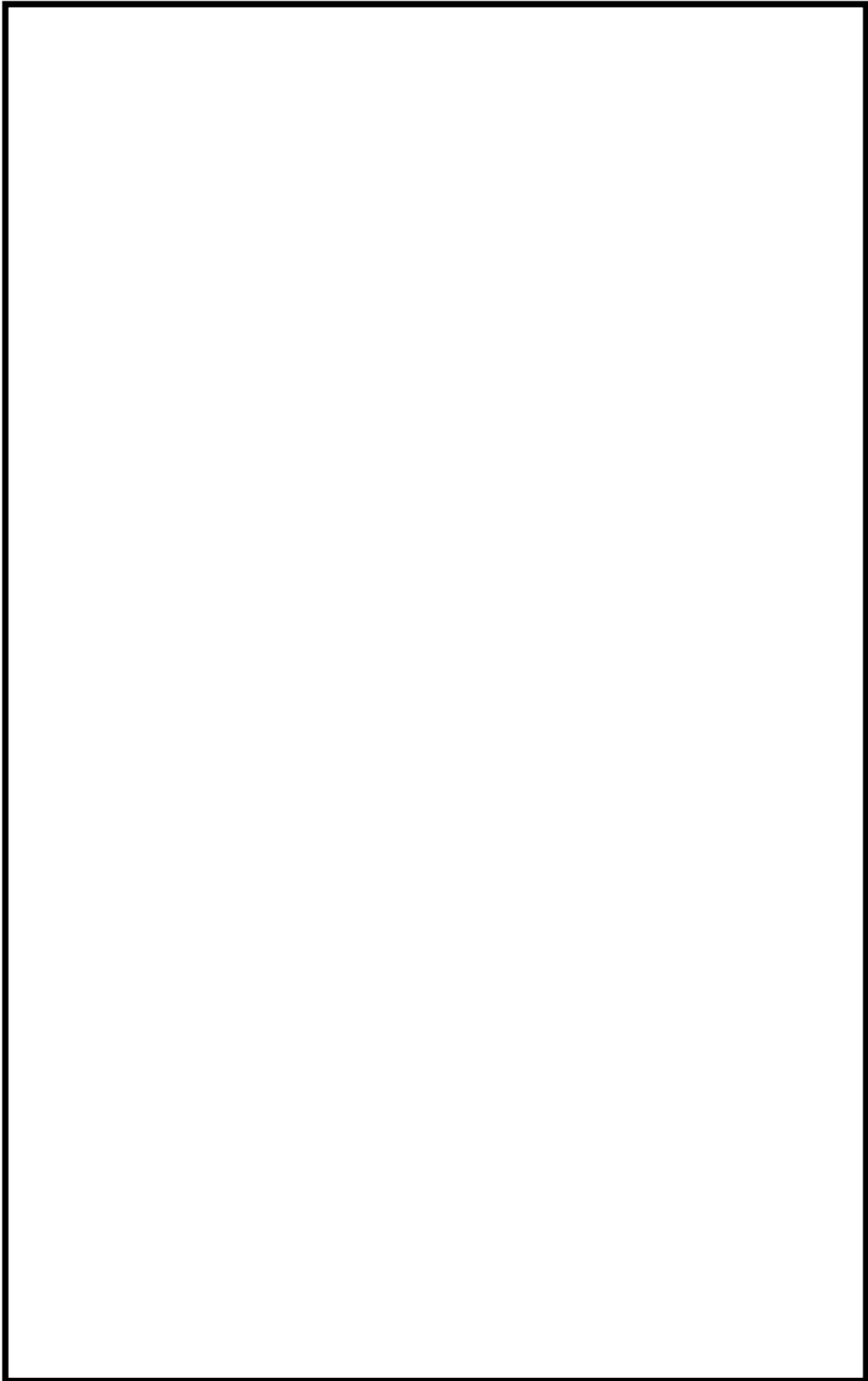


図 56-7-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



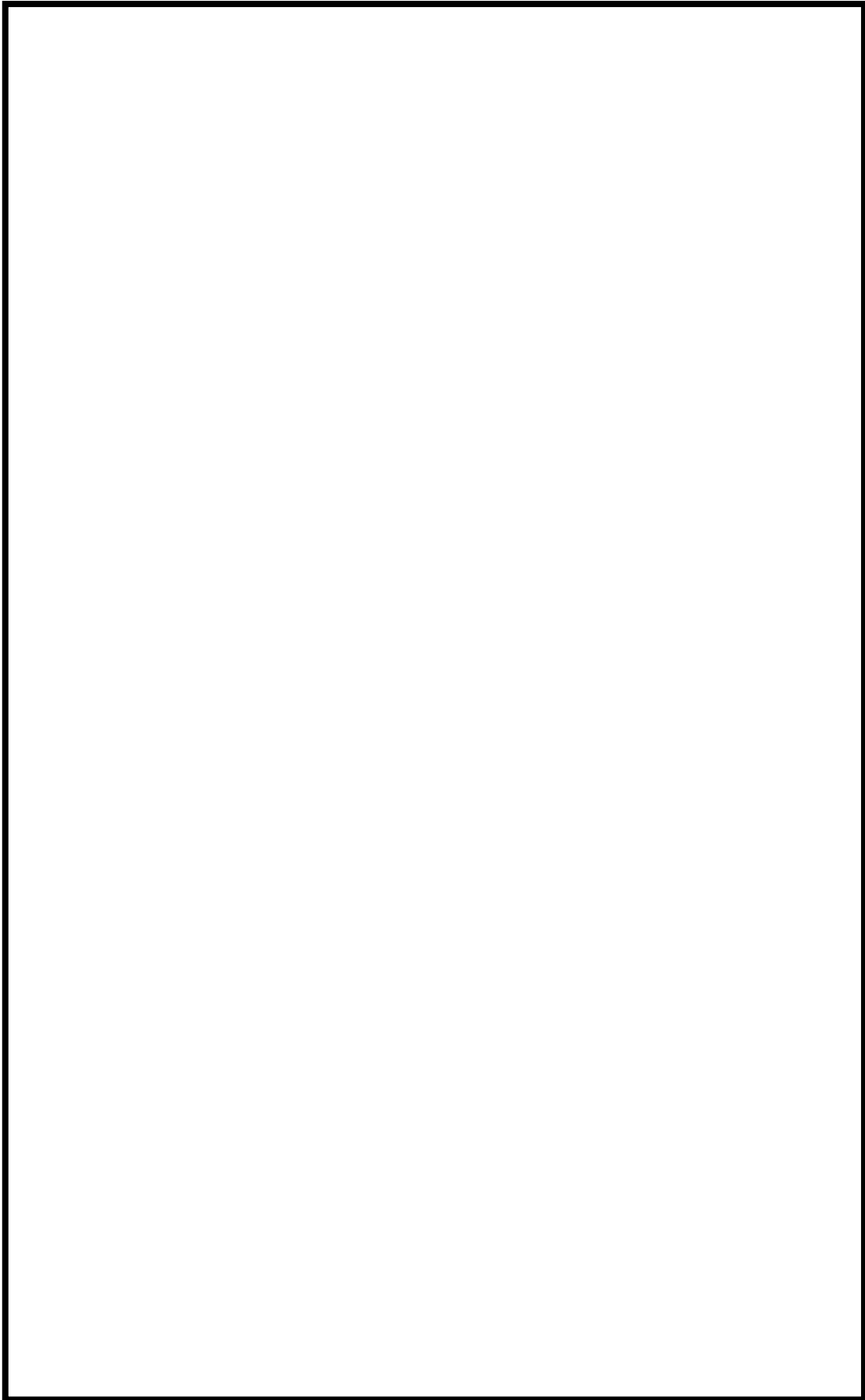


図 56-7-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

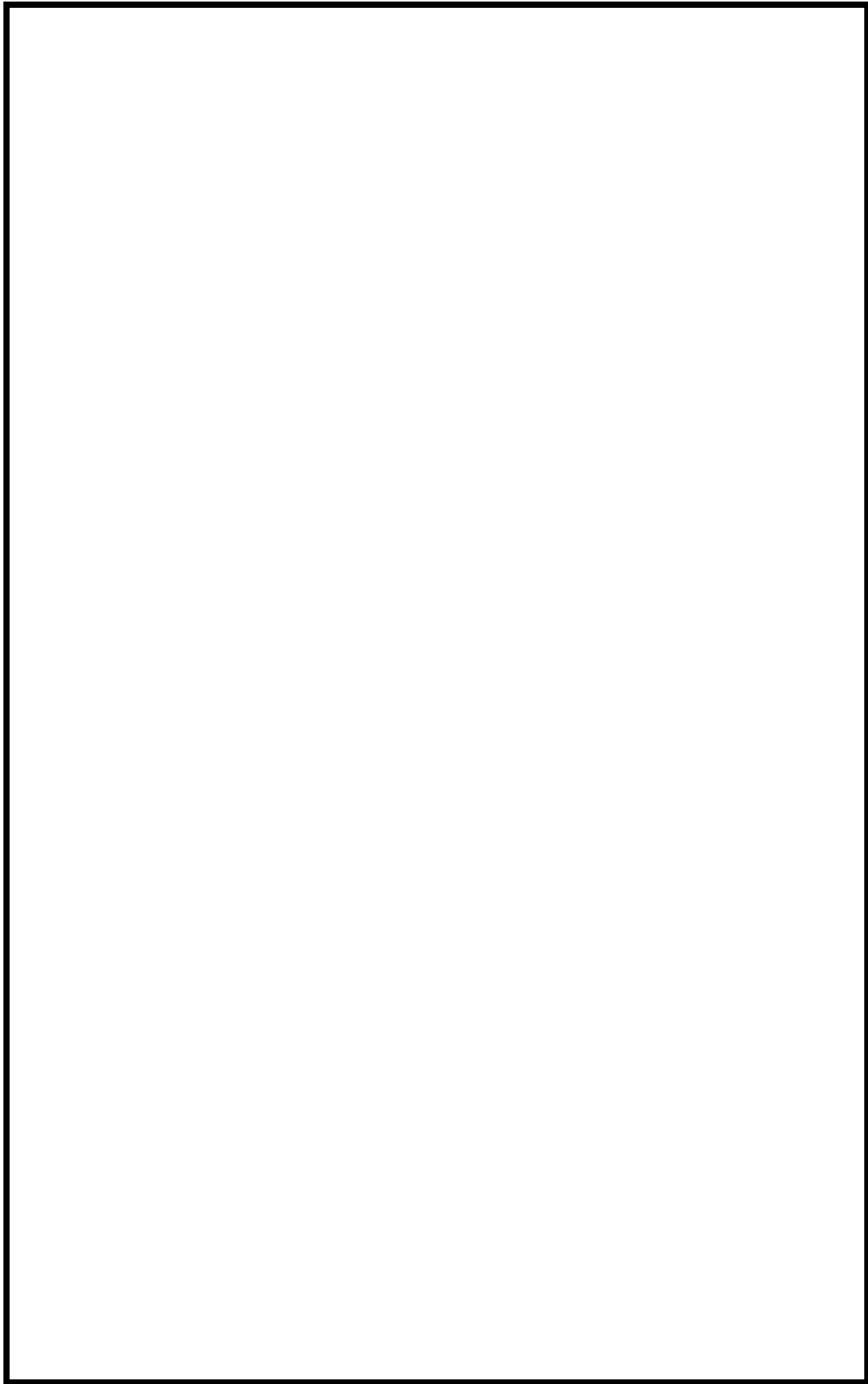
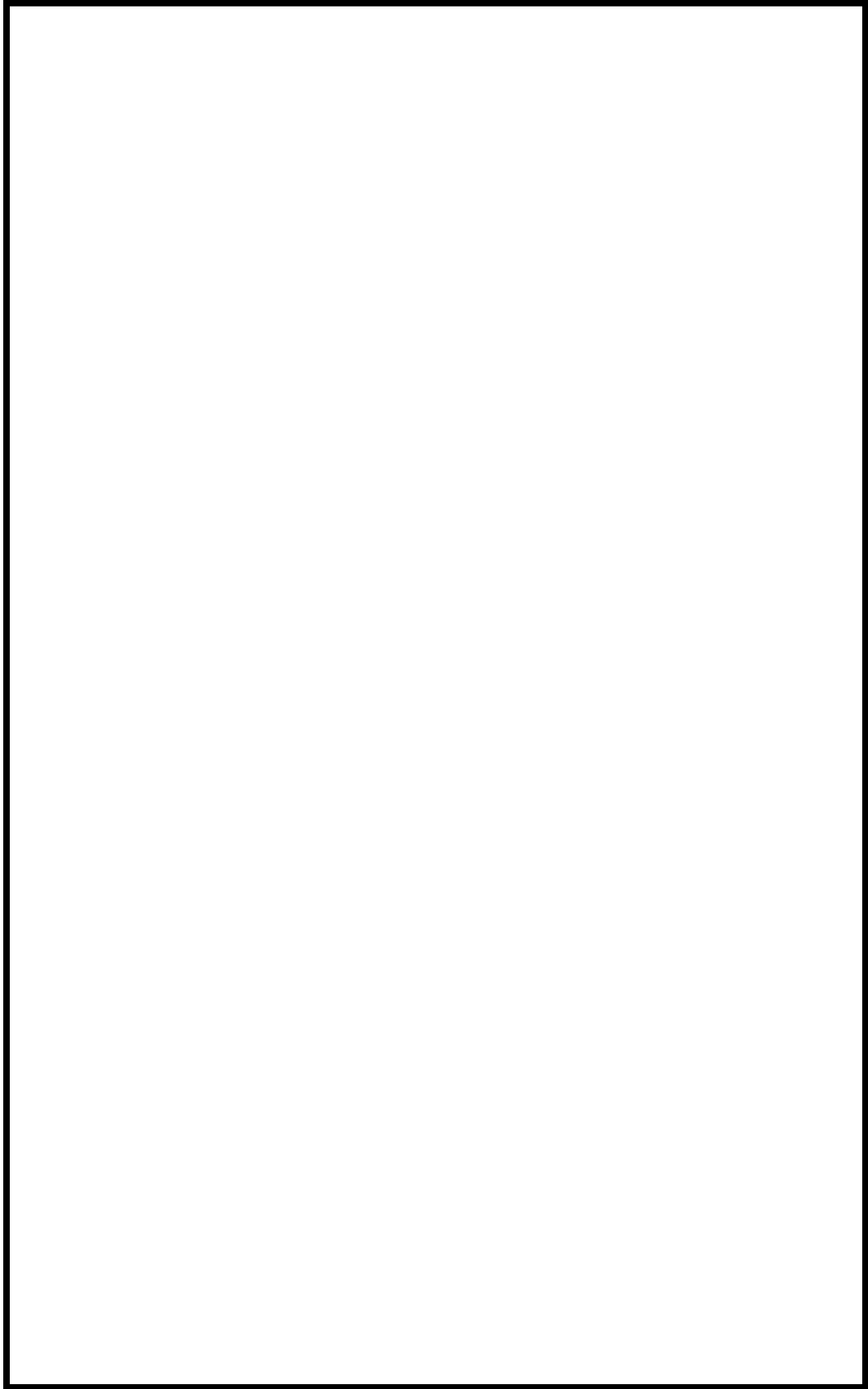


図 56-7-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-7-13

56-8  
アクセスルート図



女川原子力発電所2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（02-NP-0026（改7）」  
（平成30年4月19日提出版）より抜粋

図 56-8-1 保管場所およびアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

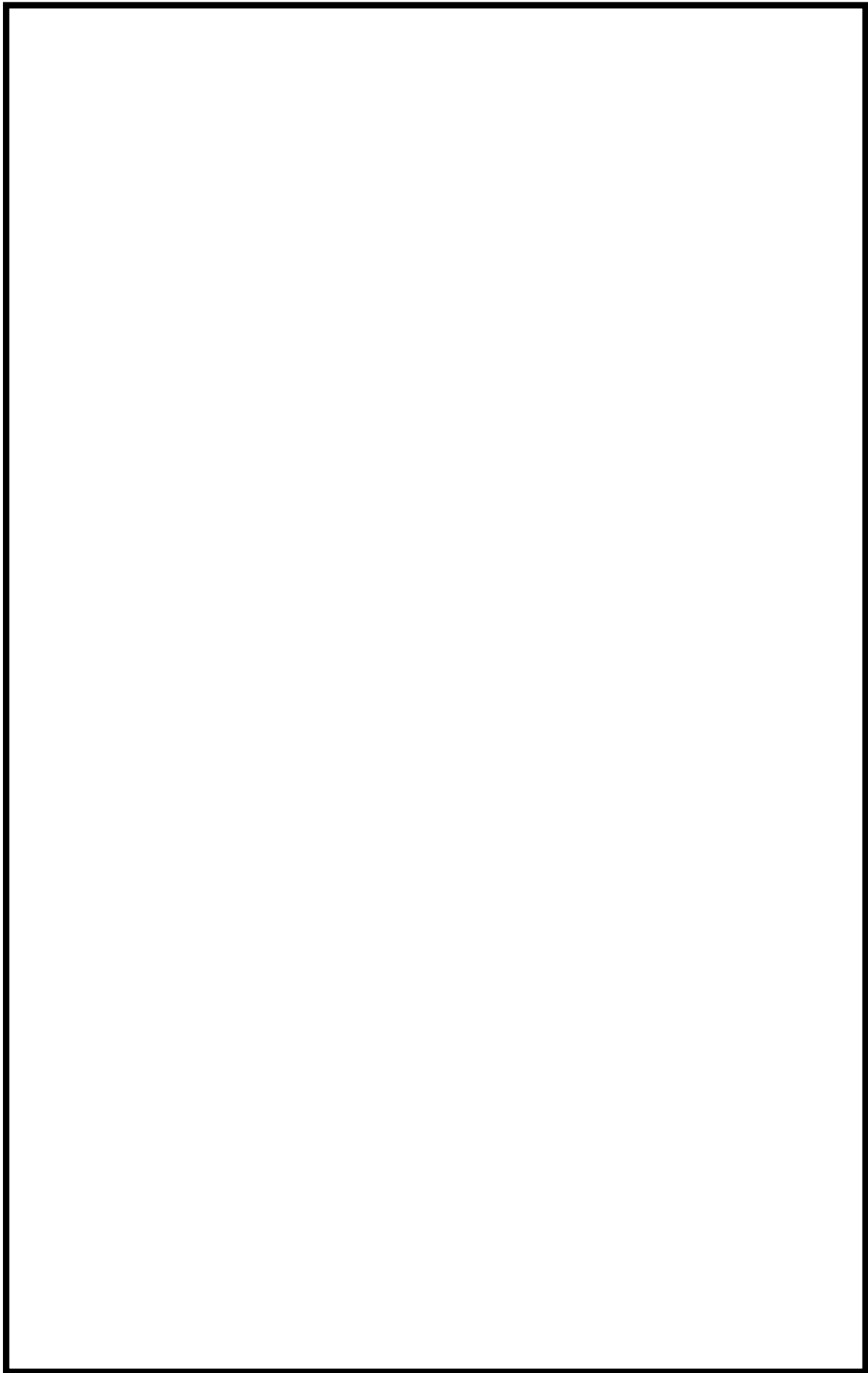


図 56-8-2 地震時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-8-2

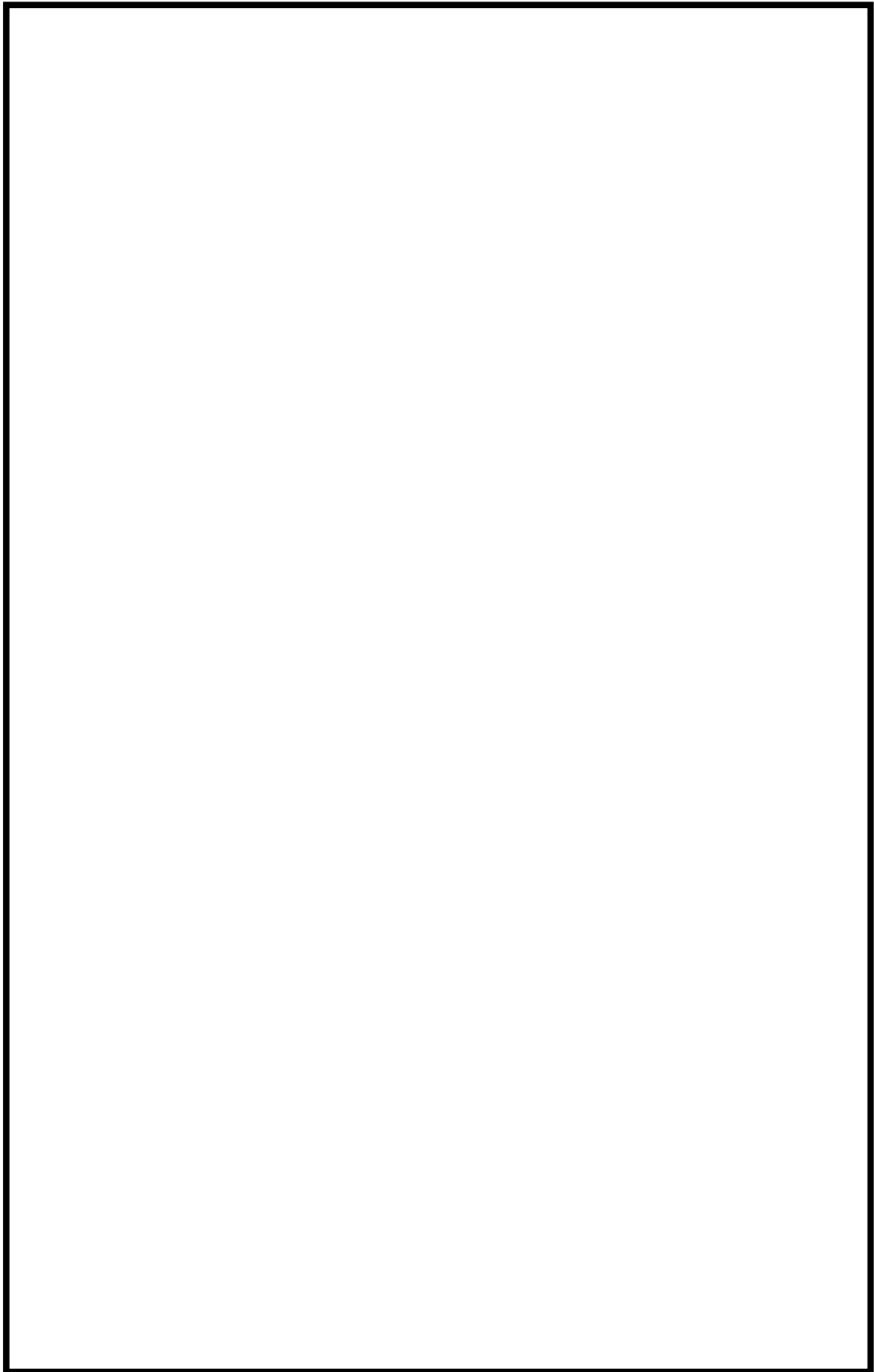


図 56-8-3 津波時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-8-3

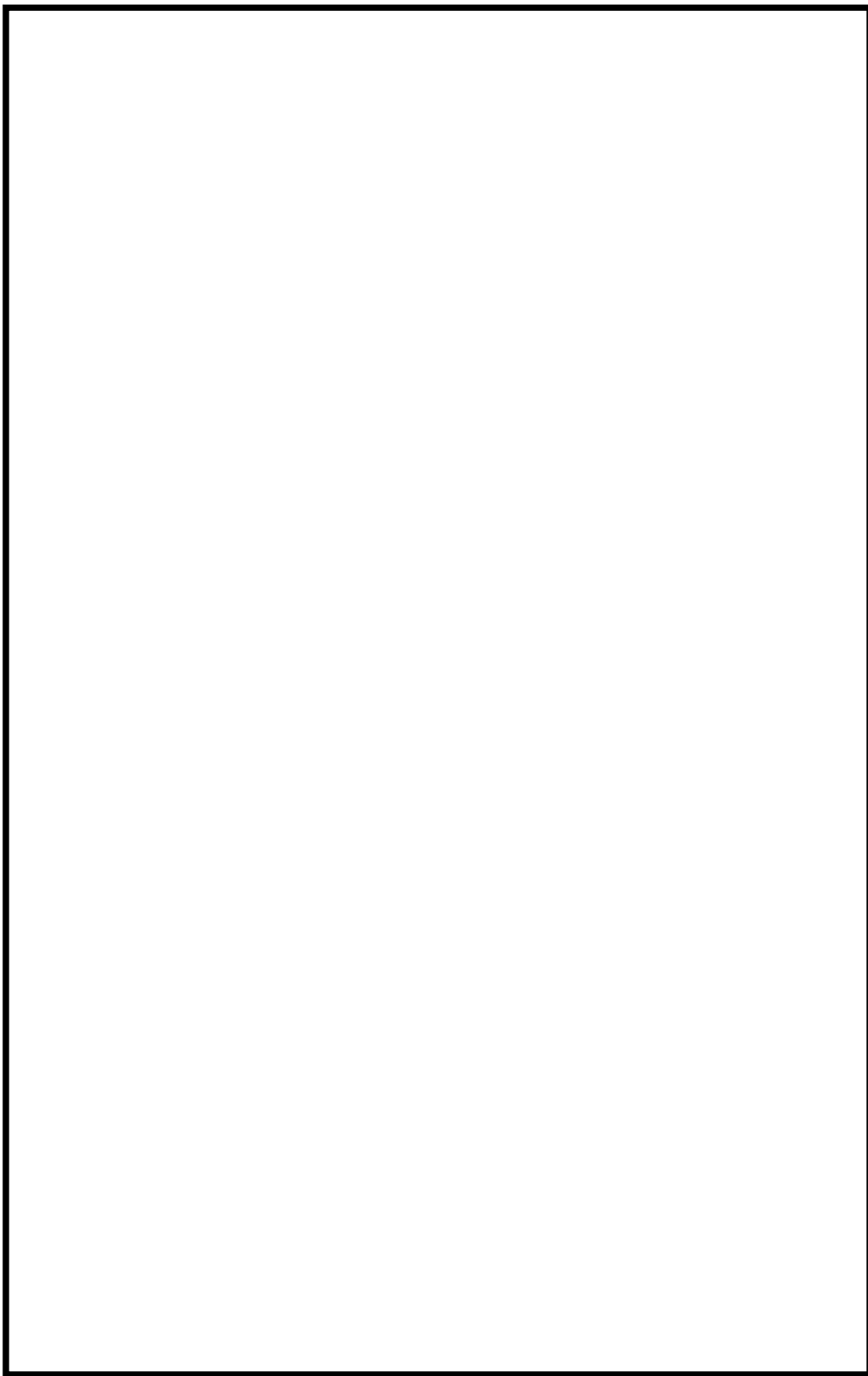


図 56-8-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

56-8-4

56-9

注水用ヘッドについて



## 注水用ヘッドについて

### 1. 系統及び注水用ヘッドの概要

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、注水用ヘッドを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系、⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の各系統における注水設備および水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、保守的に同時使用を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は各系統に必要な流量全てを1台で確保可能な容量を有する設計とする。（56-5 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に、自主対策設備である「⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）」における注水設備として使用することも考慮し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は重大事故等対処設備としての必要容量に加え、自主対策設備としての必要容量も1台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実かつ容易に分岐できるよう、注水用ヘッドは隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図 56-9-1 に示す。

なお、注水用ヘッドは、原子炉建屋外から水を供給する設備として1セット1台で使用することから、故障時のバックアップ等を考慮し、合計3台を確保し、複数箇所に分散して保管する設計とする。

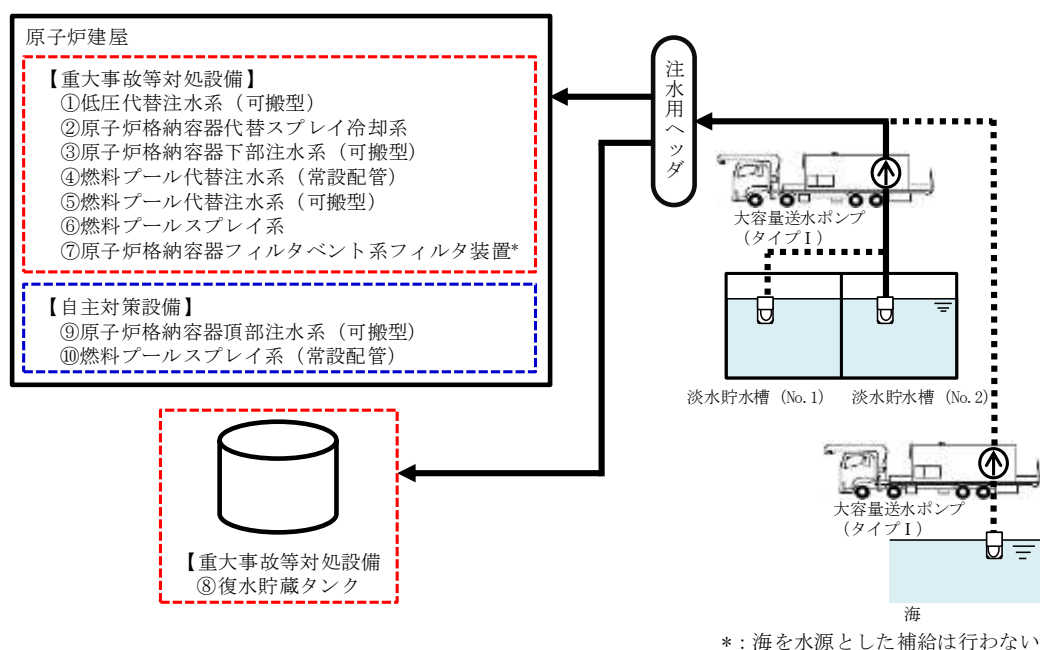


図 56-9-1 全体系統概要図

## 2. 注水用ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、注水用ヘッダは「②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の組合せ、「⑧復水貯蔵タンクへの補給」単独、及び「④燃料プール代替注水系（常設配管）又は⑤燃料プール代替注水系（可搬型）」単独にて使用する。注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表 56-9-1 に示す。

表 56-9-1 注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 <sup>*1,2</sup>									
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
高圧・低圧注水機能喪失	—	28h	—	—	—	—	—	10h	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	10h	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	23h	—	—	—	—	—	10h	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
LOCA時注水機能喪失	—	37h	—	—	—	—	—	10h	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
運転中の原子炉における重大事故										
・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	24h <sup>*3</sup> 29h <sup>*4</sup>	—	—	—	—	—	10h	—	—
・ 水素燃焼	—	24h	—	—	—	—	—	10h	—	—
・ 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	—	18h	—	—	—	—	—	10h	—	—
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	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
想定事故 2	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
運転停止中の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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

\*1：①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系、⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、⑧復水貯蔵タンクへの補給、⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

\*2：事象発生後の経過時間を記載。各系統における使用は、記載時間以降は適宜実施。

\*3：代替循環冷却系を使用する場合。

\*4：代替循環冷却系を使用できない場合。

### 3. 操作性

#### 3.1 注水用ヘッダの接続

注水用ヘッダの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は、一対一の関係とし、名称が一致するようにホースの接続を行い系統構成する。

注水用ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、注水用ヘッダの接続部と接続先の接続口の関係を表 56-9-2 に示す。

また、有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際(②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑦復水貯蔵タンクへの補給)の接続状態の概要図を図 56-9-2 示す。

表 56-9-2 注水用ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

注水用ヘッダ		接続先の接続口	使用系統*1
接続部	付属の隔離弁		
接続部 1	復水貯蔵タンク補給弁	復水貯蔵タンク接続口 又は 復水貯蔵タンク接続マンホール	⑧
接続部 2	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	—*2	⑤又は⑥
接続部 3	原子炉ウェル注水弁	原子炉ウェル注水接続口	⑨
接続部 4	原子炉・格納容器下部注水弁	原子炉・格納容器下部注水接続口	①及び③
接続部 5	格納容器スプレイ弁	格納容器スプレイ接続口	②
接続部 6	燃料プール注水・スプレイ (常設配管) 弁	燃料プール注水接続口 又は 燃料プールのスプレイ接続口	④又は⑩
接続部 7	フィルタ装置水補給弁	フィルタ装置水補給用接続口	⑦

\*1：①低圧代替注水系（可搬型），②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，③原子炉格納容器下部注水系（可搬型），④燃料プール代替注水系（常設配管），⑤燃料プール代替注水系（可搬型），⑥燃料プールのスプレイ系，⑦原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給，⑧復水貯蔵タンクへの補給，⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備），⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

\*2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口は使用しない。

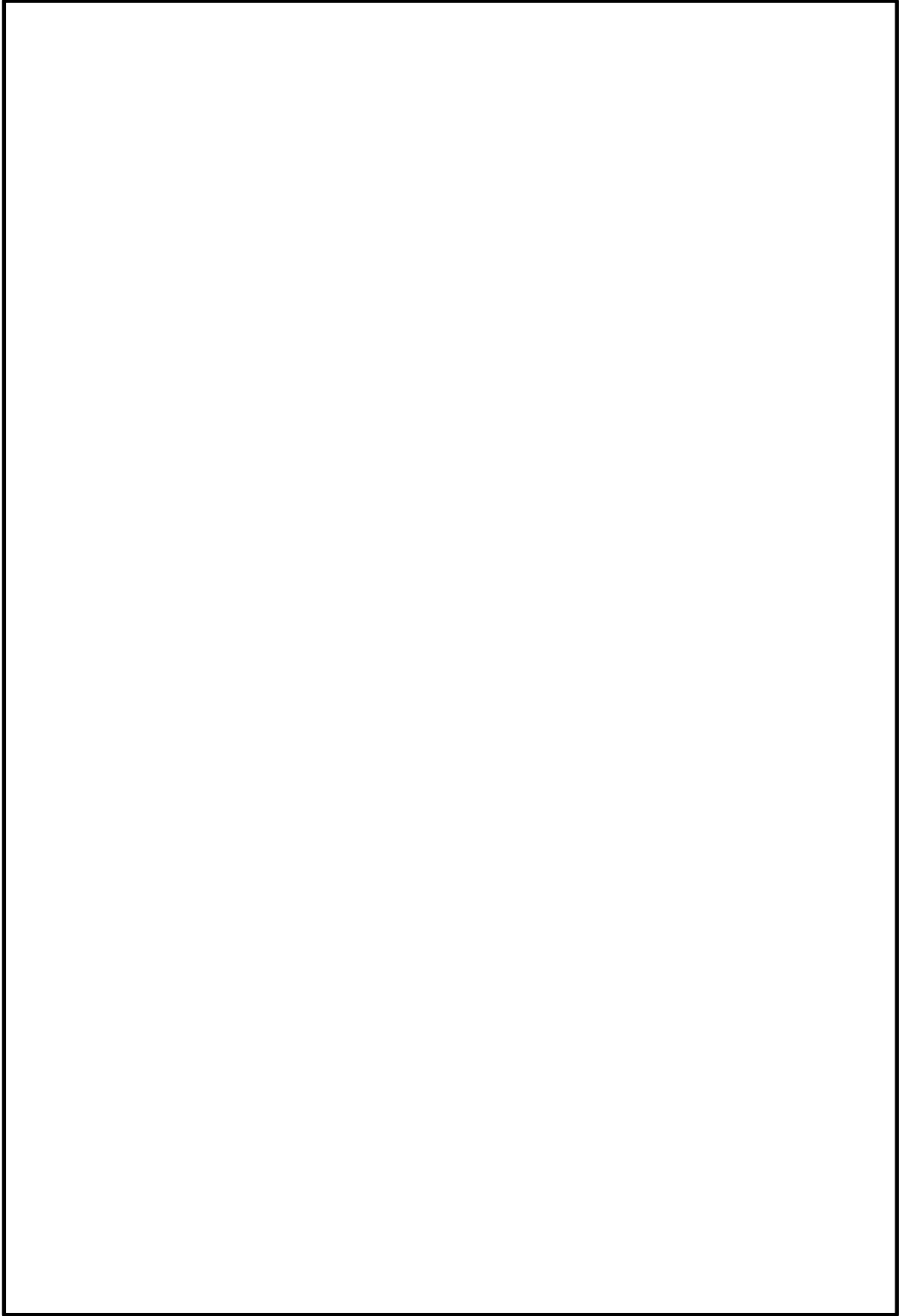


図 56-9-2 注水用ヘッダの接続状態概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3.2 操作性及び切替えの容易性

注水用ヘッドを使用する各系統における注水用ヘッドの流路構成は、全て注水用ヘッド付属の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切替えが可能な設計とする。

注水用ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な接続方式である嵌合構造とすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤接続及び誤操作の防止のため、注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は一对一の関係とし、それぞれ銘板により識別可能な設計とするとともに、同一色の塗装を施す等で識別性を高めた設計とする（図 56-9-3）。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑧復水貯蔵タンクへの補給）を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。なお、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、原子炉建屋内の弁を中央制御室から遠隔操作することによりスプレイを実施するため、仮に注水用ヘッド付属の隔離弁を誤って開操作したとしても、誤注入に至ることはない。



図 56-9-3 注水用ヘッドの誤接続及び誤操作の防止対策イメージ図

#### 4. 悪影響の防止

注水用ヘッダは複数の重大事故等対処設備及び自主対策設備の流路として使用することから、接続先の各系統及び機器に対して悪影響を及ぼすことのないよう考慮する必要がある。

注水用ヘッダから各系統及び機器への流路は、それぞれ注水用ヘッダ付属の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

また、注水用ヘッダに接続する可能性のある自主対策設備である⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）及び⑩燃料プールスプレイ系（常設配管）は、注水用ヘッダ付属の隔離弁に加えて、原子炉建屋の原子炉棟外の当該系統配管に設ける隔離弁を閉止することで、確実に他系統と隔離することが可能な設計とする。なお、原子炉建屋内の原子炉棟外の隔離弁は遠隔手動弁操作設備により屋外からの手動操作が可能である。

さらに、注水用ヘッダと自主対策設備を接続するホースを取り外すことで、原子炉建屋内への注水を物理的に隔離可能な設計とし、使用しない注水用ヘッダの接続部は閉止板により閉止可能な設計とする。

56-10

大容量送水ポンプの構造について

## 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、図 56-10-1 に示すとおり増圧ポンプ 1 台，付属水中ポンプ 2 台，ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，付属水中ポンプ及び増圧ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり，外部電源が不要な設計である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後，ホースを介して増圧ポンプへと送水し，加圧した水を各注水先へ送水する。

なお，付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し，異物の流入を防止する設計としている。

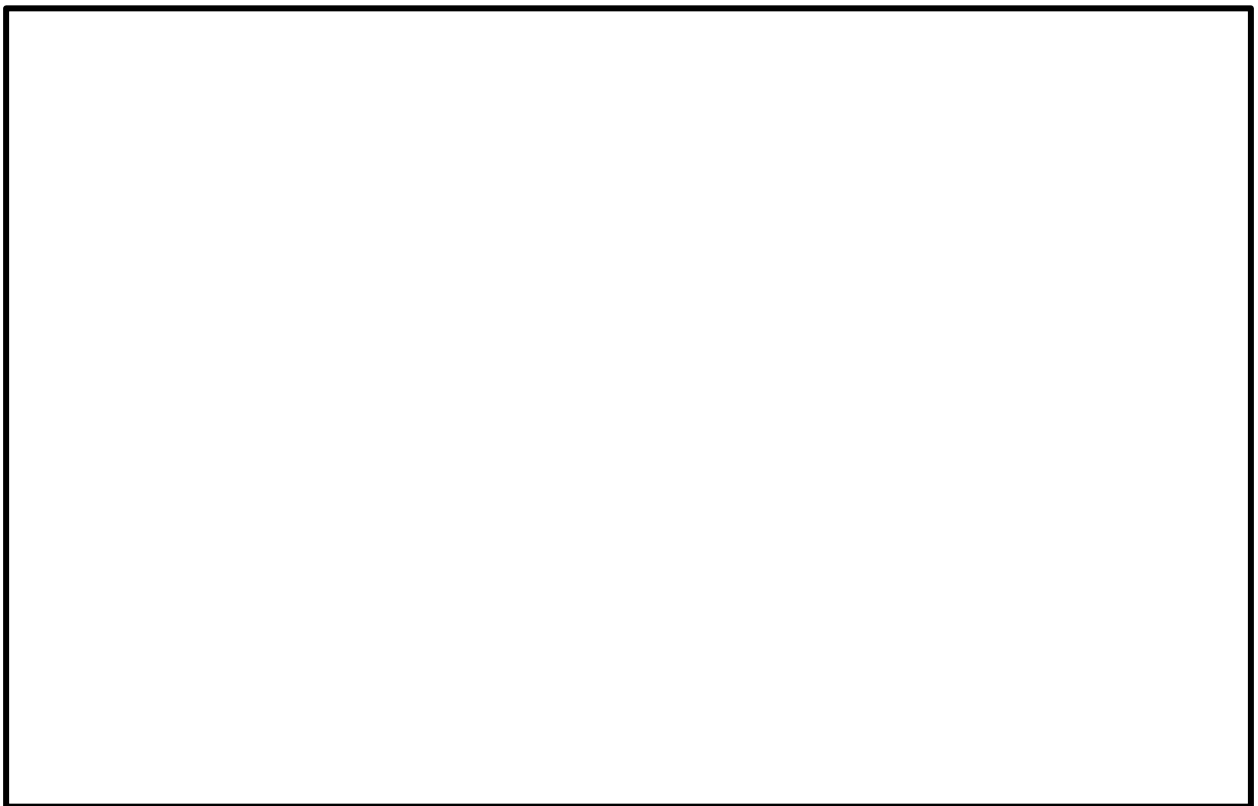


図 56-10-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



## 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、図 56-10-2 に示すとおり増圧ポンプ 1 台，付属水中ポンプ 2 台，ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は，付属水中ポンプ及び増圧ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり，外部電源が不要な設計である。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は，淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後，ホースを介して増圧ポンプへと送水し，加圧した水を各注水先へ送水する。

なお，付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し，異物の流入を防止する設計としている。

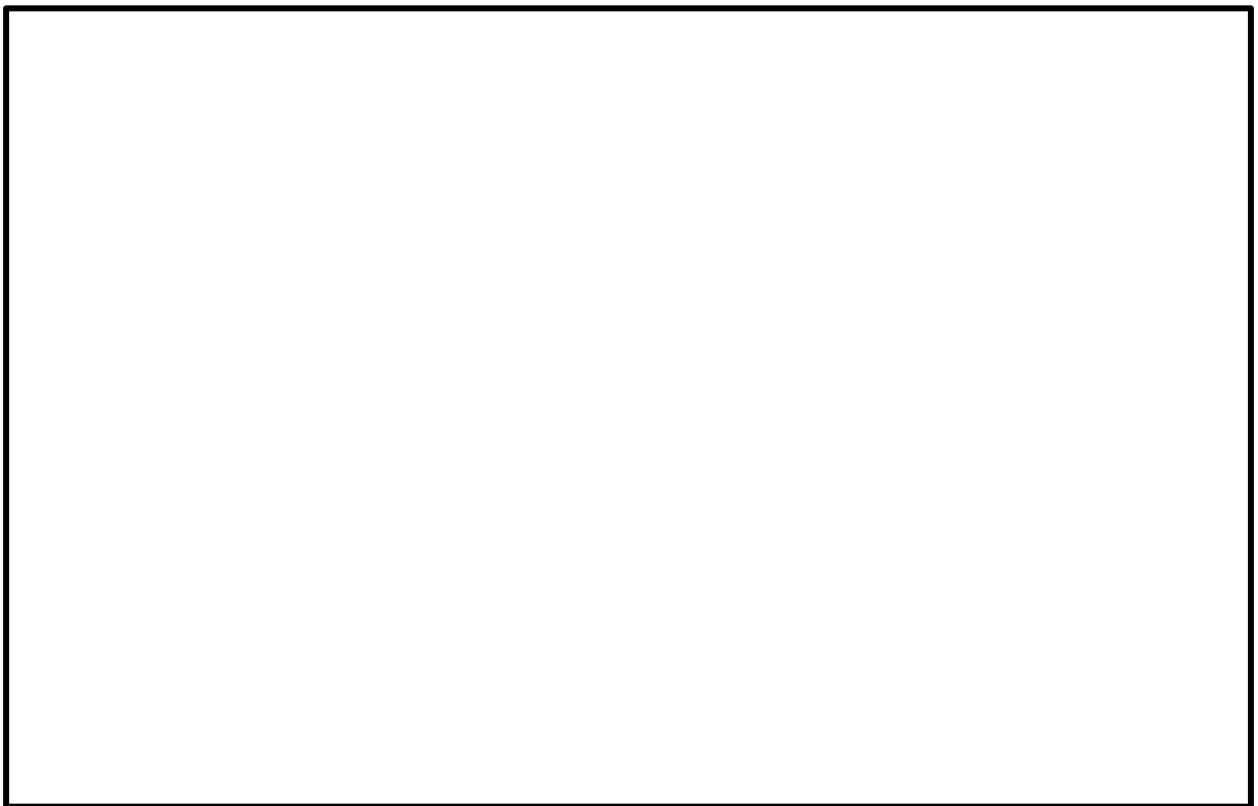


図 56-10-2 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

56-11  
海の利用について

## 海の利用について

海は、淡水が枯渇した場合に、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の水源として利用し、また、使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールスプレイ系の水源として利用する。さらに、復水貯蔵タンク並びに代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））へ水を供給するための水源として利用する。

海からの移送ルートは、以下のとおりとし、その概要を図 56-11-1 に示す。

### 1. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び使用済燃料プールへの海水の注水

淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）の淡水が枯渇した場合には、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、海水を取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）から、原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び使用済燃料プールへ注水する。

また、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）に供給された海水を、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び使用済燃料プールへ注水することもできる。

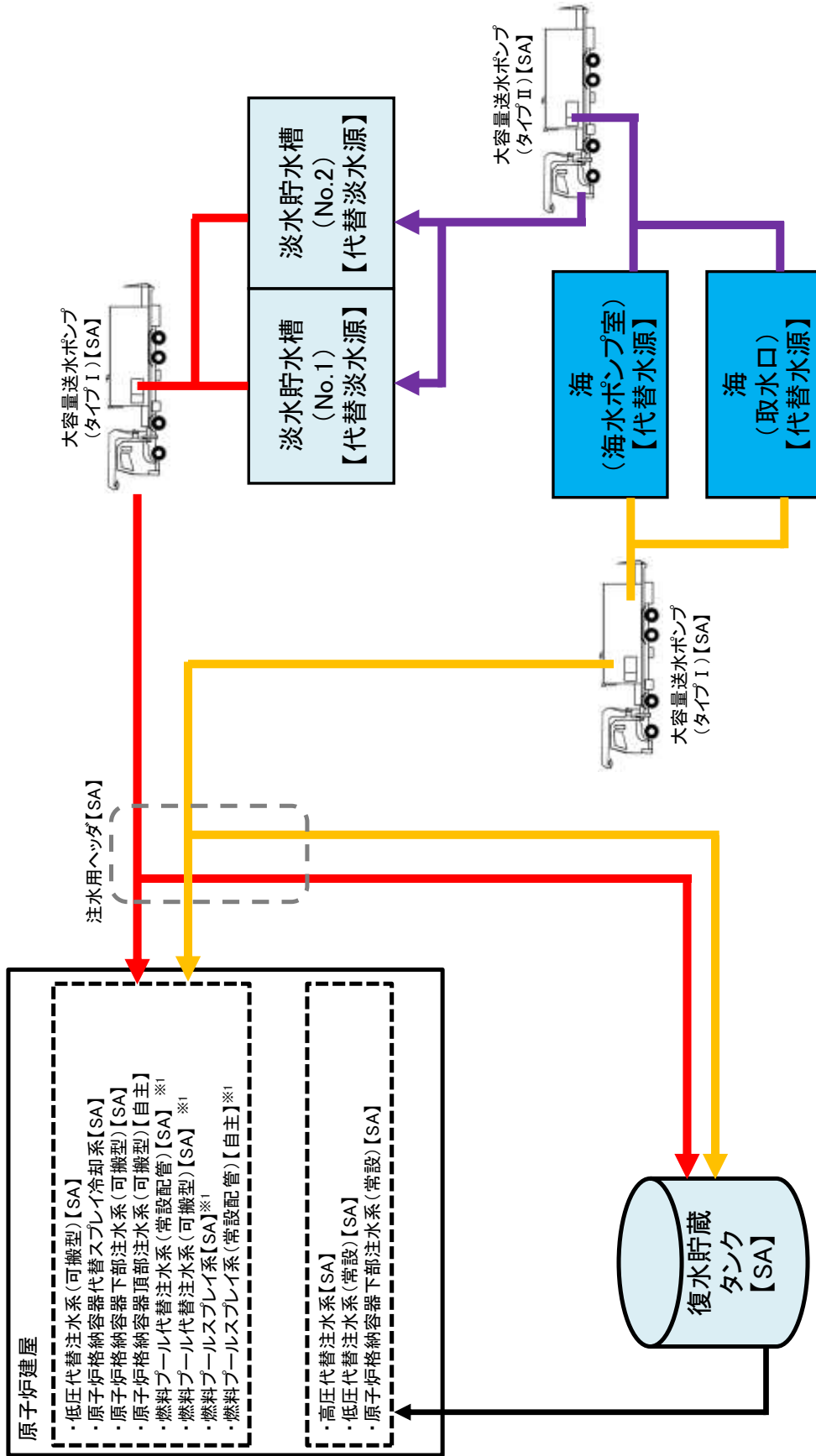
### 2. 復水貯蔵タンクへの海水の供給

淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）の淡水が枯渇した場合には、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、海水を取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）から、復水貯蔵タンクへ供給する。

また、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）に供給された海水を、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、復水貯蔵タンクへ供給することもできる。

### 3. 淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への海水の供給

淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）の淡水が枯渇した場合には、大容量送水ポンプ（タイプ II）を用いて、取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）から、海水を淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）へ供給する。



※1 燃料プール代替注水系(常設配管), 燃料プール代替注水系(可搬型), 燃料プールのスプレイ系及び燃料プールのスプレイ系(常設配管)は同時使用しない。

図 56-11-1 海の利用の概要とその位置付け

56-12  
その他設備

## 1. 代替淡水源の容量

淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) は、重大事故等の収束に必要なとなる淡水を供給するための代替淡水源として設置する。

淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) の容量は、それぞれ 5,000<sup>m</sup><sup>3</sup> とする。

重大事故等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスグループ等のうち、水使用の観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスは【LOCA 時注水機能喪失：3,860<sup>m</sup><sup>3</sup>】である。この水使用量に対して、水源、移送ルート（配管）全て常設である復水貯蔵タンクの貯水量約 1,192<sup>m</sup><sup>3</sup> が枯渇する前に可搬型の移送ルートを用いて供給する淡水源として淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) を設置する。

各事故シーケンスグループ等の、事故 7 日間後までに必要な水量（最大）を以下に示す。

①高圧・低圧注水機能喪失	約 3,800 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
②全交流動力電源喪失	約 770 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
③崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）	約 770 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
④崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去機能喪失）	約 3,750 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
⑤原子炉停止機能喪失	約 1,230 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
⑥LOCA 時注水機能喪失	約 3,860 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
⑦格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	約 450 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
⑧雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	約 3,610 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
⑨高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	約 3,520 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
⑩原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	約 3,520 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
⑪水素燃焼	約 3,610 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
⑫溶融炉心・コンクリート相互作用	約 3,520 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
⑬想定事故 1	約 1,790 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
⑭想定事故 2	約 1,870 <sup>m</sup> <sup>3</sup>
⑮全交流動力電源喪失	約 540 <sup>m</sup> <sup>3</sup>

## 2. 水源の全体概要図

自主対策設備を含めた水源の全体概要図を図 56-12-1 に示す。

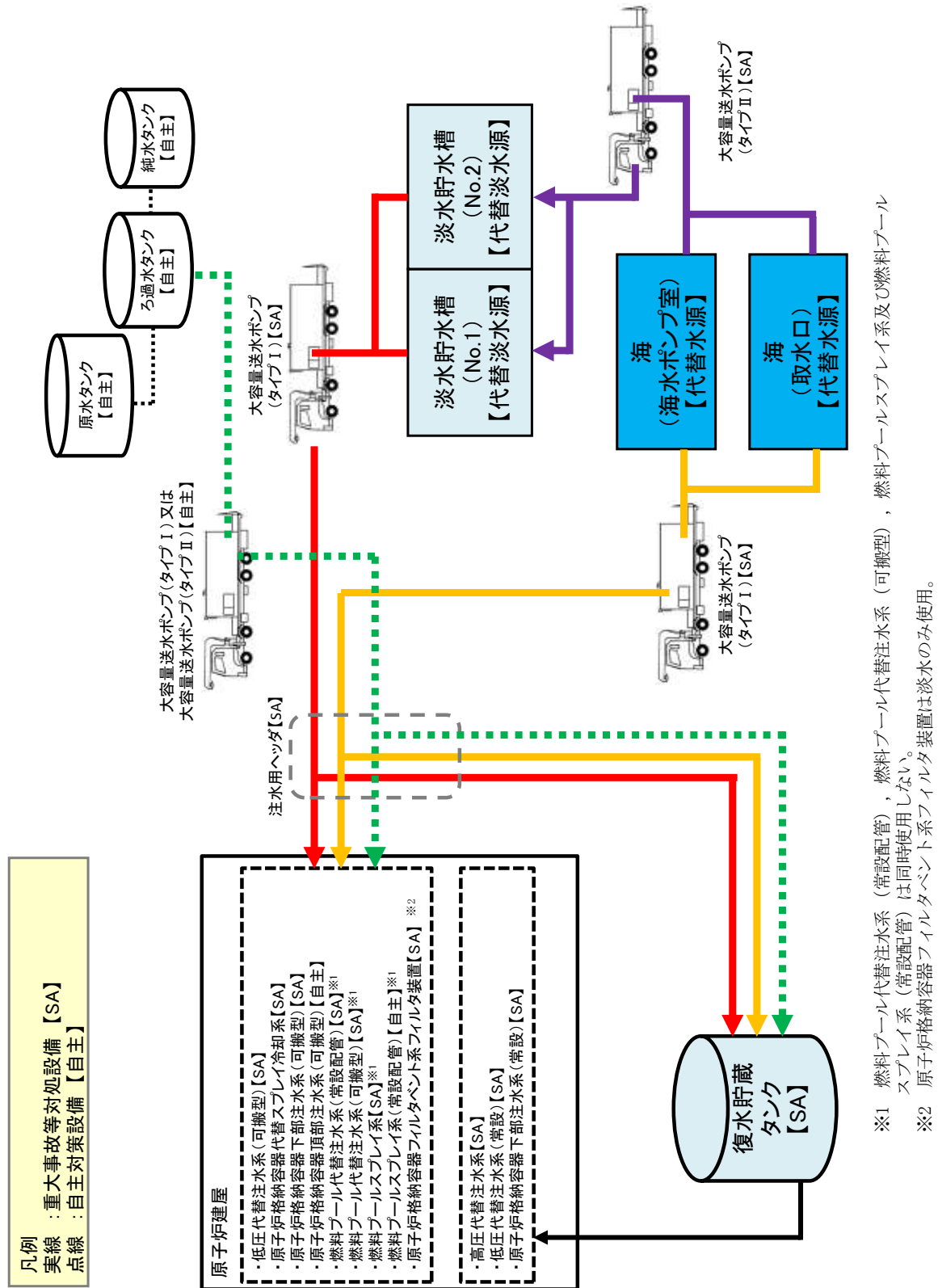


図 56-12-1 水源の全体概要図

### 3. 自主対策設備

#### (1) 淡水タンク（ろ過水タンク、純水タンク及び原水タンク）を利用した水の移送設備の整備

自主対策設備として、淡水タンクであるろ過水タンク、純水タンク及び原水タンクを利用した水の供給設備を整備する。

復水貯蔵タンクへの補給において淡水貯水槽を水源とした補給ができない場合であって、ろ過水タンクが健全である場合には、ろ過水タンクから大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、ホース等を使用して復水貯蔵タンクへの補給及び原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び使用済燃料プールへの注水が可能ないように整備する。更に、純水タンクが健全である場合には、ろ過水タンクと純水タンクを繋ぐ常設配管を使用してろ過水タンクへ補給可能ないように整備する。また、原水タンクが健全である場合には、ろ過水タンクと原水タンクを繋ぐ常設配管を使用してろ過水タンクへ補給可能ないように整備する。

淡水タンクを利用した水の供給設備を図 56-12-2 に示す。

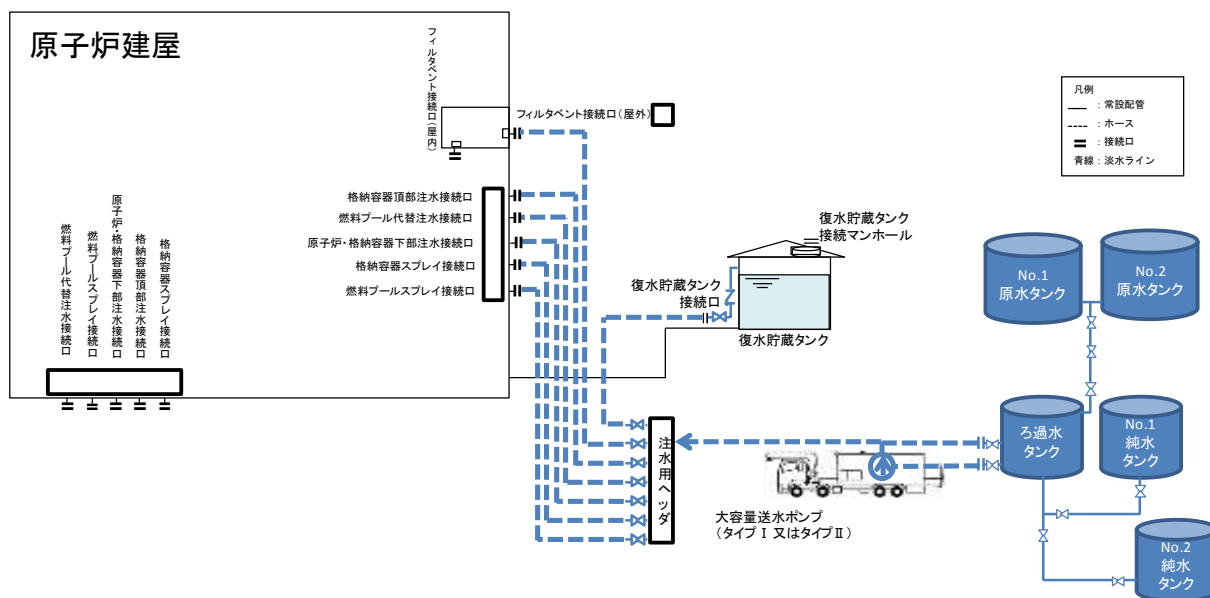


図 56-12-2 淡水タンクを利用した水の供給設備  
(復水貯蔵タンク接続口及び原子炉建屋 □ 接続の場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 系統図
- 57-4 試験及び検査
- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 アクセスルート図
- 57-7 バウンダリ系統図
- 57-8 電源車接続に関する説明書
- 57-9 代替電源設備について
- 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について(直流電源設備について)
- 57-11 燃料補給に関する補足説明資料
- 57-12 その他設備

57-1

SA 設備基準適合性一覽表

	3.14.2.1	3.14.2.2	3.14.2.3	3.14.2.4	3.14.2.5	3.14.2.6	3.14.3.1	3.14.3.2	3.14.3.3	3.14.3.4
電源車	可搬型 代替交流 電源設備	常設代替 交流電源 設備	所内常設 蓄電式 直流電源 設備	常設代替 直流電源 設備	可搬型 代替直流 電源設備	代替所内 電気設備	非常用 交流電源 設備	高圧炉心 スプレイ 系用交流 電源設備	高圧炉心 スプレイ 系用直流 電源設備	燃料補給 設備
軽油タンク	主要設備	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	-
ガスタービン発電設備軽油タンク	主要設備	-	-	-	主要設備	-	主要設備	主要設備	-	主要設備
タンクローリ	主要設備	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	主要設備
ガスタービン発電機	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	-	-
ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	-	-
125V 蓄電池 2A	-	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	-
125V 蓄電池 2B	-	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	-
125V 充電器盤 2A	-	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	-
125V 充電器盤 2B	-	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	-
125V 代替蓄電池	-	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	-
250V 蓄電池	-	-	-	主要設備	主要設備	-	-	-	-	-
125V 代替充電器盤	-	-	-	主要設備	主要設備	-	-	-	-	-
250V 充電器盤	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	-
ガスタービン発電機接続盤	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-
緊急用高圧母線 2F 系	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-
緊急用高圧母線 2G 系	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-
緊急用動力変圧器 2G 系	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-
緊急用低圧母線 2G 系	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-
緊急用交流電源切替盤 2C 系	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-
緊急用交流電源切替盤 2C 系	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-
緊急用交流電源切替盤 2D 系	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-
非常用高圧母線 2C 系	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-
非常用高圧母線 2D 系	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-
非常用ディーゼル発電機	-	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-
非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	-	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-
非常用ディーゼル発電設備燃料タンク	-	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	-	-	-	-	-	-	-	主要設備	-	-
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ	-	-	-	-	-	-	-	主要設備	-	-
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料タンク	-	-	-	-	-	-	-	主要設備	-	-
非常用高圧母線 2H 系	-	-	-	-	-	-	-	附属設備	-	-
125V 蓄電池 2H	-	-	-	-	-	-	-	-	主要設備	-
125V 充電器盤 2H	-	-	-	-	-	-	-	-	主要設備	-
125V 代替充電器盤用電源車接続設備	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
号炉間電力融通設備	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
					自主対策設備					
					自主対策設備					

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(可搬型)

第57条：電源設備		電源車		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	現場操作(設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業)		Bc, Bd, Bg
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機		G, I
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用切替不要		Bb
			関連資料	57-3 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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所で操作可能)		Aa	
		関連資料	57-2 配置図			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		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
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用		Ab
			関連資料	57-2 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		-
関連資料			57-2 配置図			
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)		Ba	
		関連資料	57-2 配置図			
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	57-6 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 設備あり)-屋外	Ab		
		サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ca		
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について				

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		軽油タンク		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	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第2号	操作性	現場操作(弁操作, 接続作業)	Bf, Bg	
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器	C	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	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	57-3 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	Aa	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所で操作可能)	Aa		
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
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 設備あり)-屋外	Ab	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図				

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 5 7 条：電源設備		ガスタービン発電設備軽油タンク		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	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-	
			海水	海水を通水しない		対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図, 57-3 系統図			
		第 2 号	操作性	操作不要		対象外	
			関連資料	57-3 系統図			
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器		C	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要		Bb	
			関連資料	57-3 系統図			
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立		Ac
				その他(飛散物)	対象外		対象外
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所	操作不要		対象外		
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠			
		第 2 号	共有の禁止	(共用しない設備)		-	
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 設備あり)-屋外		Ab	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)		対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図				

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(可搬型)

第57条：電源設備		タンクローリ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	現場操作(設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)		Bc, Bd, Bf, Bg
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器		C
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用切替不要		Bb
			関連資料	57-3 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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所で操作可能)		Aa	
		関連資料	57-2 配置図			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	その他可搬型設備	C	
			関連資料	57-5 容量設定根拠, 57-11 燃料補給に関する補足説明資料		
		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
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用		Ab
			関連資料	57-2 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		-
関連資料			57-2 配置図			
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)		Ba	
		関連資料	57-2 配置図			
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	57-6 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 設備あり)-屋外	Ab		
		サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外		
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図				

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 5 7 条：電源設備		ガスタービン発電機		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	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ガスタービン、発電機	H, I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性	本来の用途として使用切替不要	Bb	
			関連資料	57-3 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	Ab
				その他(飛散物)	高速回転機器	Bb
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
			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 設備あり)-屋外	Ab
				サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ca
関連資料			57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について			



女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ		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	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要	Bb	
			関連資料	57-3 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac
				その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	57-3 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
			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 設備あり)-屋外	Ab	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 蓄電池 2A		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要		Bb
			関連資料	57-3 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	Ad
				その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について(直流電源設備について)				

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 蓄電池 2B		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	57-3 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	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について(直流電源設備について)			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 充電器盤 2A		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	57-3 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	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について(直流電源設備について)			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 充電器盤 2B		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	57-3 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	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について(直流電源設備について)			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 代替蓄電池		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替必要		Ba	
		関連資料	57-3 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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について(直流電源設備について)			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		250V 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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図	
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	57-3 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	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図		
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について(直流電源設備について)		

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 代替充電器盤		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	57-3 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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について(直流電源設備について)			



女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		250V 充電器盤		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	57-3 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	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について(直流電源設備について)			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		ガスタービン発電機接続盤		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	J	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要	Bb		
		関連資料	57-3 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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用高圧母線 2F 系		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図			
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	57-3 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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用高圧母線 2G 系		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図			
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	57-3 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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用動力変圧器 2G 系		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図			
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	57-3 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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用低圧母線 2G 系		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図			
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	J	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要	Bb		
		関連資料	57-3 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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用交流電源切替盤 2G 系		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替必要		Ba	
		関連資料	57-3 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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
		関連資料	57-2 配置図			
	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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用交流電源切替盤 2C 系		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替必要		Ba	
		関連資料	57-3 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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
		関連資料	57-2 配置図			
	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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について			



女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用交流電源切替盤 2D 系		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替必要		Ba	
		関連資料	57-3 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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
		関連資料	57-2 配置図			
	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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		非常用高圧母線 2C 系		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図			
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	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	57-3 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	Aa	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		非常用高圧母線 2D 系		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	57-2 配置図			
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	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	57-3 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	Aa	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
		関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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 設備あり)-屋内	Aa	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		非常用ディーゼル発電機		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	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)	内燃機関、発電機	G, I	
			関連資料	-		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要	Bb	
	関連資料		-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			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	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	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
			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	対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ca	
		関連資料	-			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 5 7 条：電源設備		非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ		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	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	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)	ポンプ	A	
			関連資料	-		
		第 4 号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要	Bb	
			関連資料	-		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			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	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	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
			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	対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外
			関連資料	-		

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	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		C
			関連資料	-		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			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	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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	-			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	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)	内燃機関、発電機		G, I
			関連資料	-		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			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	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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ca	
		関連資料	-			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 5 7 条：電源設備		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ		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	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	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)	ポンプ		A
			関連資料	-		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	-			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成		Ad
			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	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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)		対象外
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)		対象外
		関連資料	-			



女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	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		C
			関連資料	-		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			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	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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	-			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		非常用高圧母線 2H 系		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	操作不要		対象外
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	-		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			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	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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	-			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 蓄電池 2H		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	操作不要		対象外
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	-		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb
	関連資料		-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			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	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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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	対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	-			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

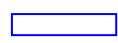
第57条：電源設備		125V 充電器盤 2H		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	-		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	-		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			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	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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	-			

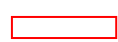
57-2  
配置図

設置場所：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

接続箇所：可搬型設備の接続先となる常設設備の設置場所

：設計基準対象施設

：重大事故等対処設備

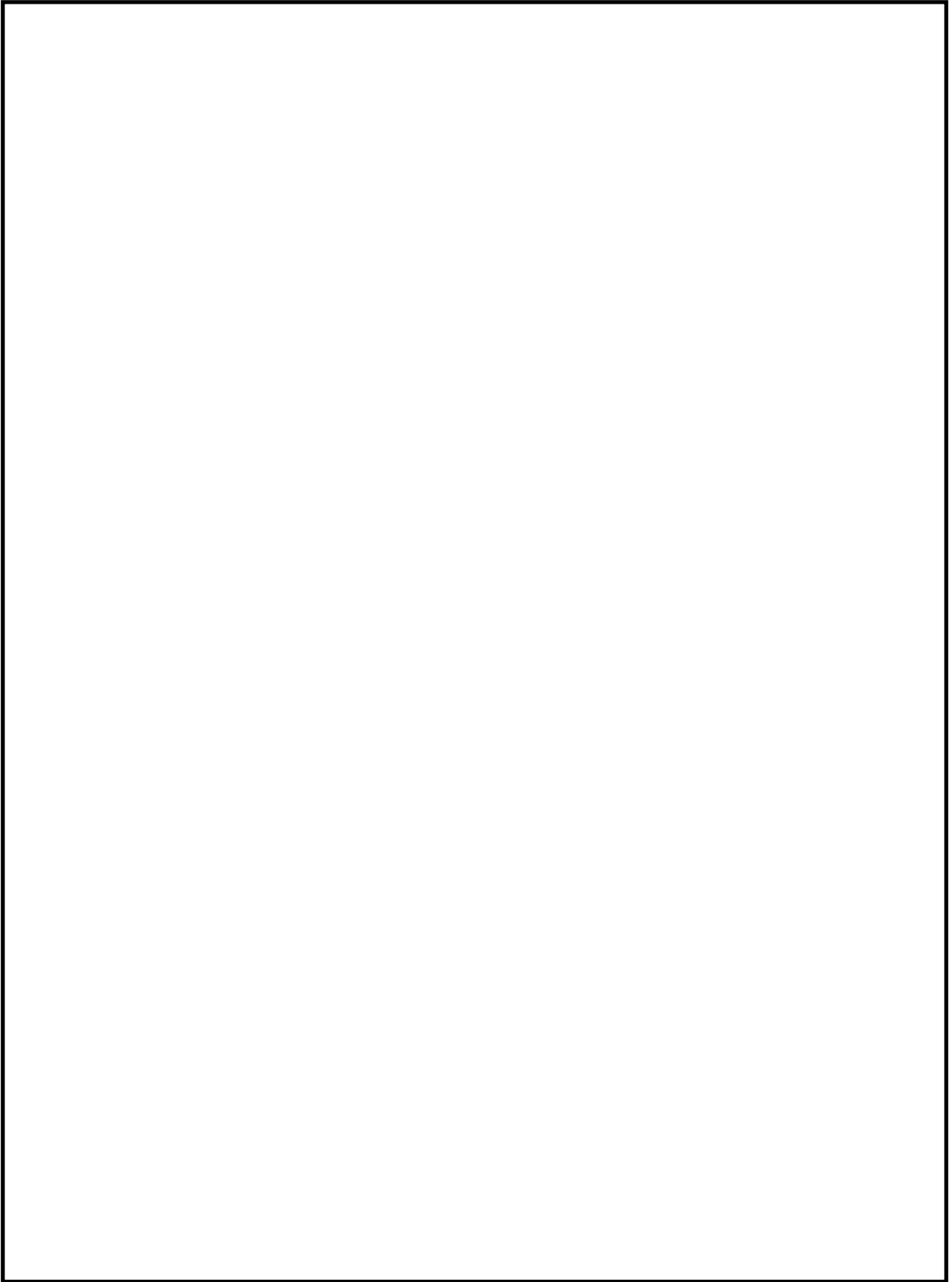


図 57-2-1 屋外配置図（原子炉建屋・緊急用電気品建屋・第2～4保管エリア）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

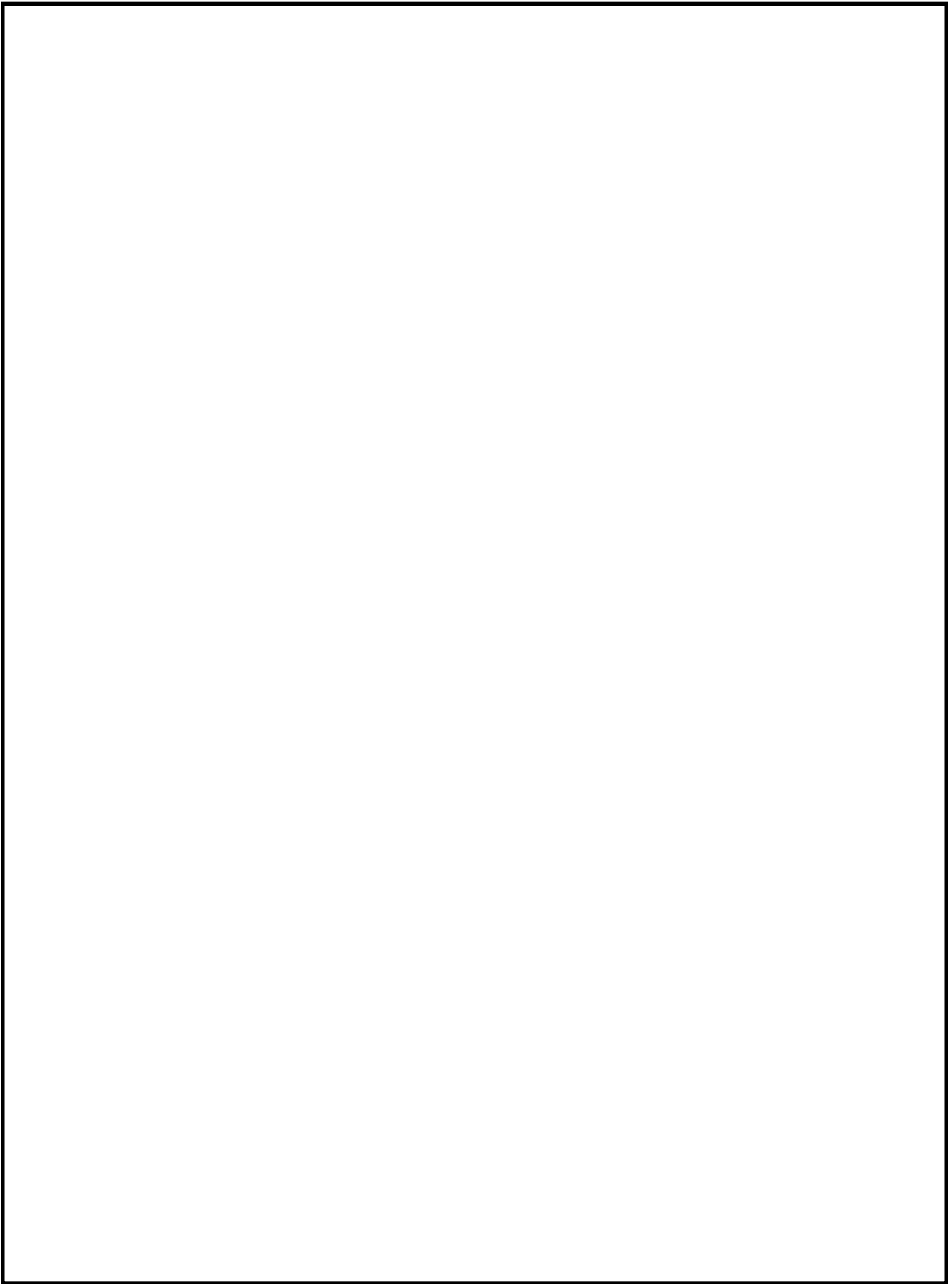


図 57-2-2 屋外配置図（電源車保管場所・設置場所）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

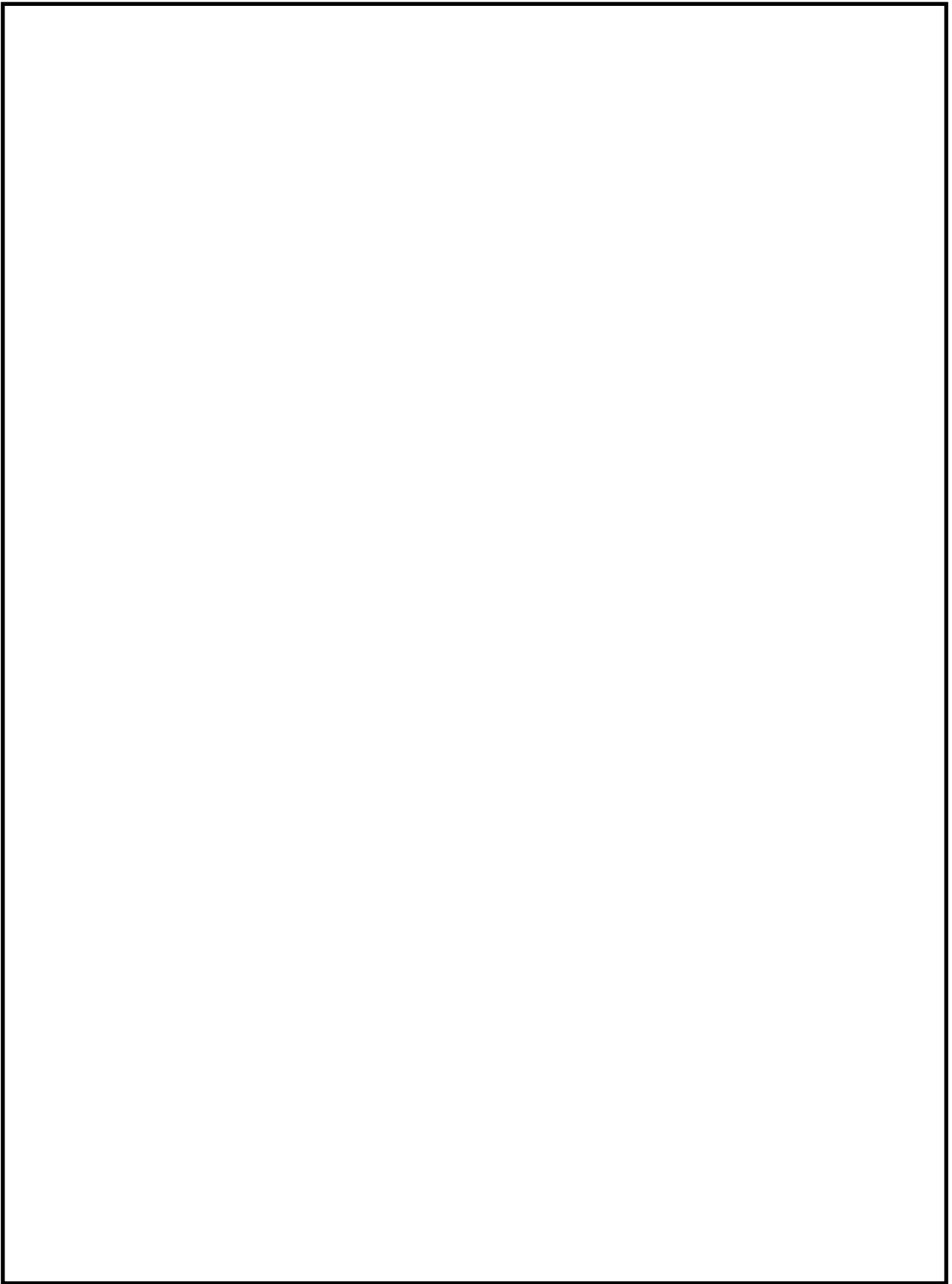


図 57-2-3 屋外配置図（電源車接続箇所）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



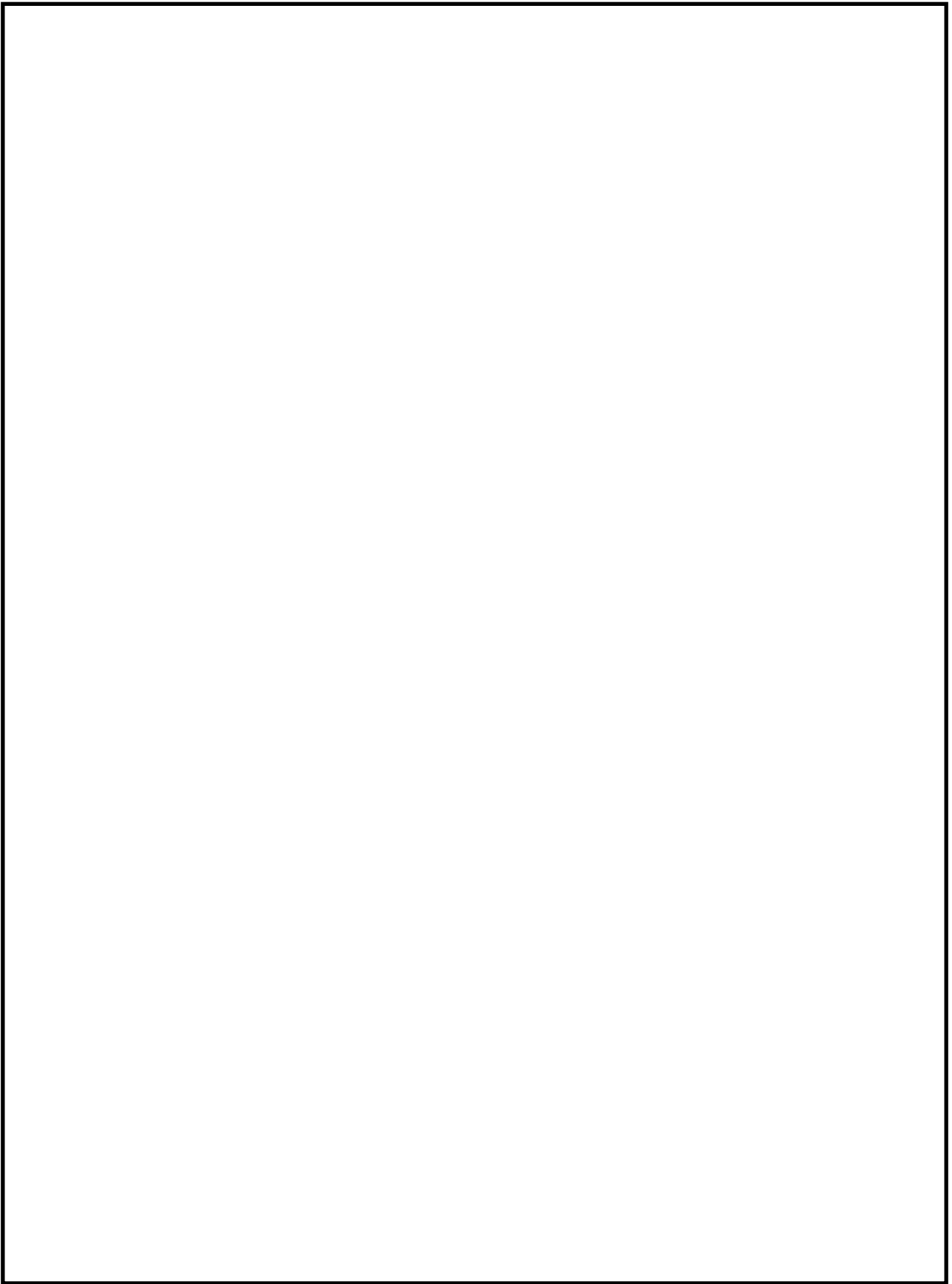


図 57-2-4 屋外配置図（軽油タンク）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

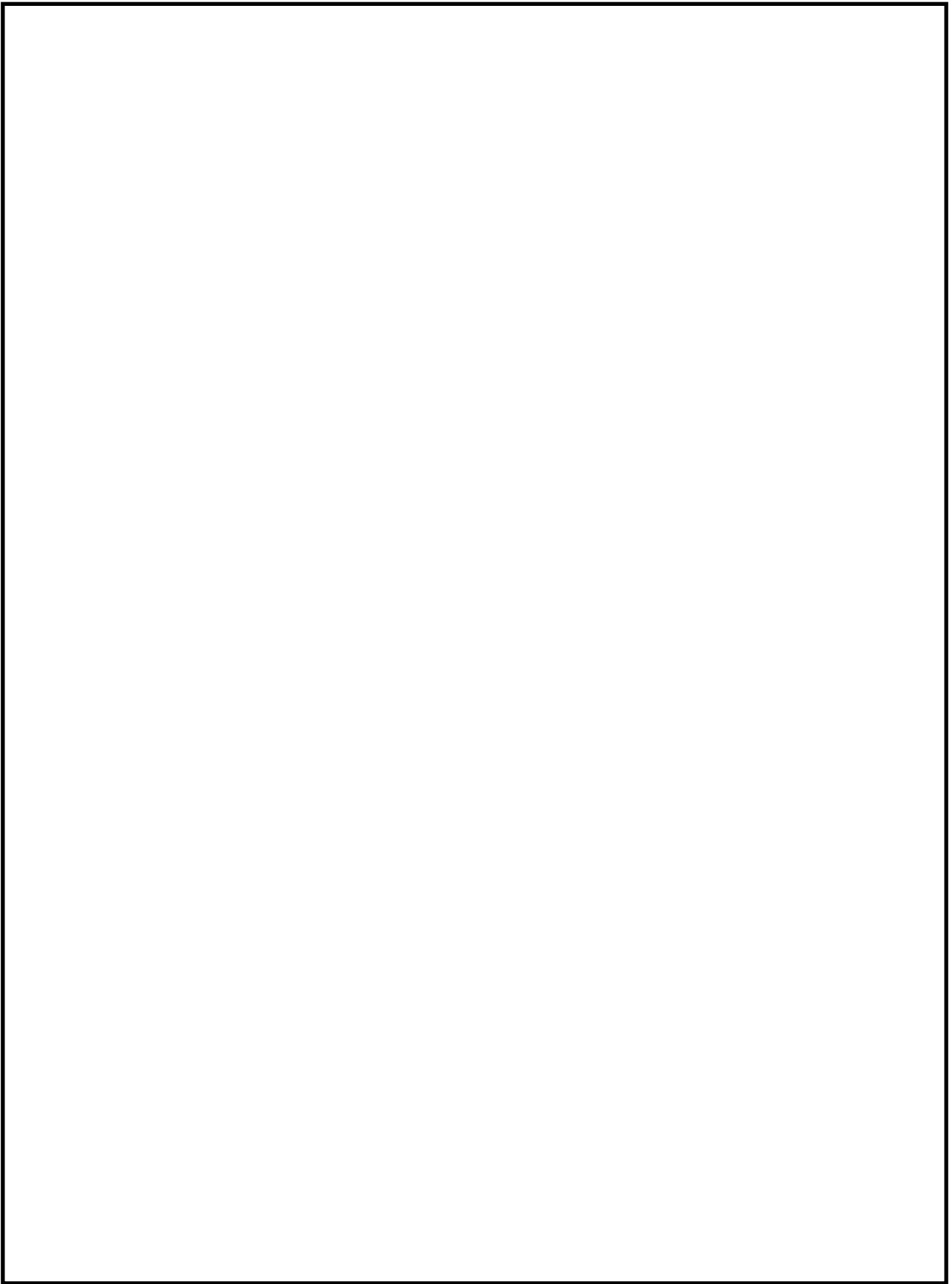


図 57-2-5 屋外配置図（ガスタービン発電設備軽油タンク）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

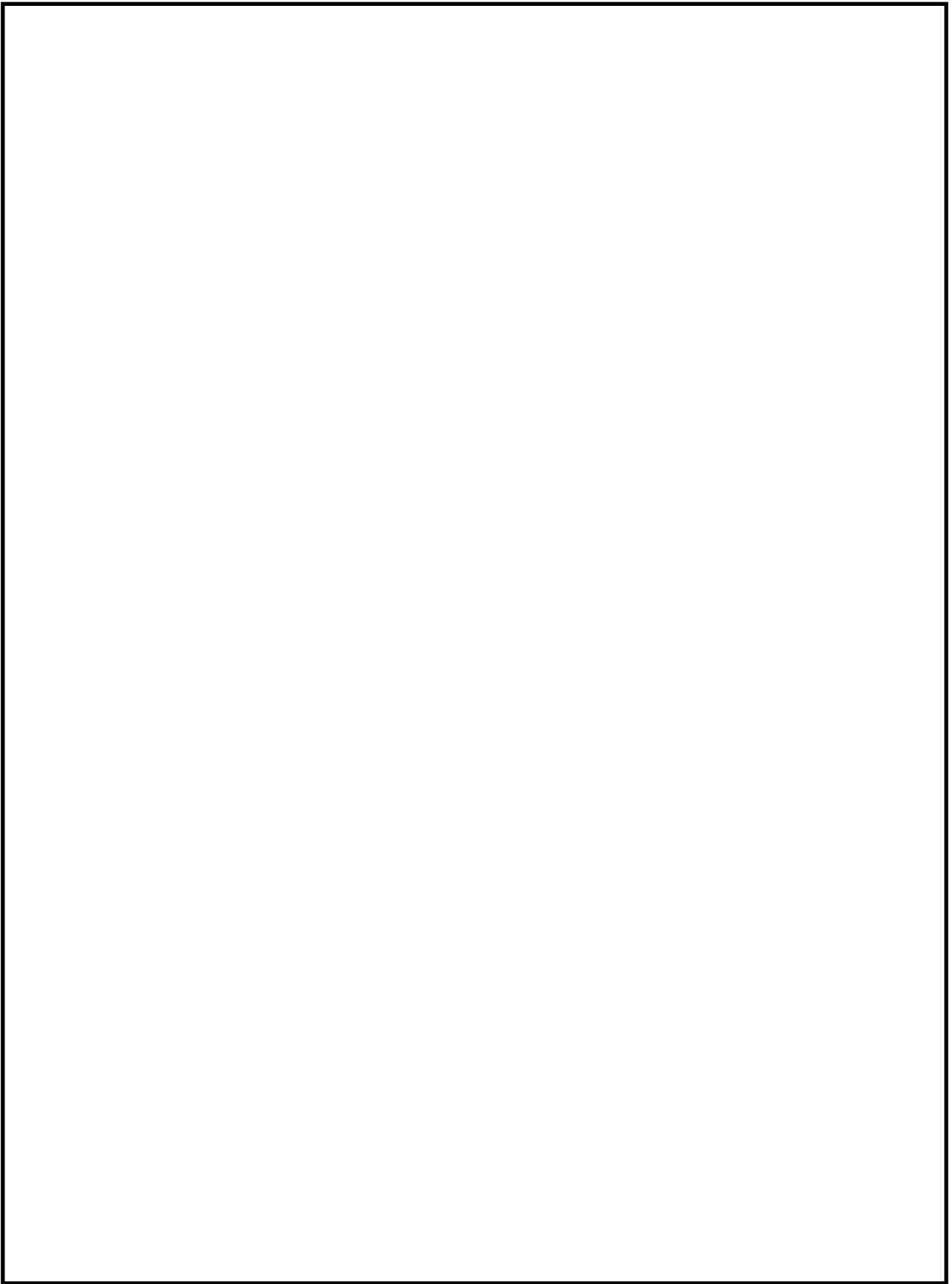


図 57-2-6 屋外配置図（タンクローリ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

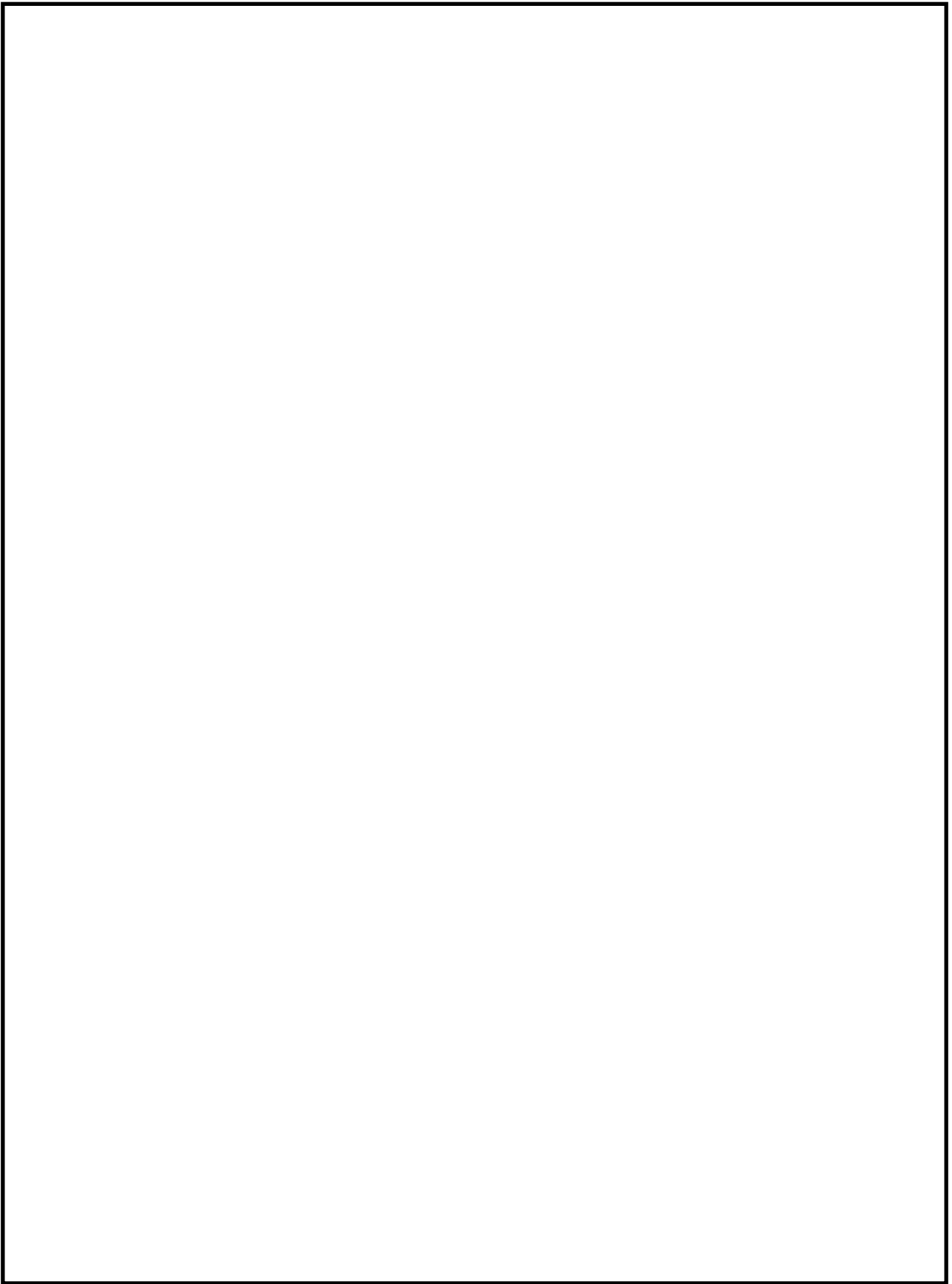


図 57-2-7 屋外配置図（ガスタービン発電機）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

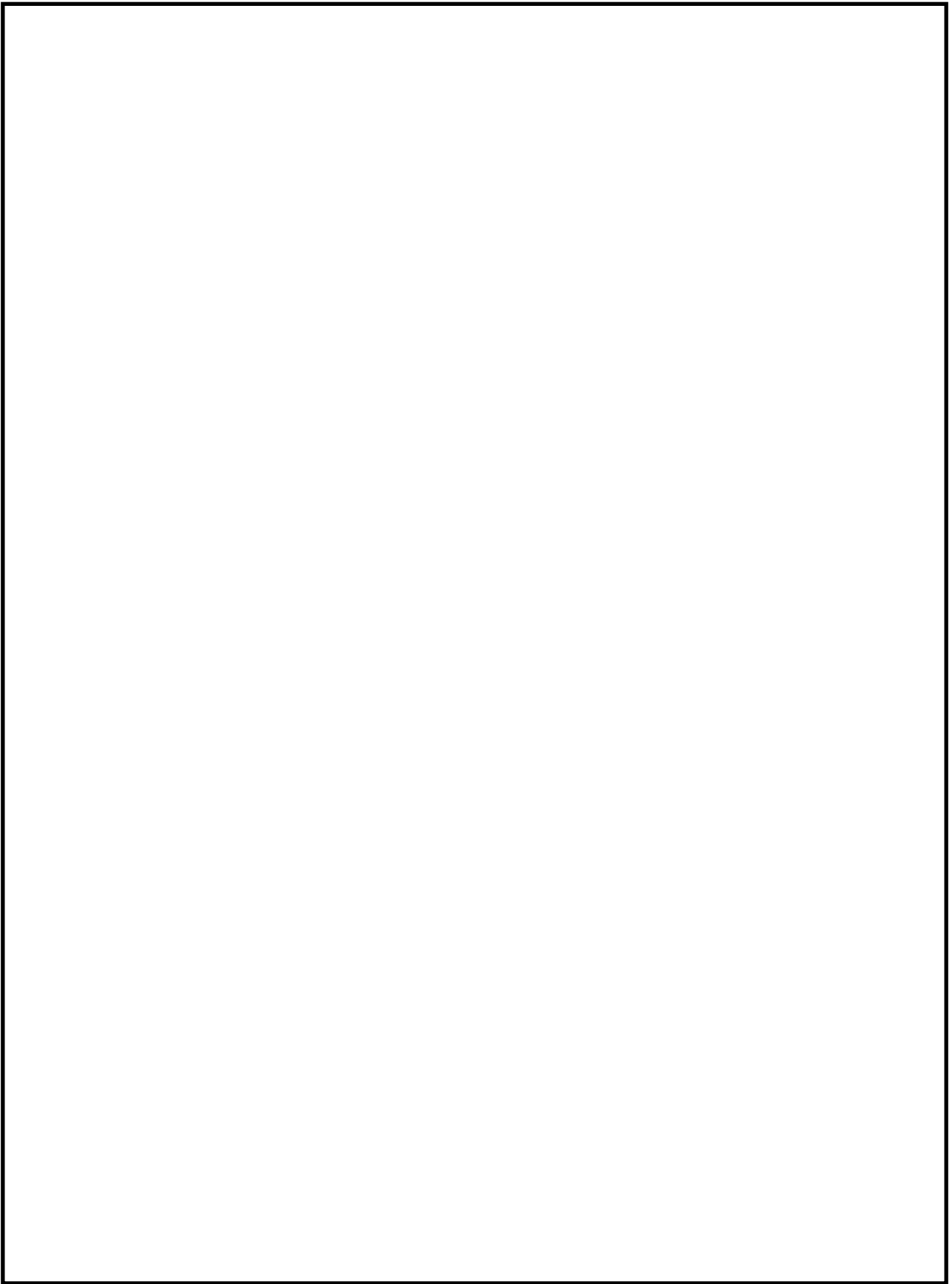


図 57-2-8 屋外配置図 (ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

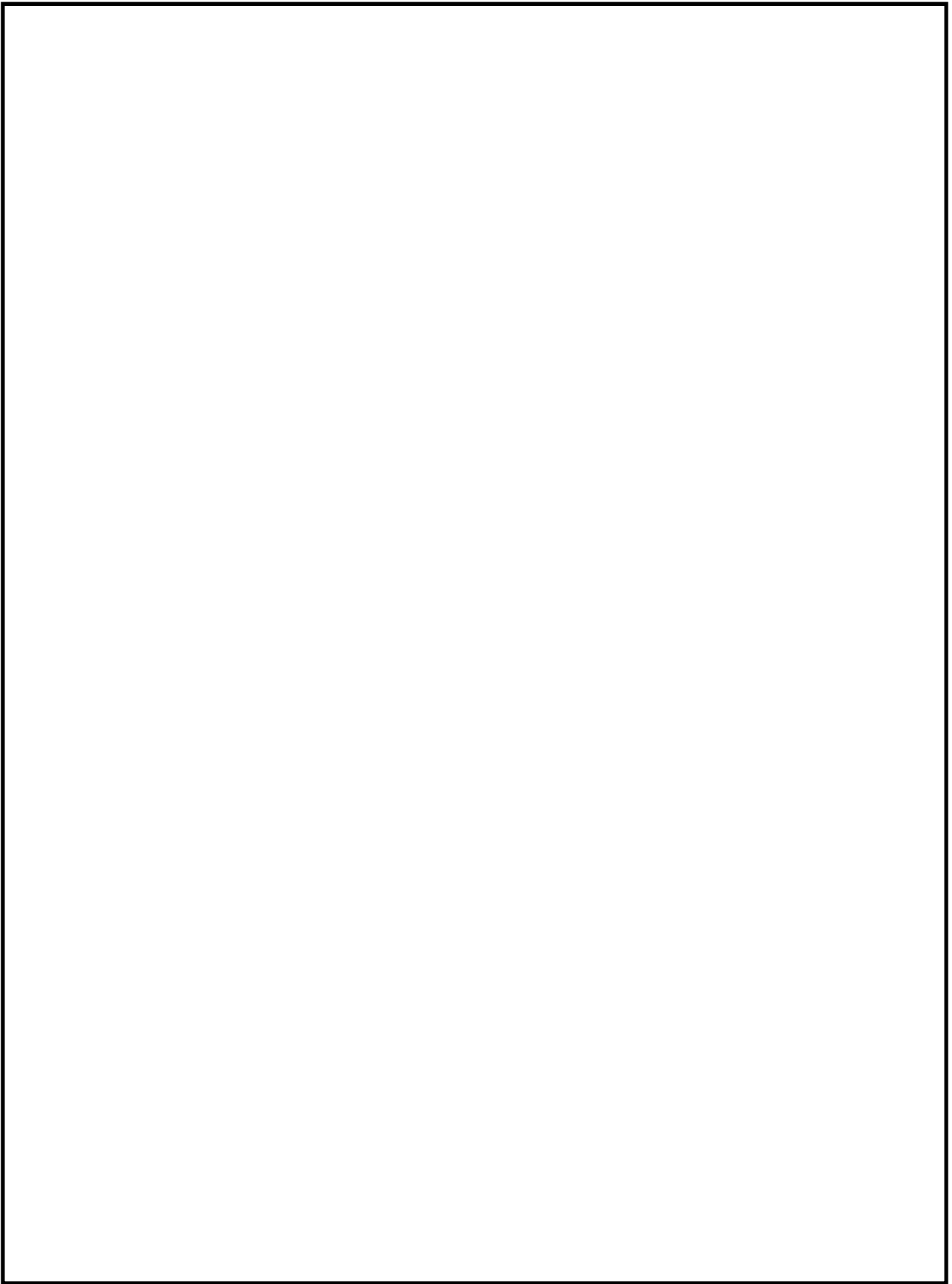


図 57-2-9 屋外配置図（屋外電路）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

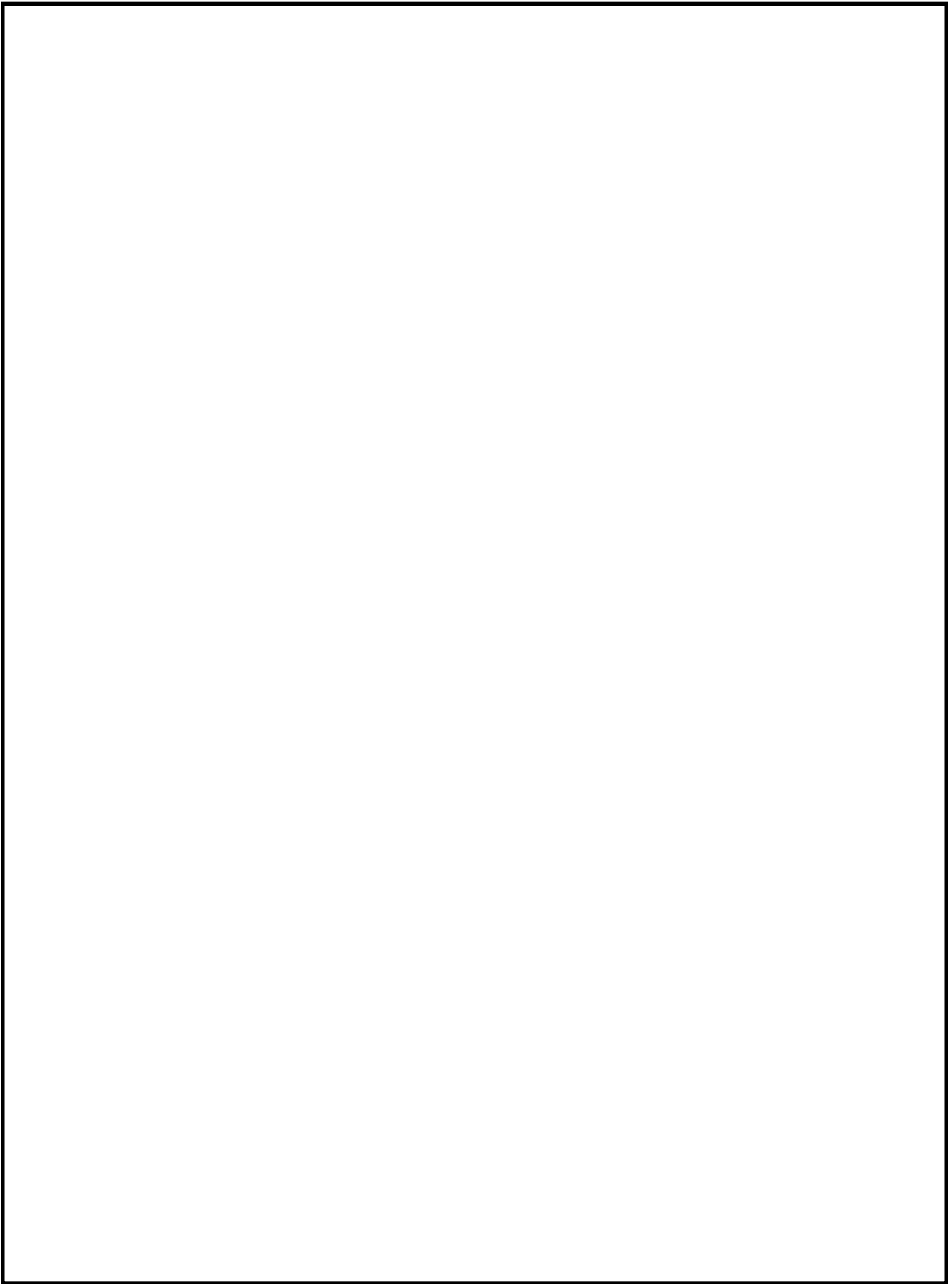


図 57-2-10 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

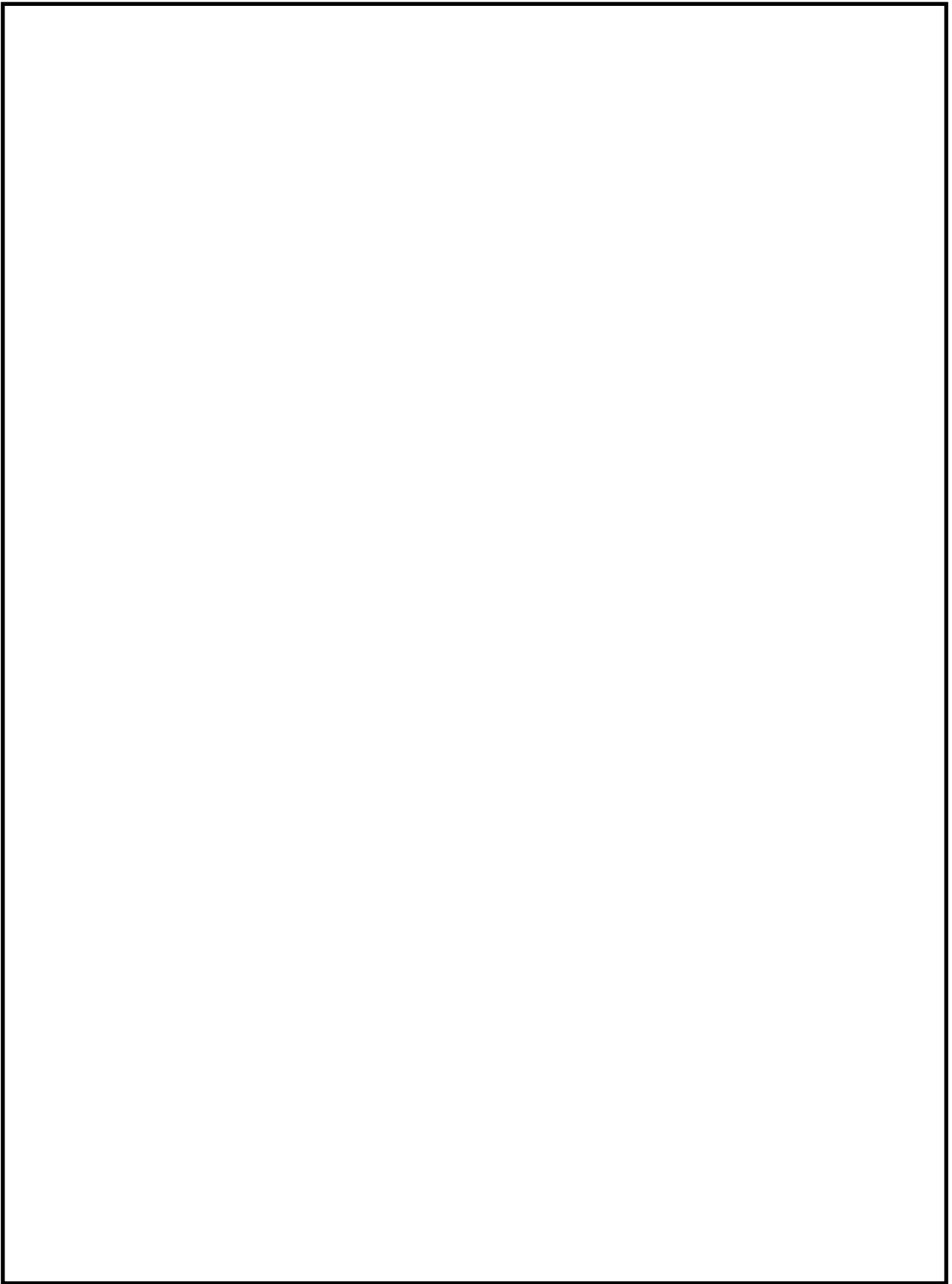


図 57-2-11 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



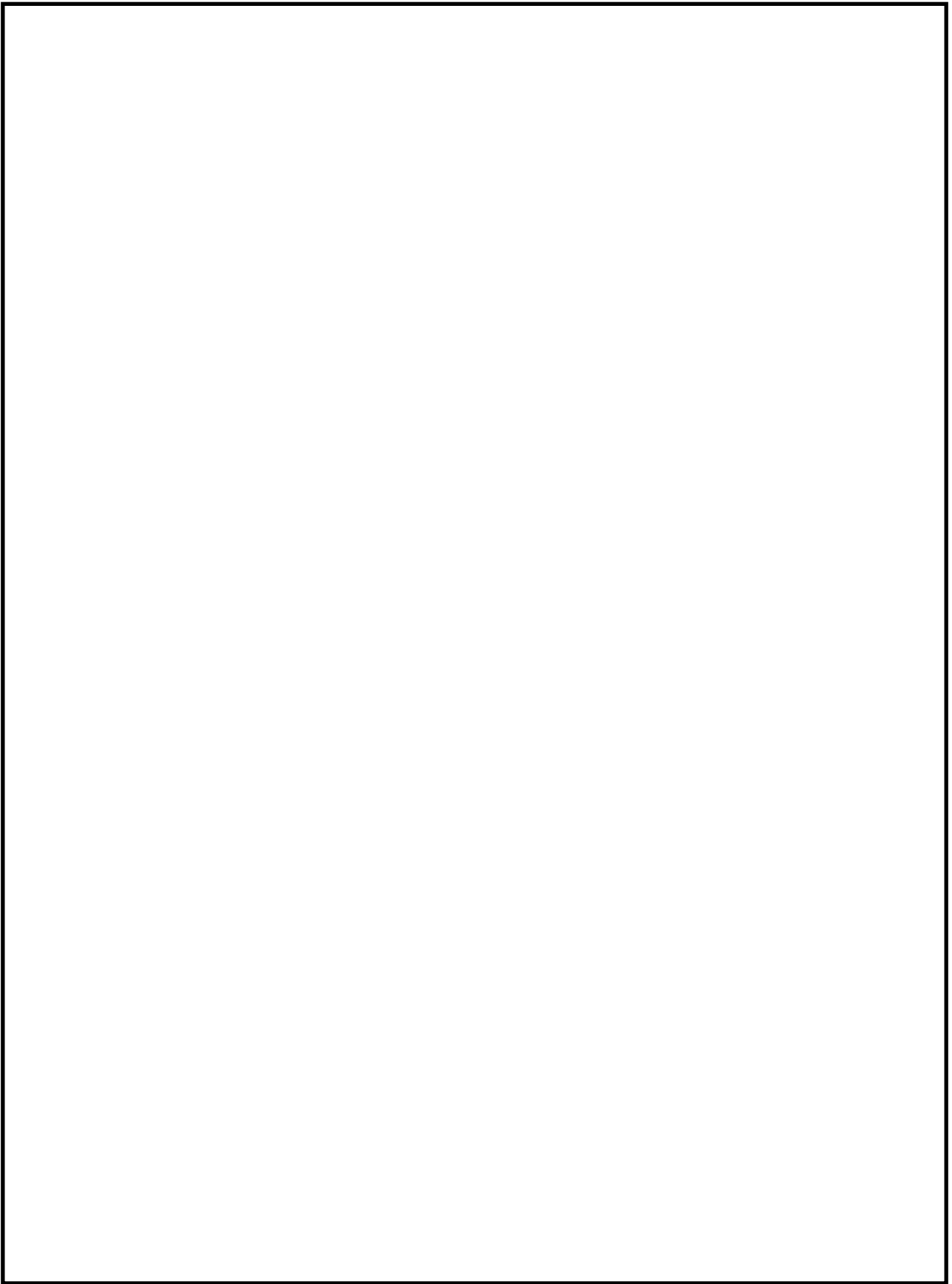


図 57-2-12 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

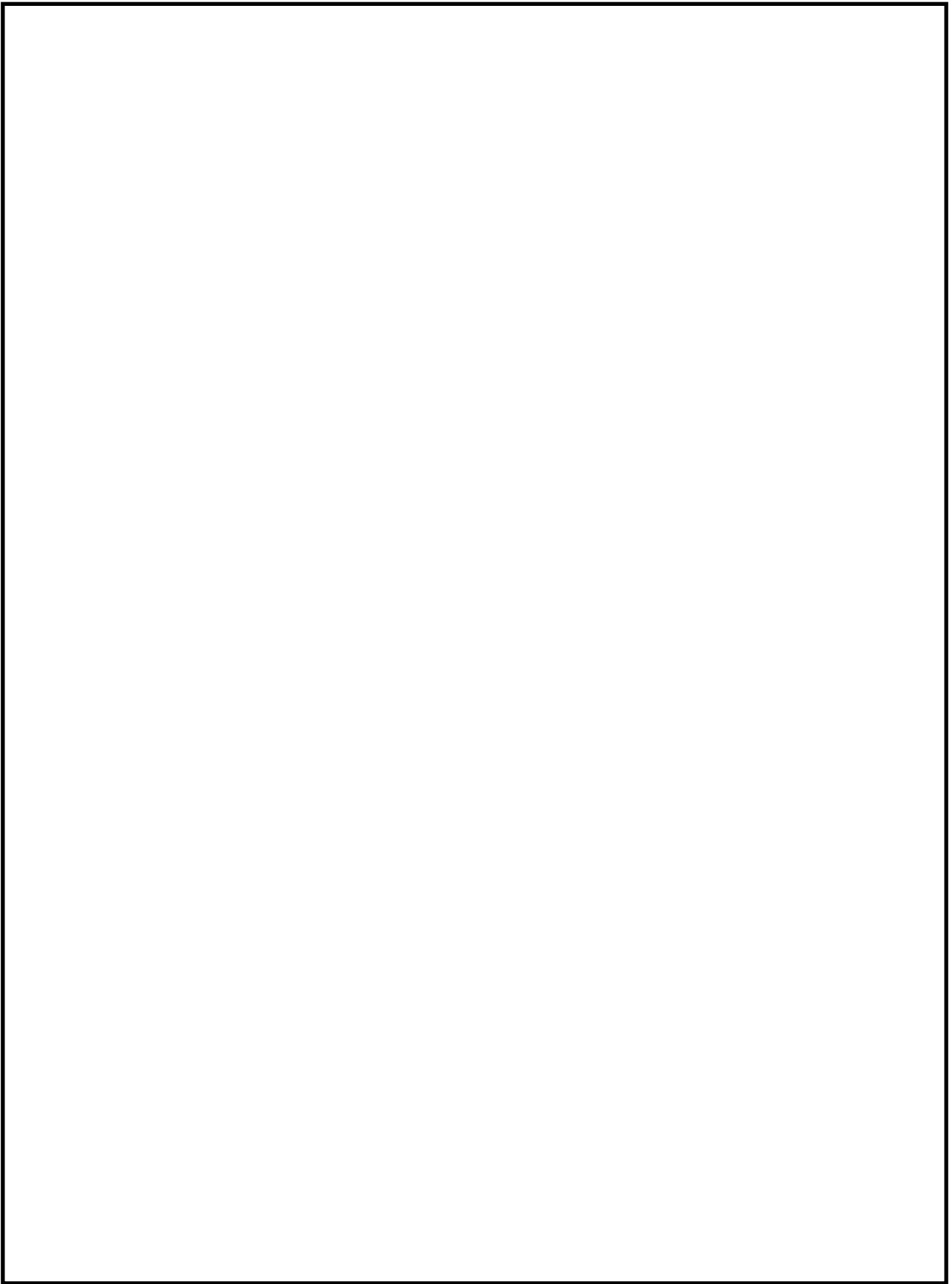


図 57-2-13 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

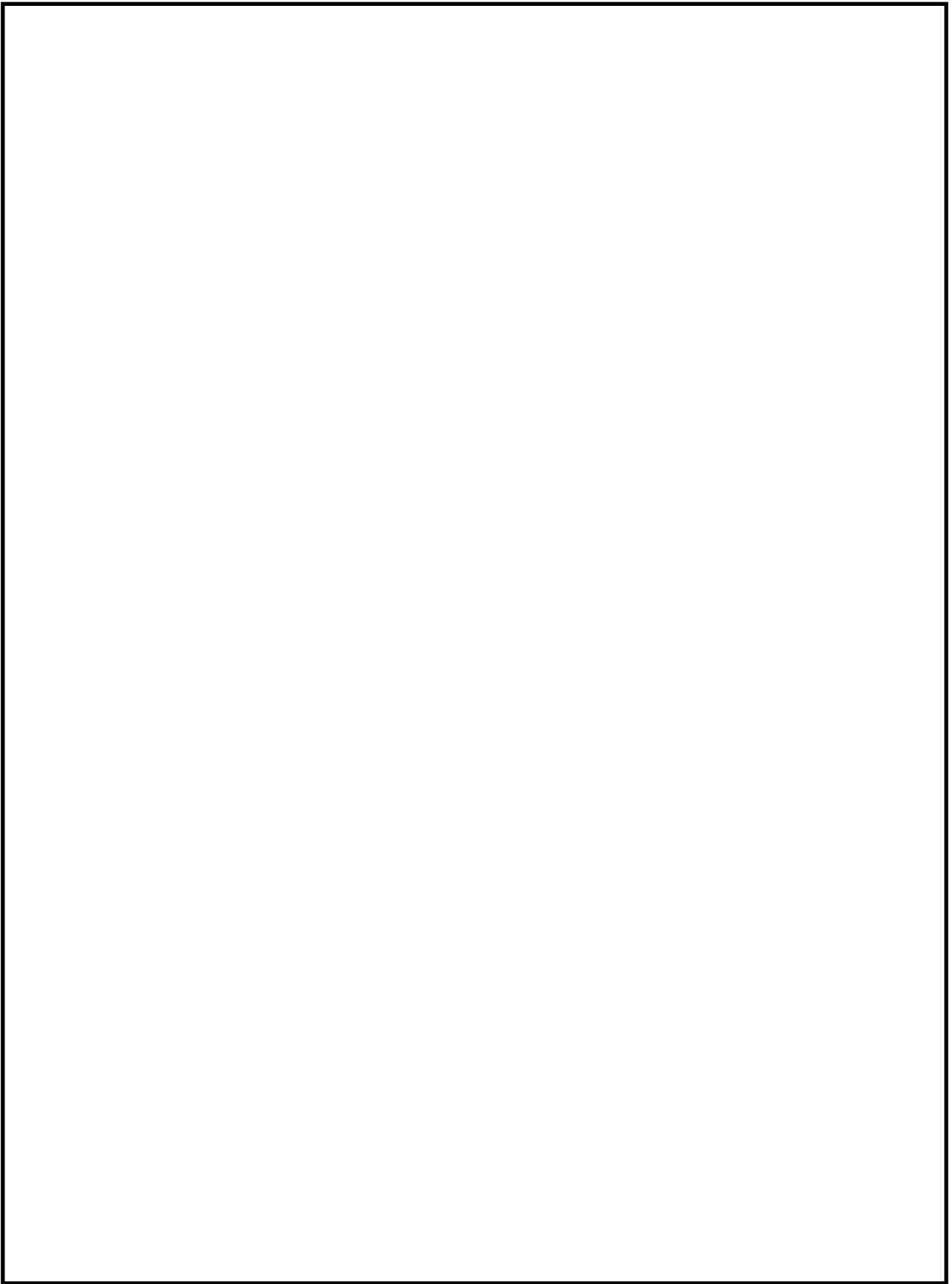


図 57-2-14 配置図（制御建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

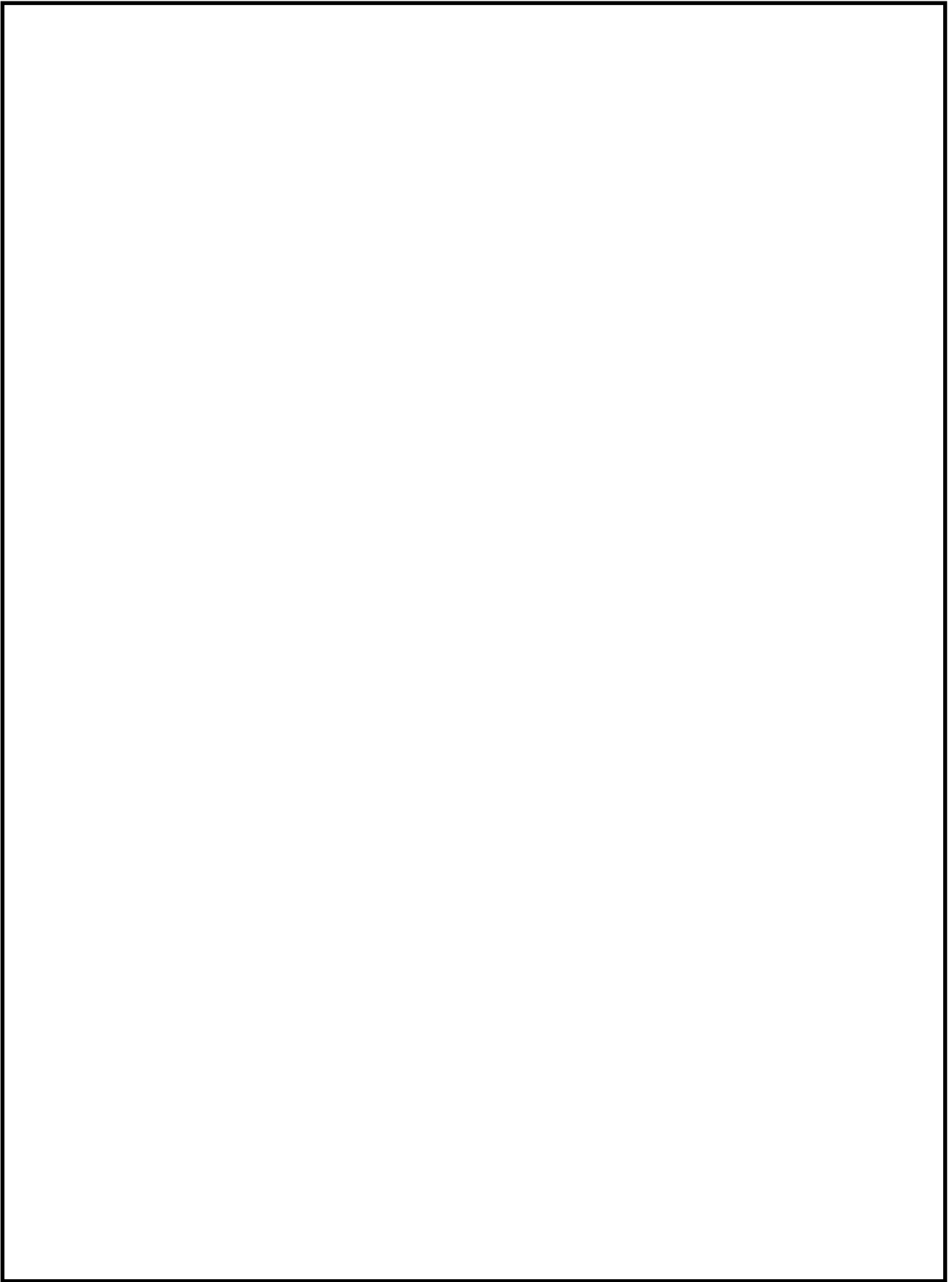



図 57-2-15 配置図（制御建屋  ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

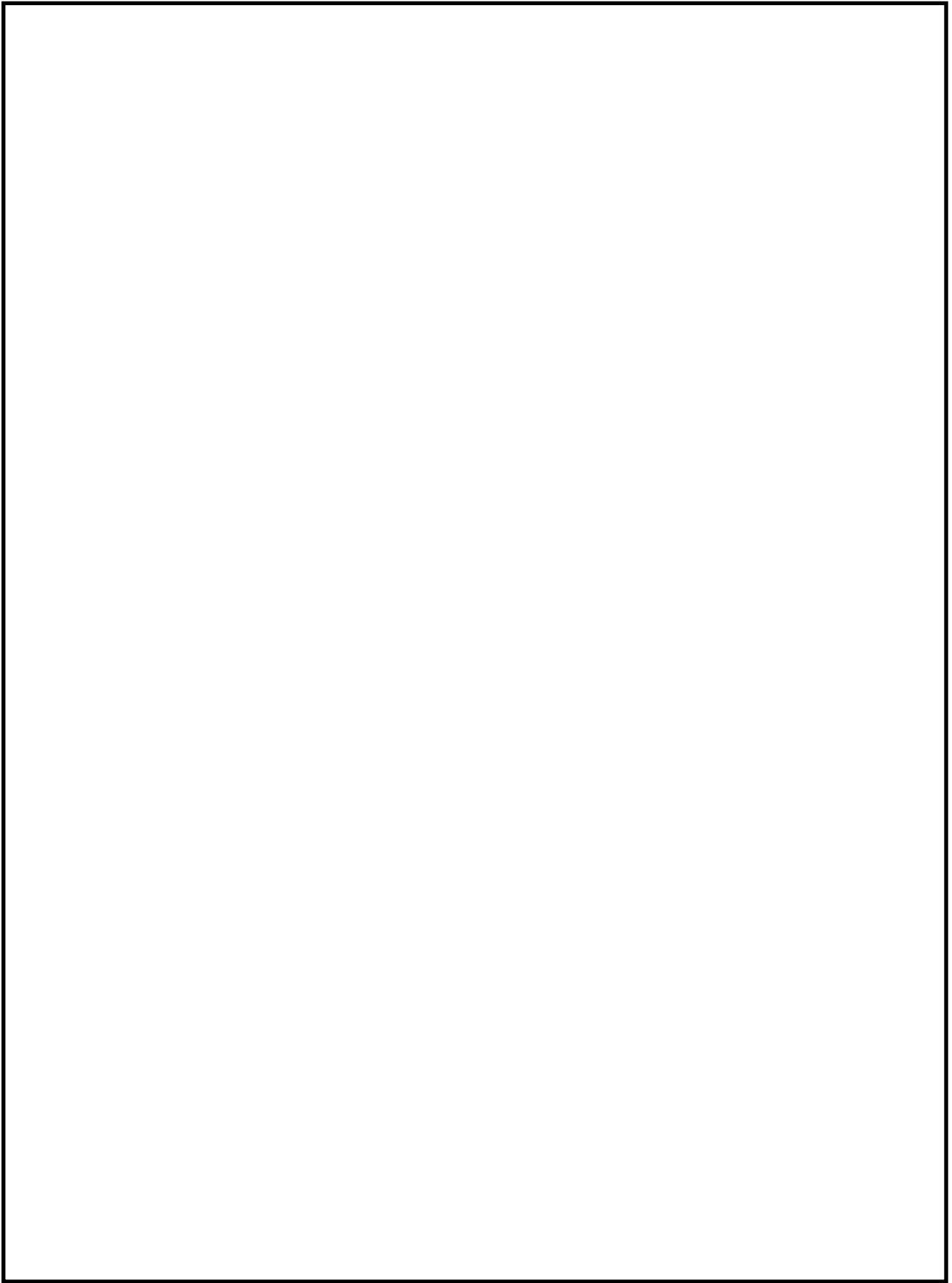



図 57-2-16 配置図（制御建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

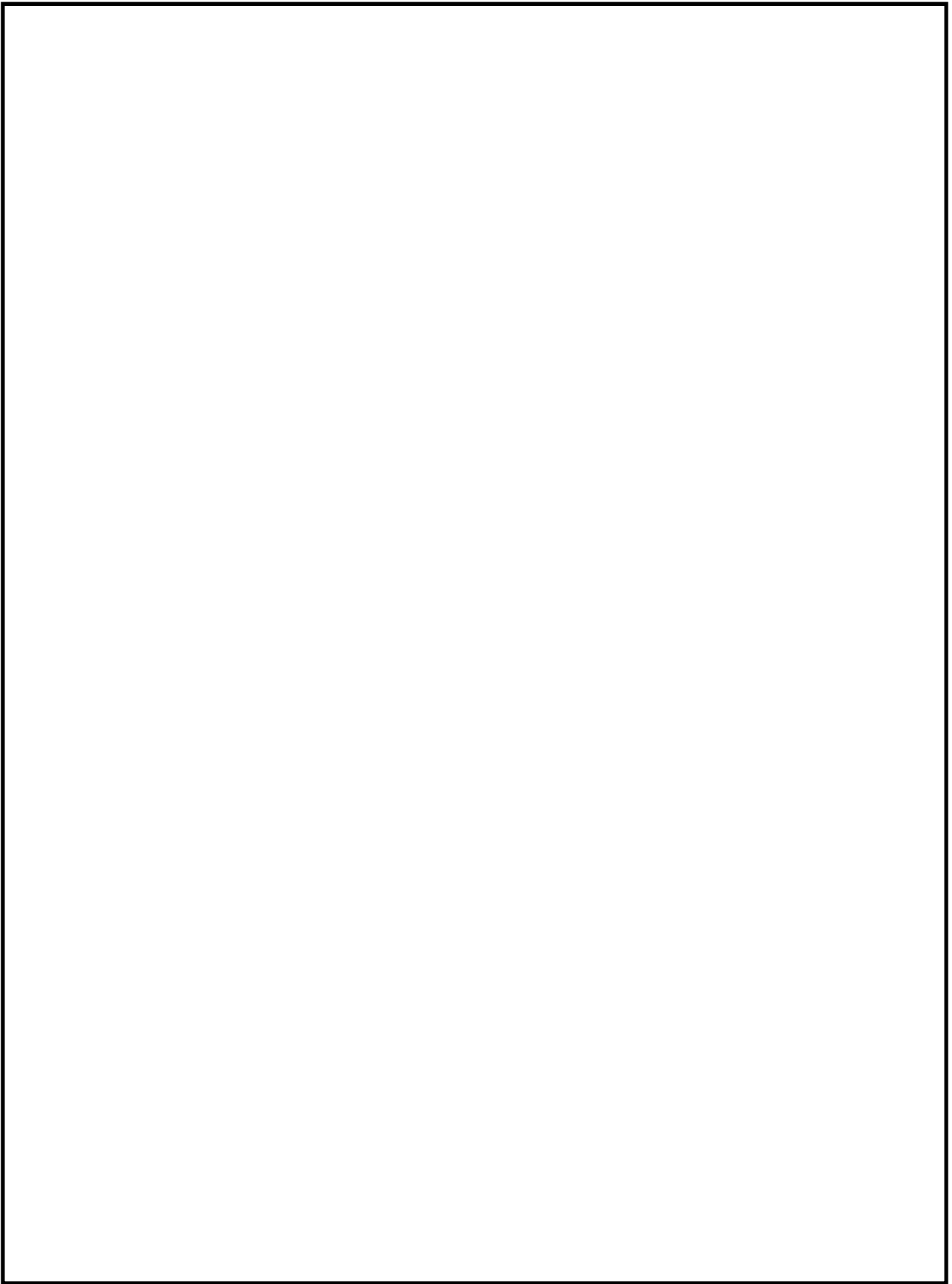


図 57-2-17 配置図（制御建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

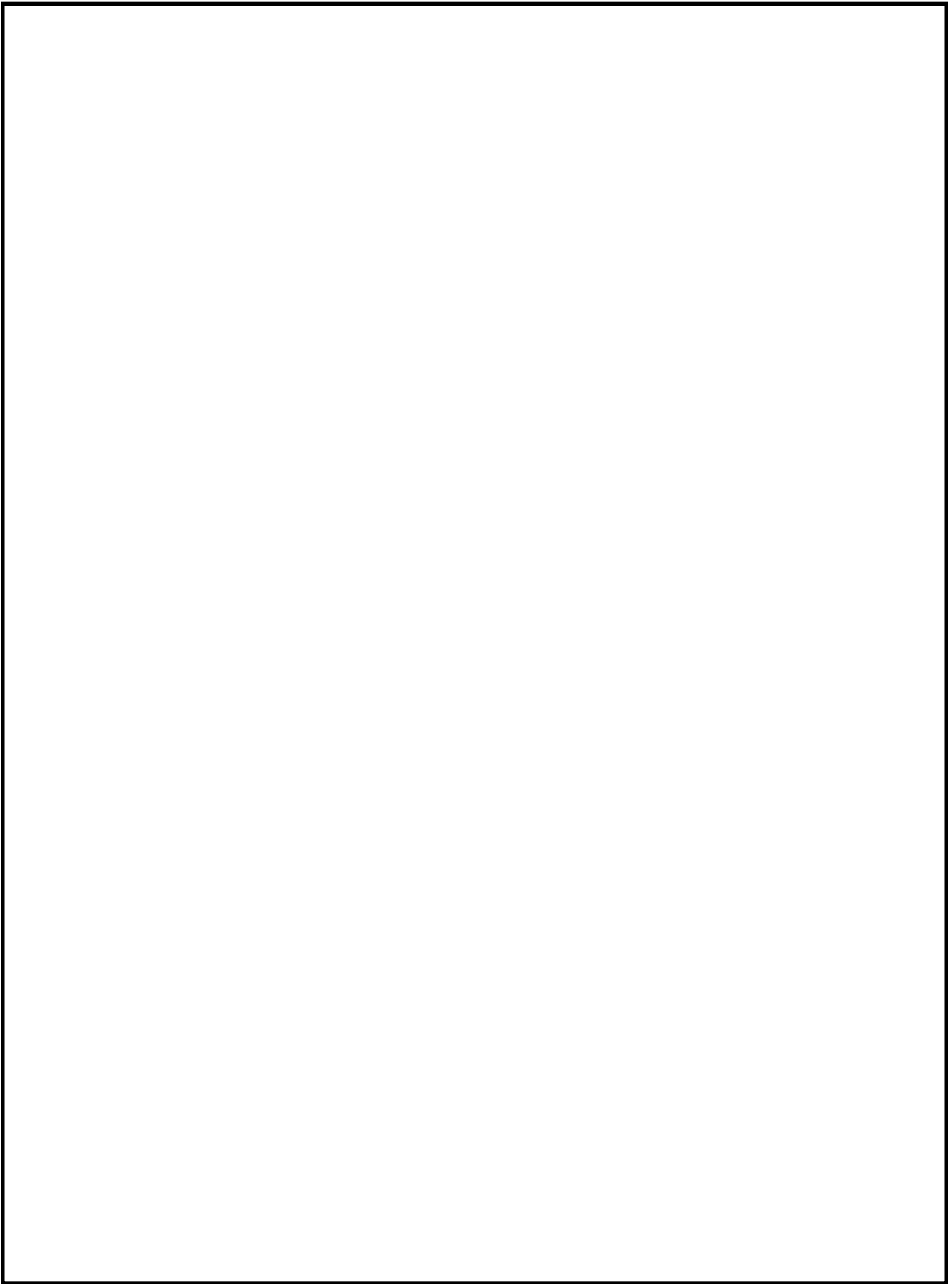


図 57-2-18 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

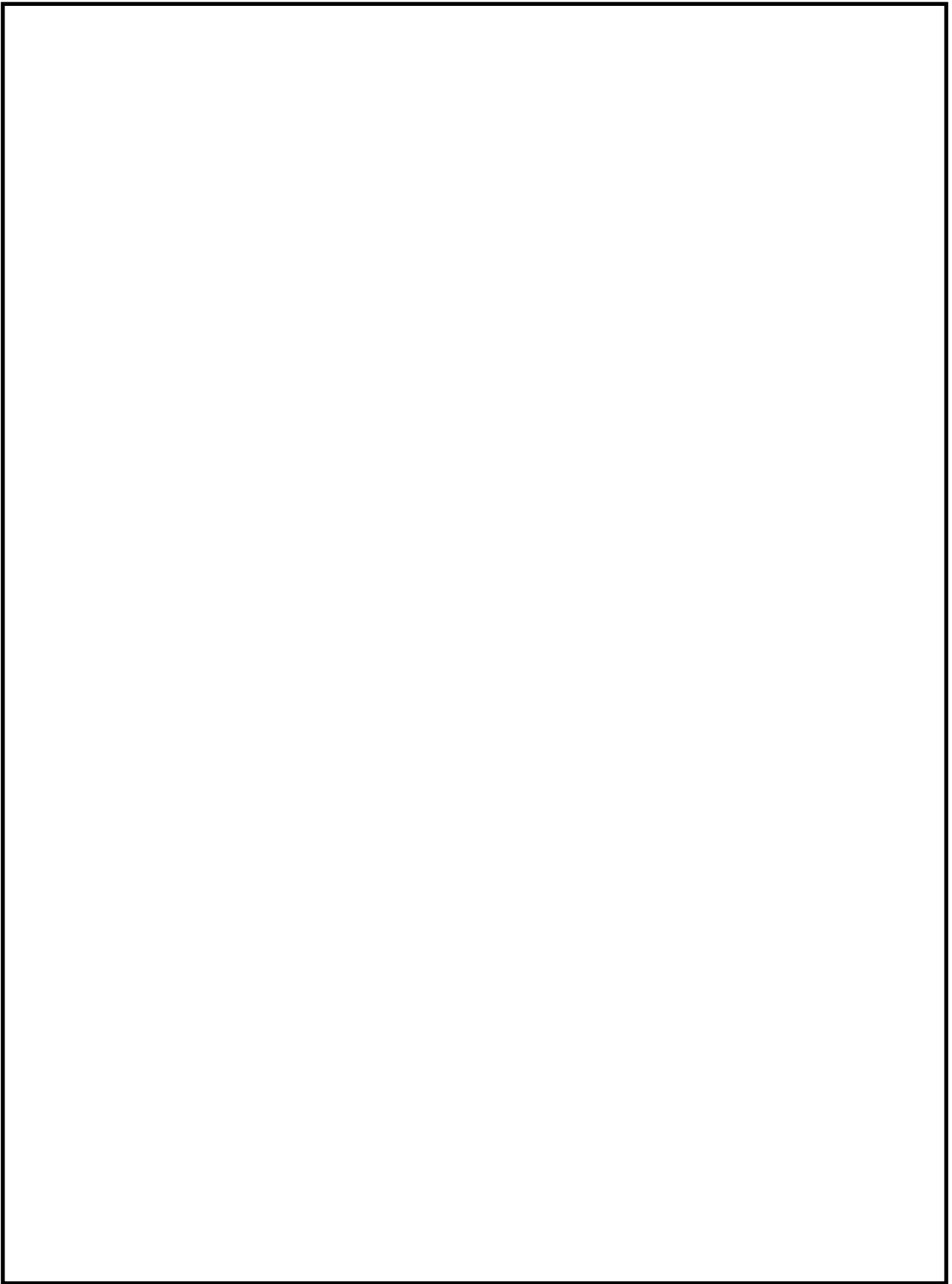


図 57-2-19 配置図（緊急用電気品建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



57-3  
系統図

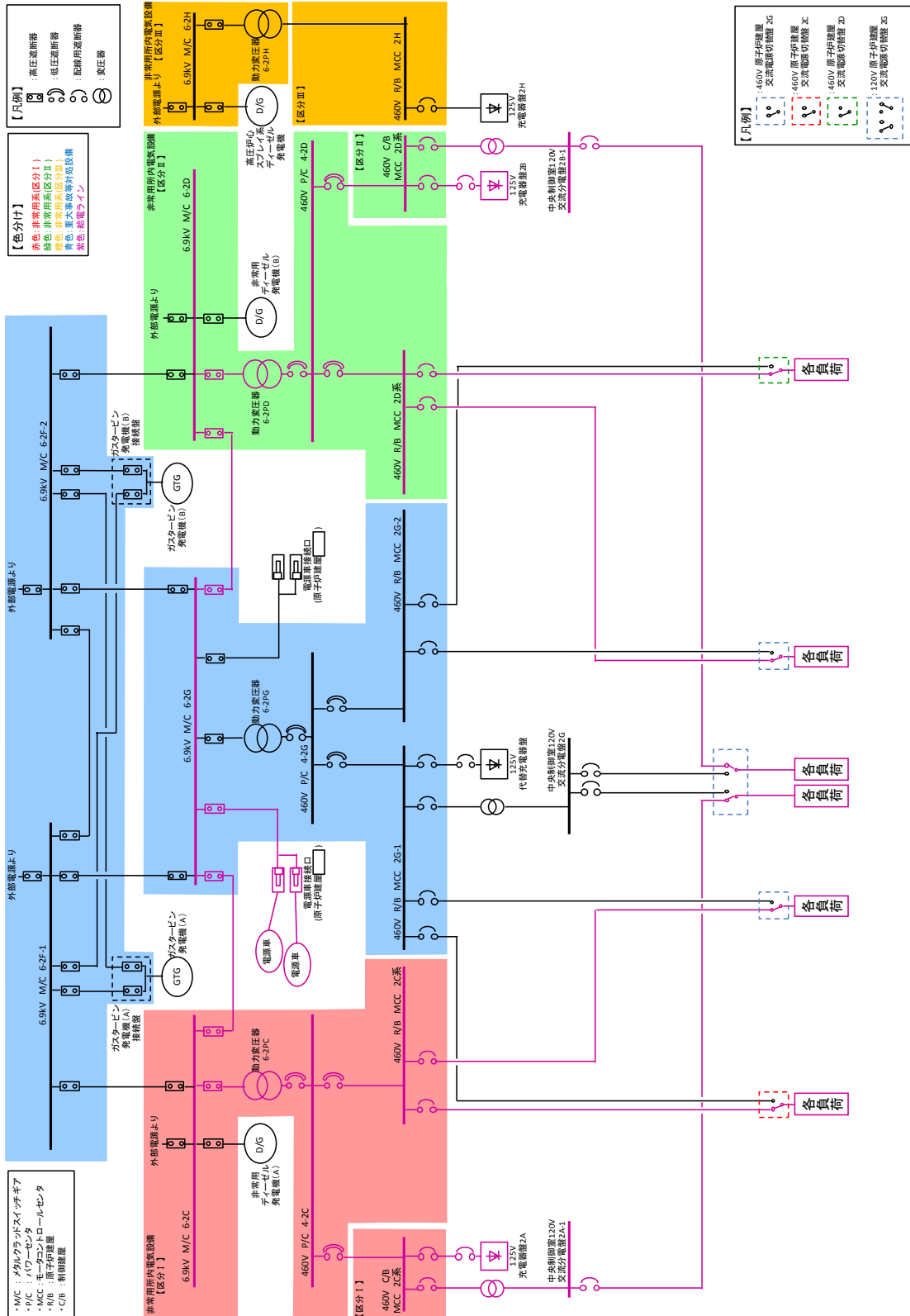


図 57-3-1 可搬型代替交流電源設備系統図  
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

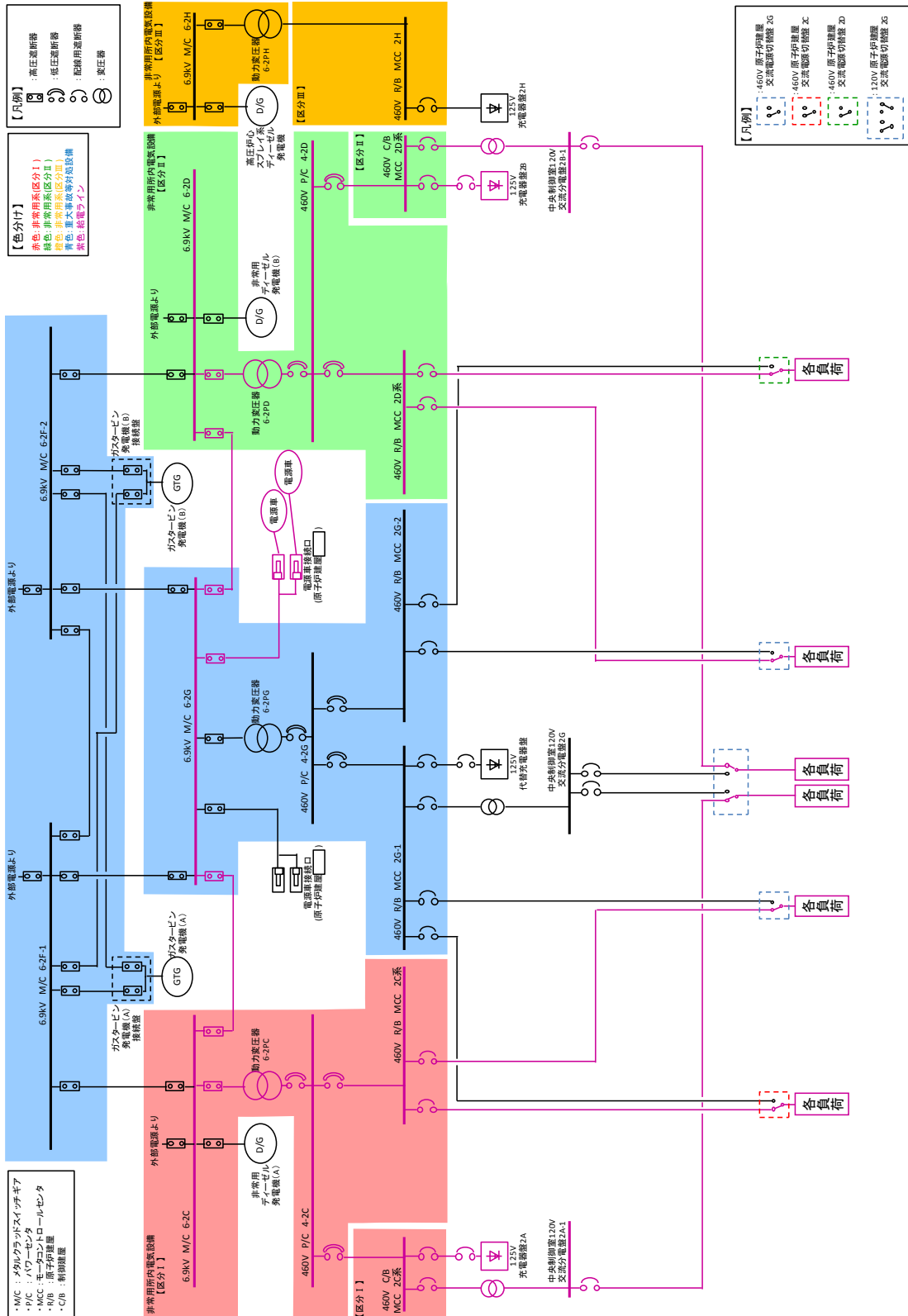


図 57-3-2 可搬型代替交流電源設備系統図  
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋         )  
 ～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

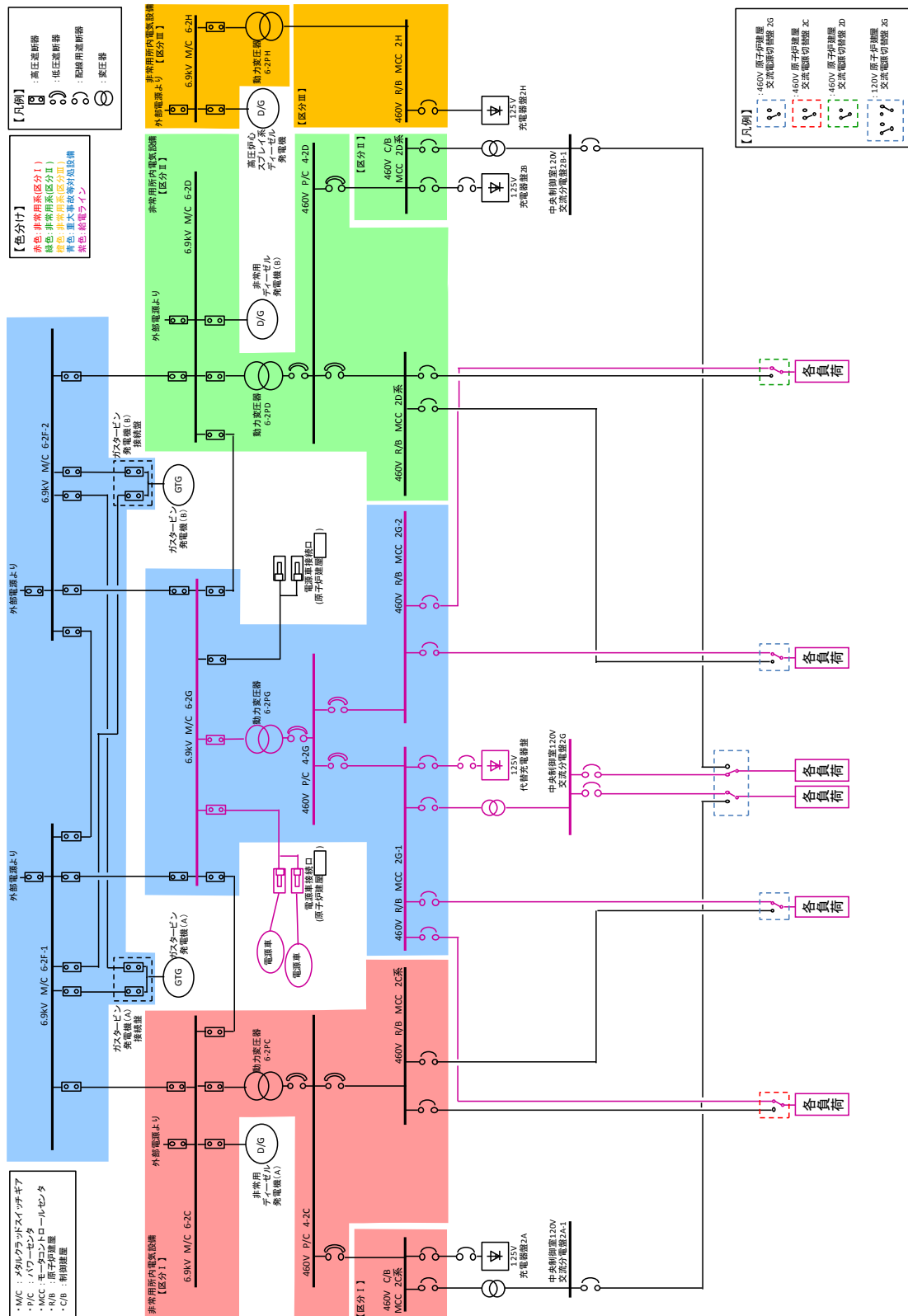


図 57-3-3 可搬型代替交流電源設備系統図  
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋 □)  
 ～緊急用低圧母線 2G 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

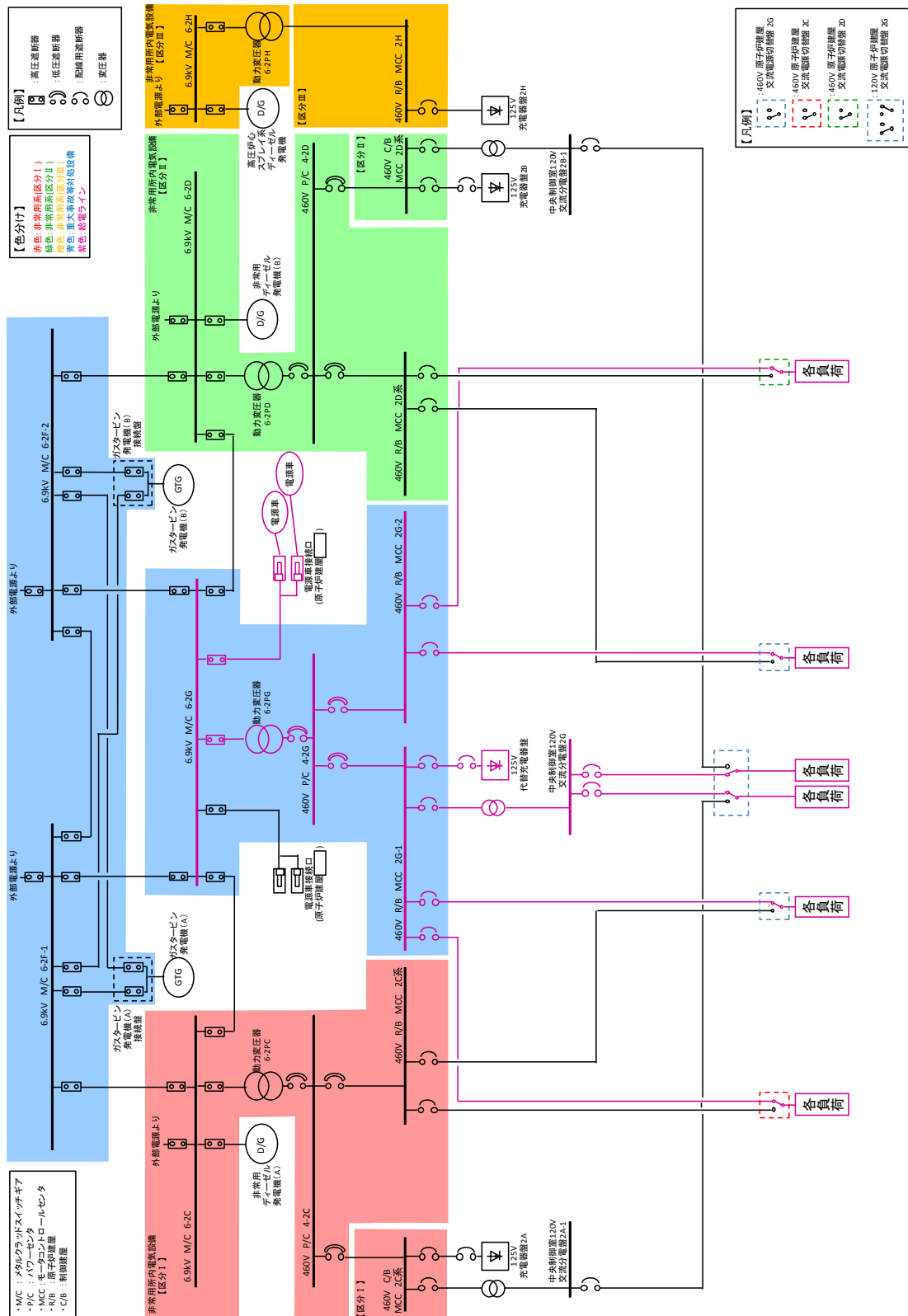


図 57-3-4 可搬型代替交流電源設備系統図  
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

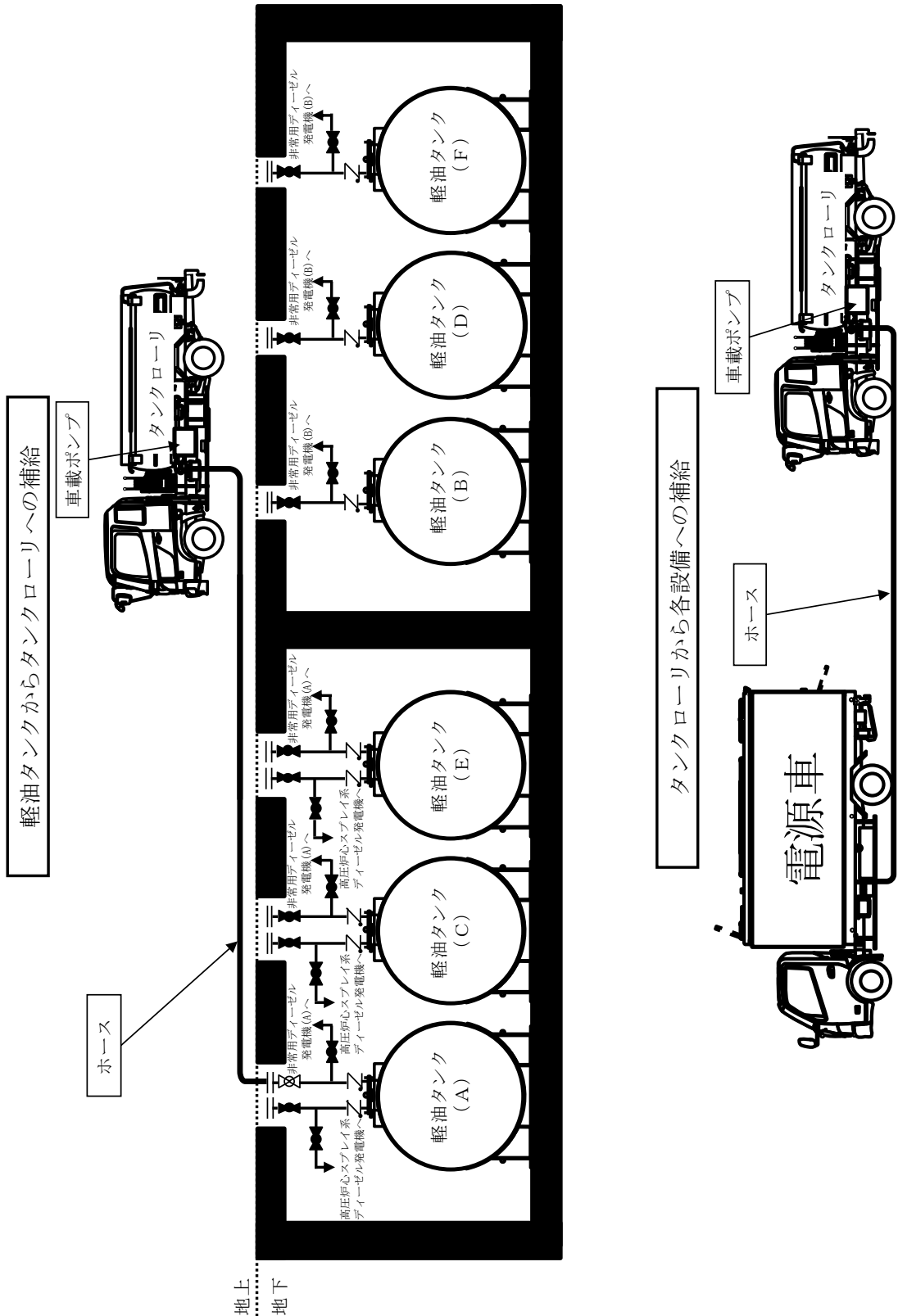
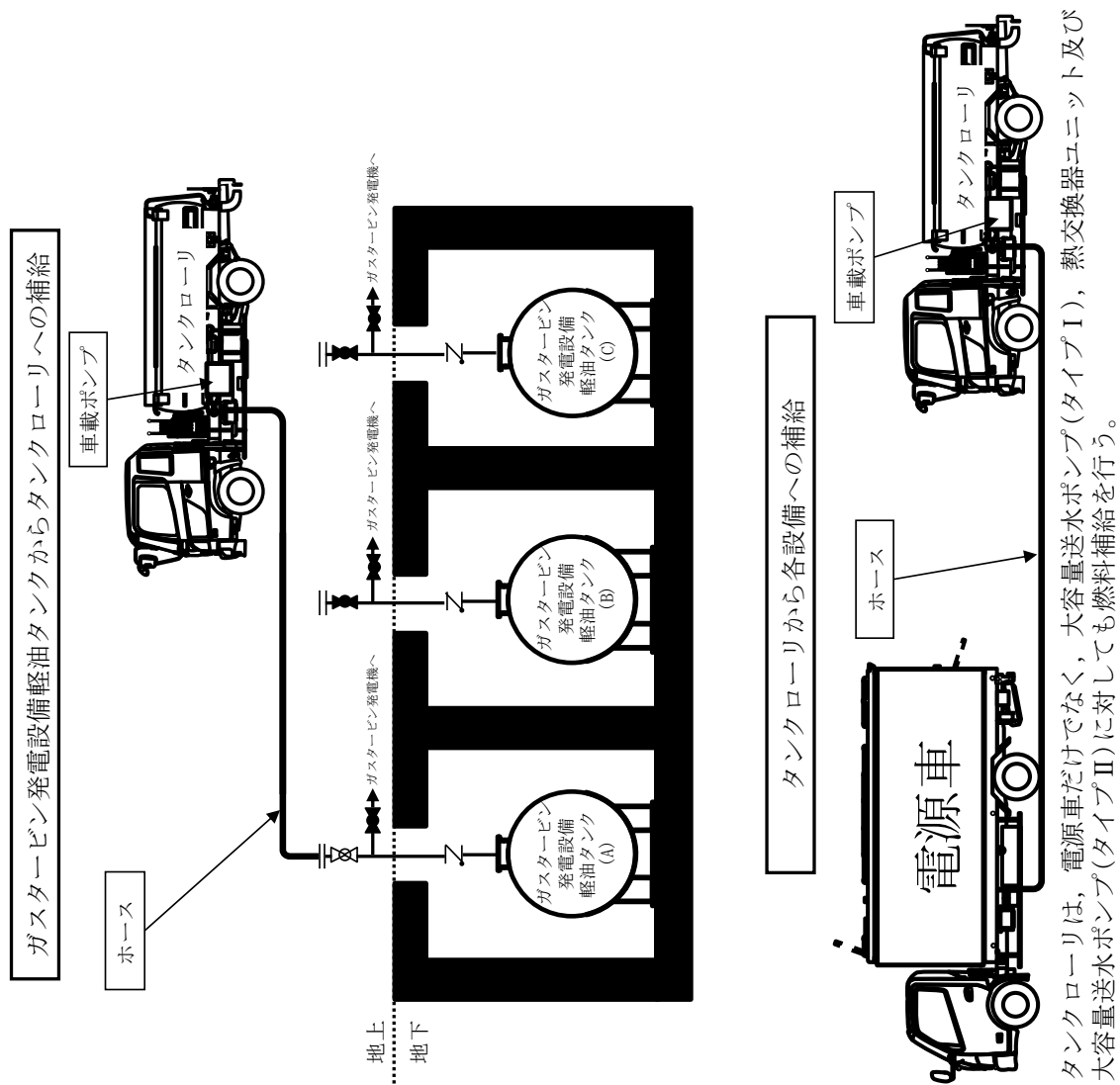


図 57-3-5 可搬型代替交流電源設備系統図  
(燃料移送系 (軽油タンク))

タンクローリは、電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプI), 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプII)に対しても燃料補給を行う。



タンクローリは、電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプI)、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプII)に対しても燃料補給を行う。

図 57-3-6 可搬型代替交流電源設備系統図  
(燃料移送系 (ガスタービン発電設備軽油タンク))

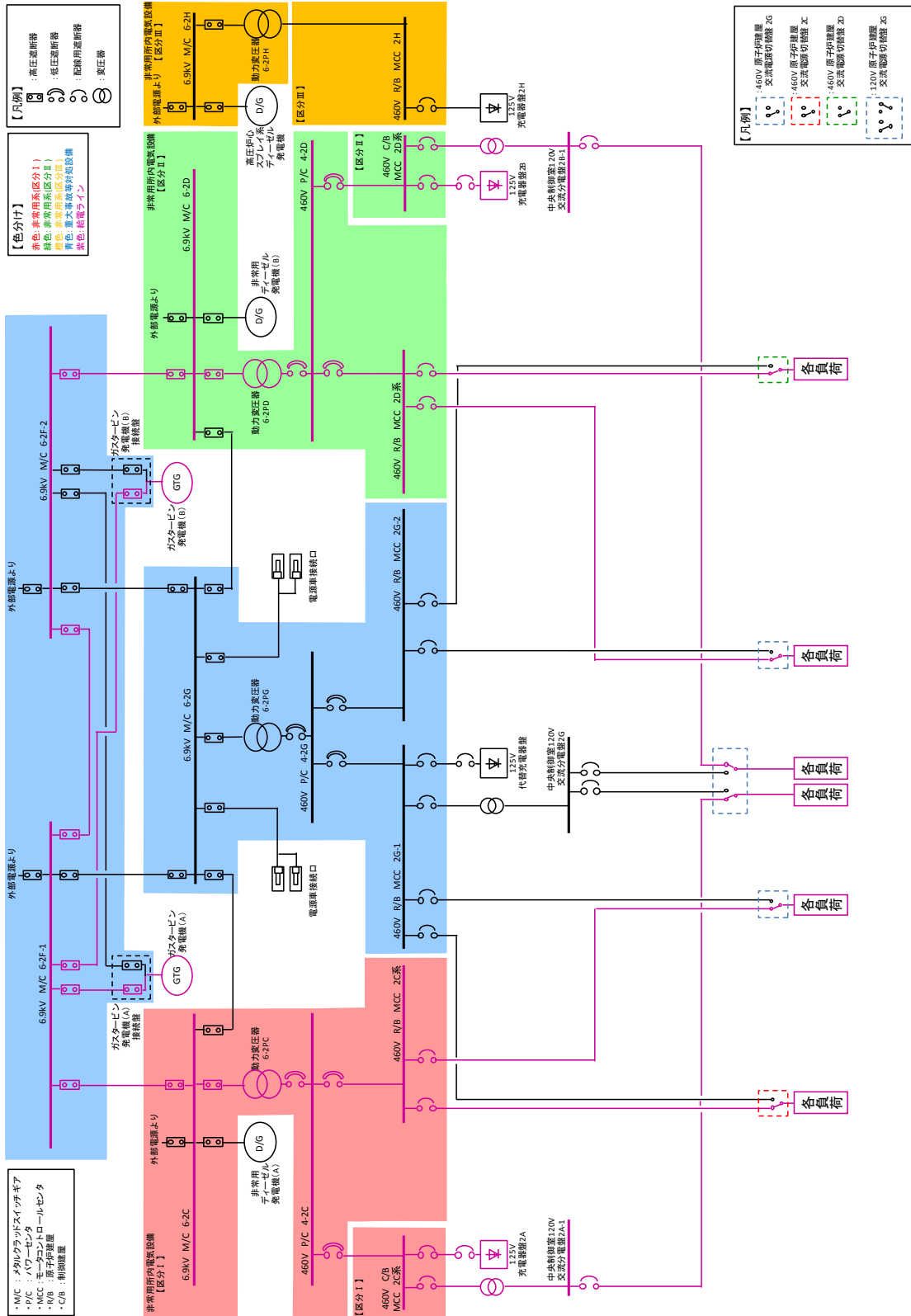


図 57-3-7 常設代替交流電源設備系統図  
 (ガスタービン発電機～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路)



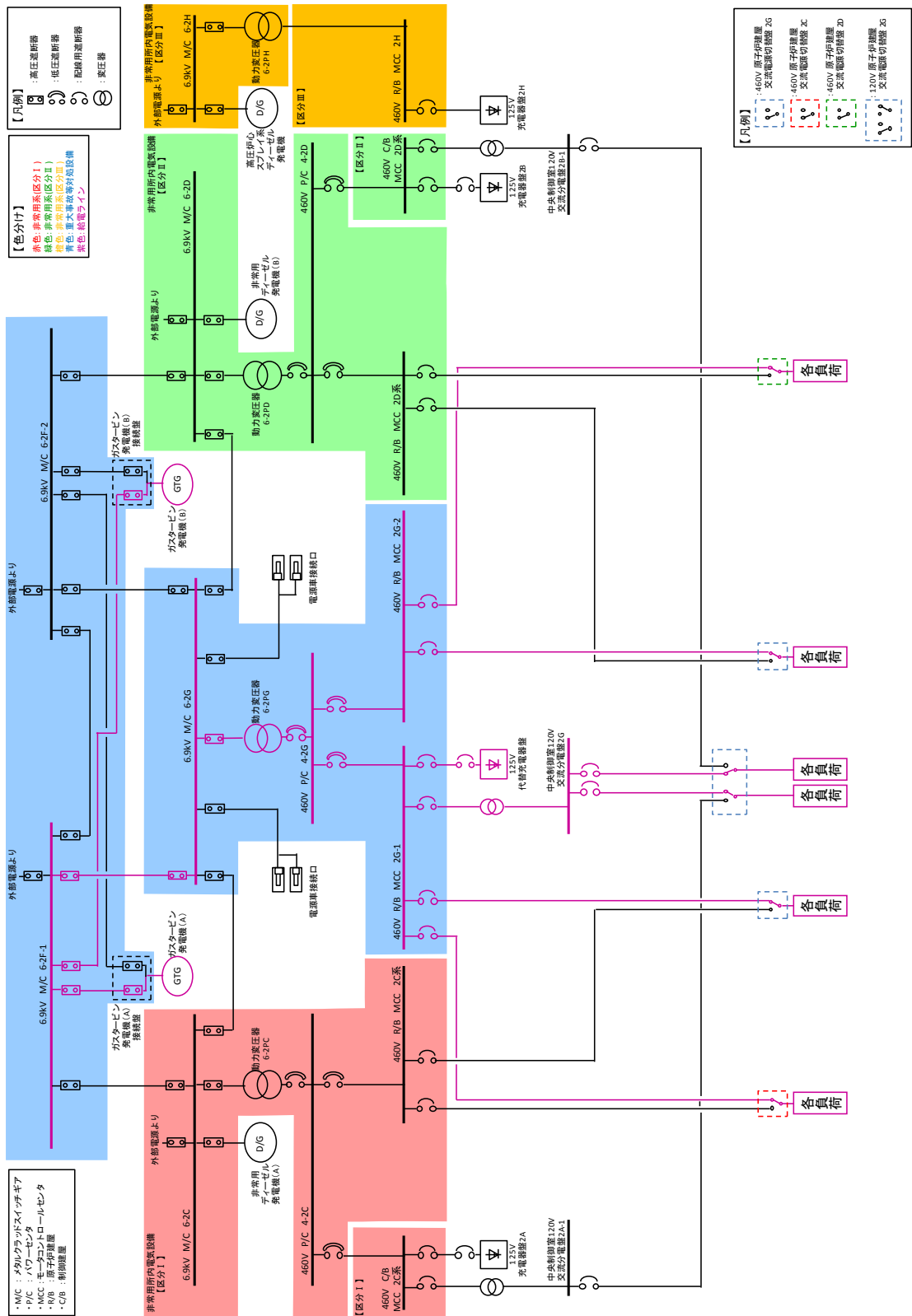


図 57-3-8 常設代替交流電源設備系統図  
(ガスタービン発電機～緊急用低圧母線 2G 系電路)

— : 使用時系統

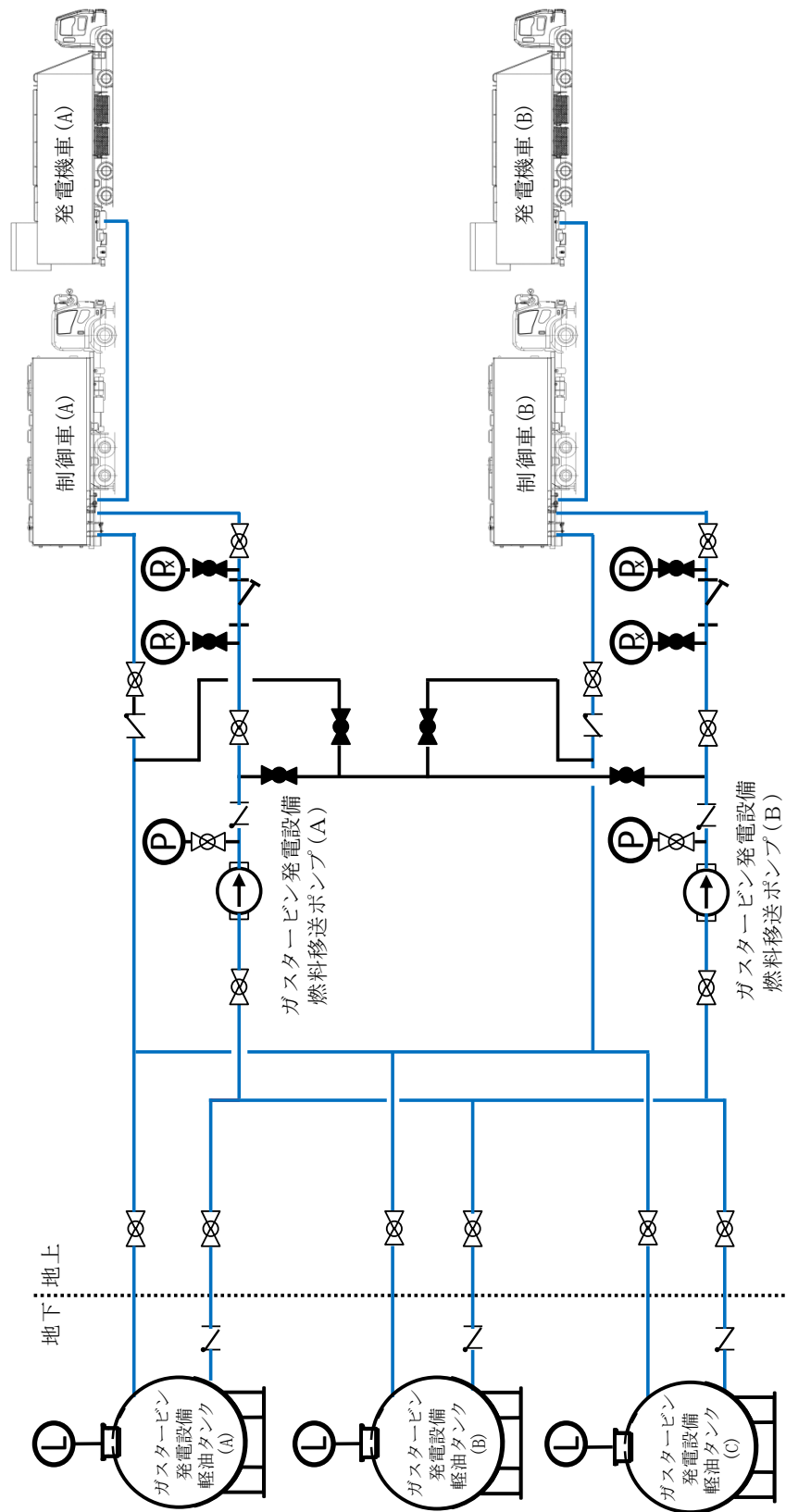


図 57-3-9 常設代替交流電源設備系統図  
(ガスタービン発電設備燃料移送系)

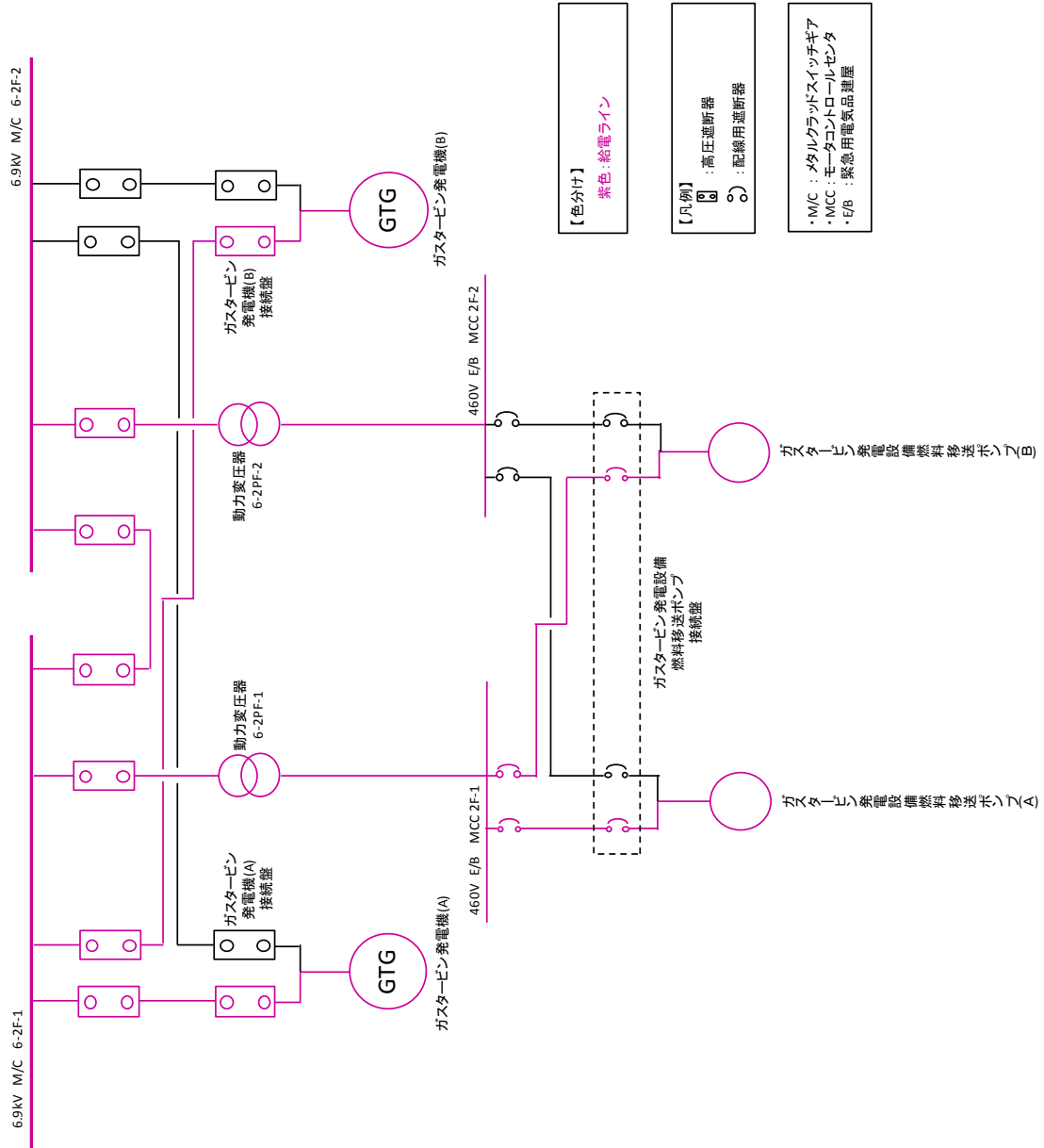


図 57-3-10 常設代替交流電源設備系統図  
(ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ電源)

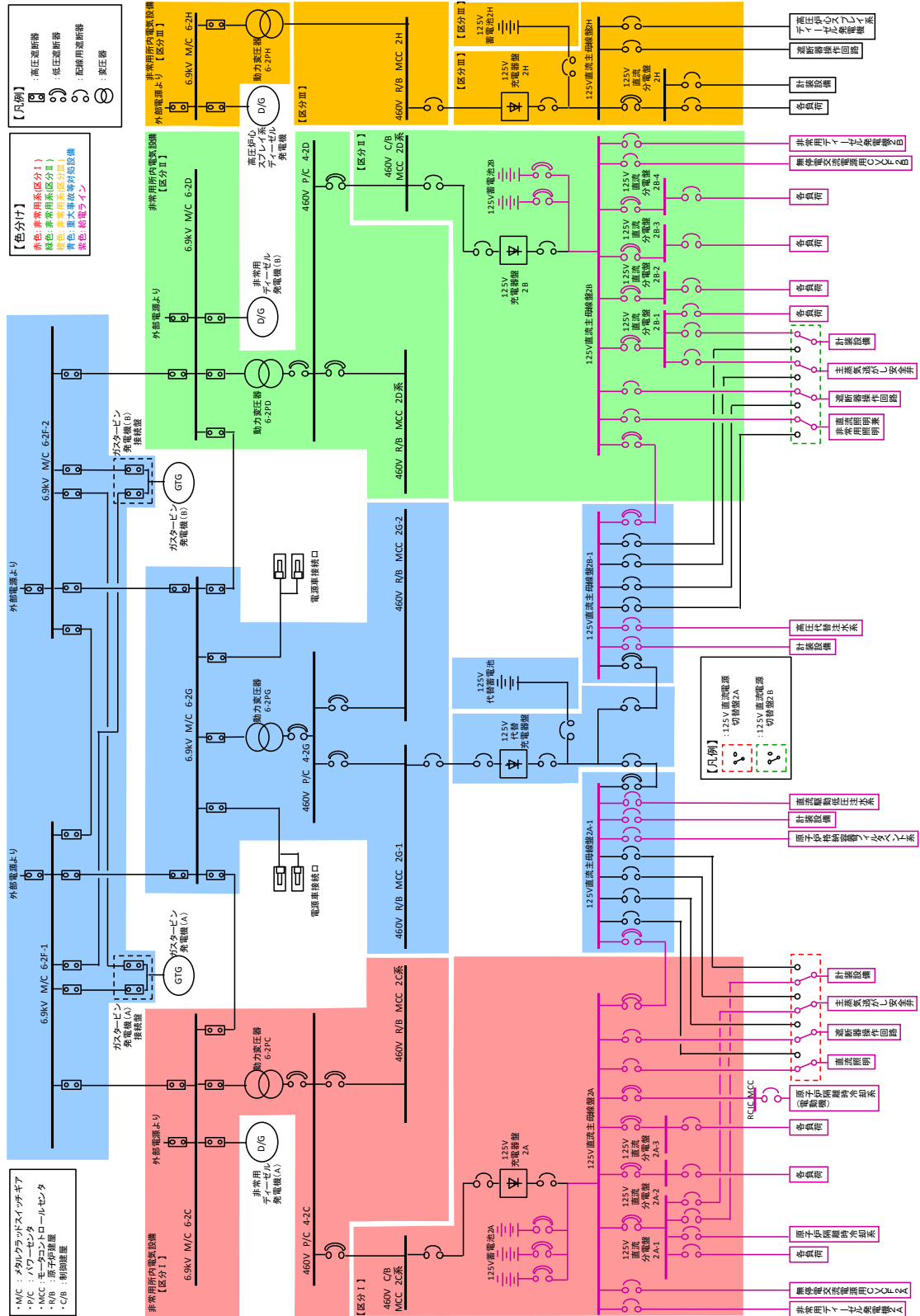


図 57-3-11 所内常設蓄電式直流電源設備系統図  
(全交流動力電源喪失直後～1 時間後)

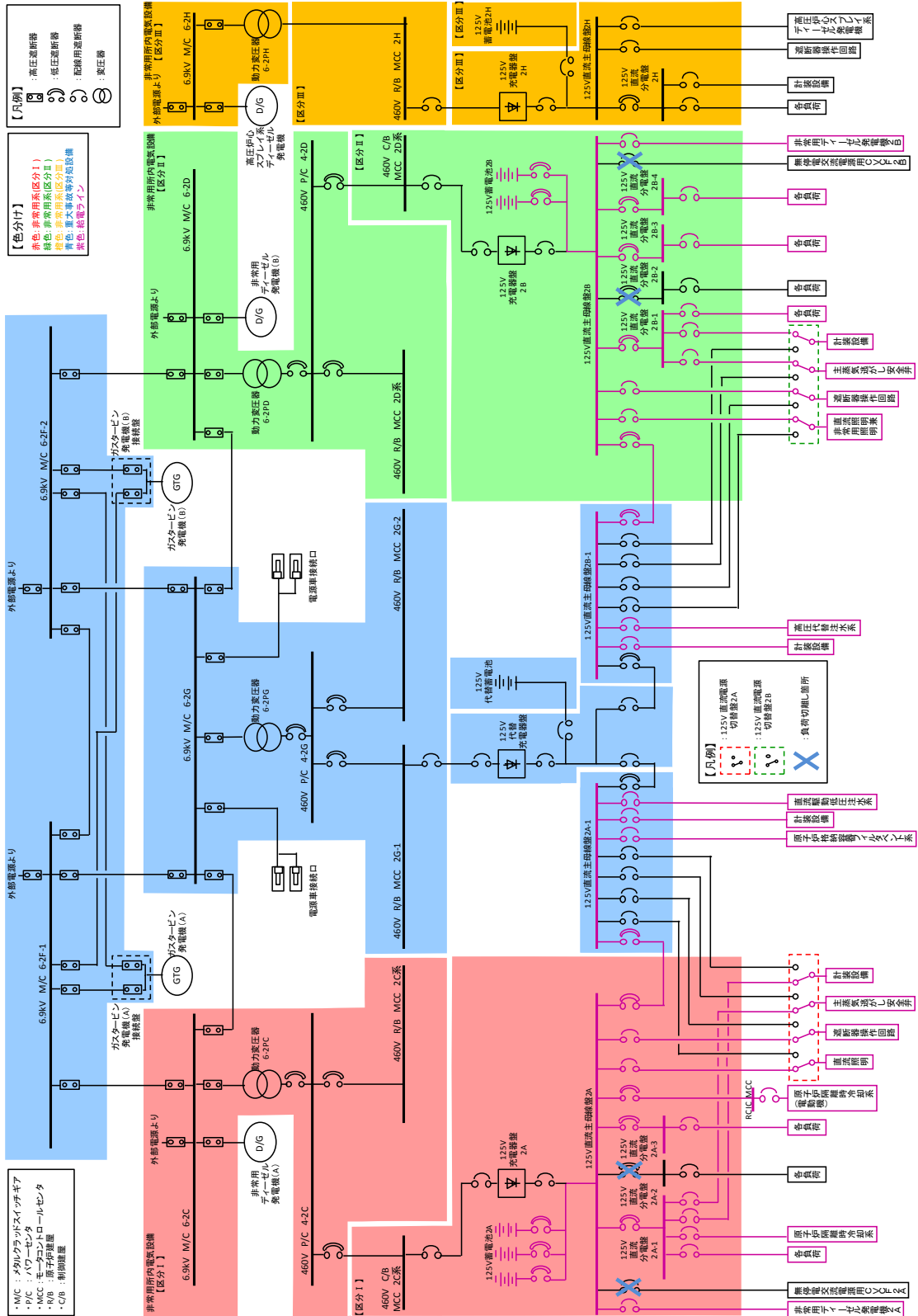


図 57-3-12 所内常設蓄電式直流電源設備系統図  
 (全交流動力電源喪失 1 時間後～8 時間後)

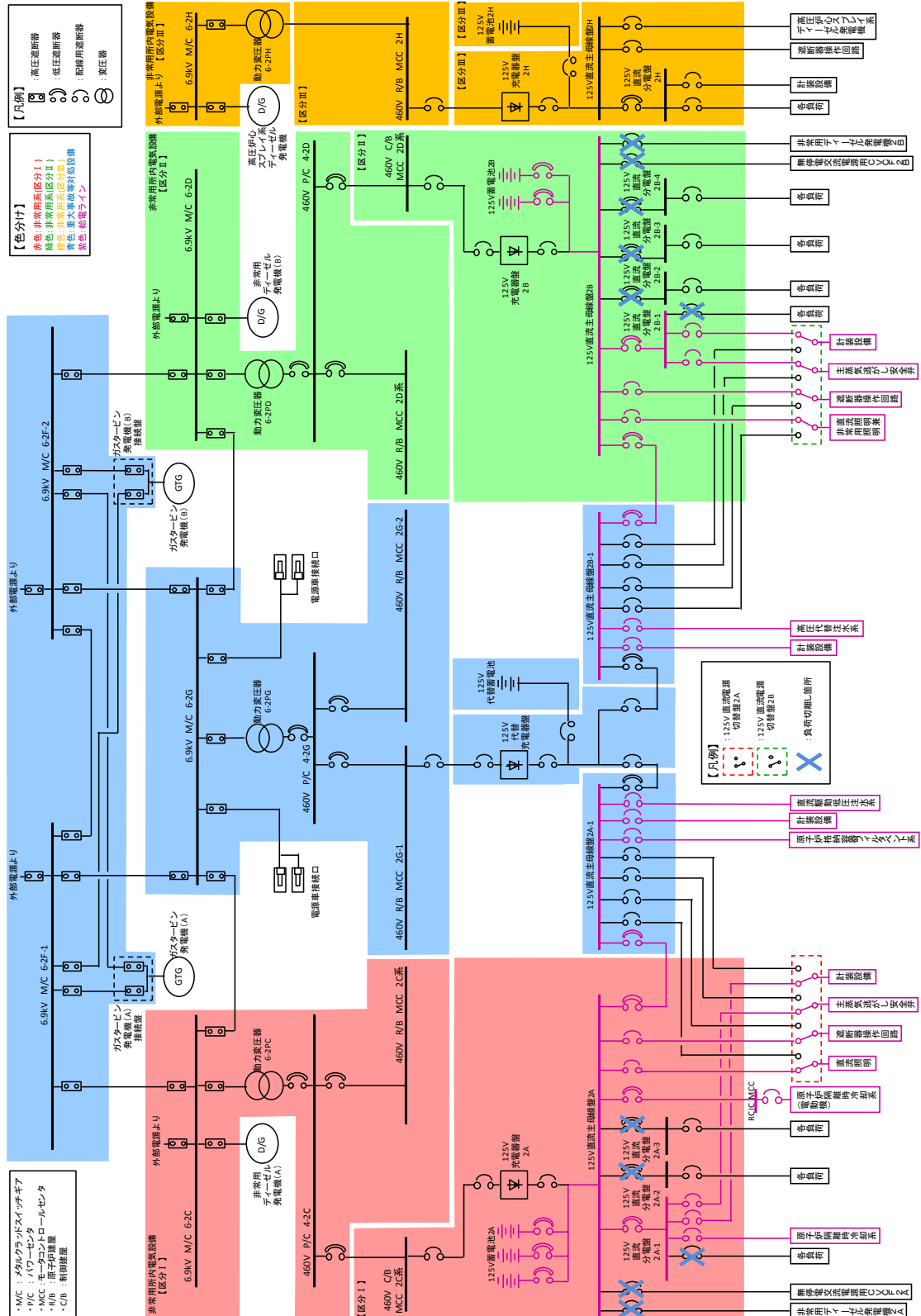


図 57-3-13 所内常設蓄電式直流電源設備系統図  
(全交流動力電源喪失 8 時間後～24 時間後)

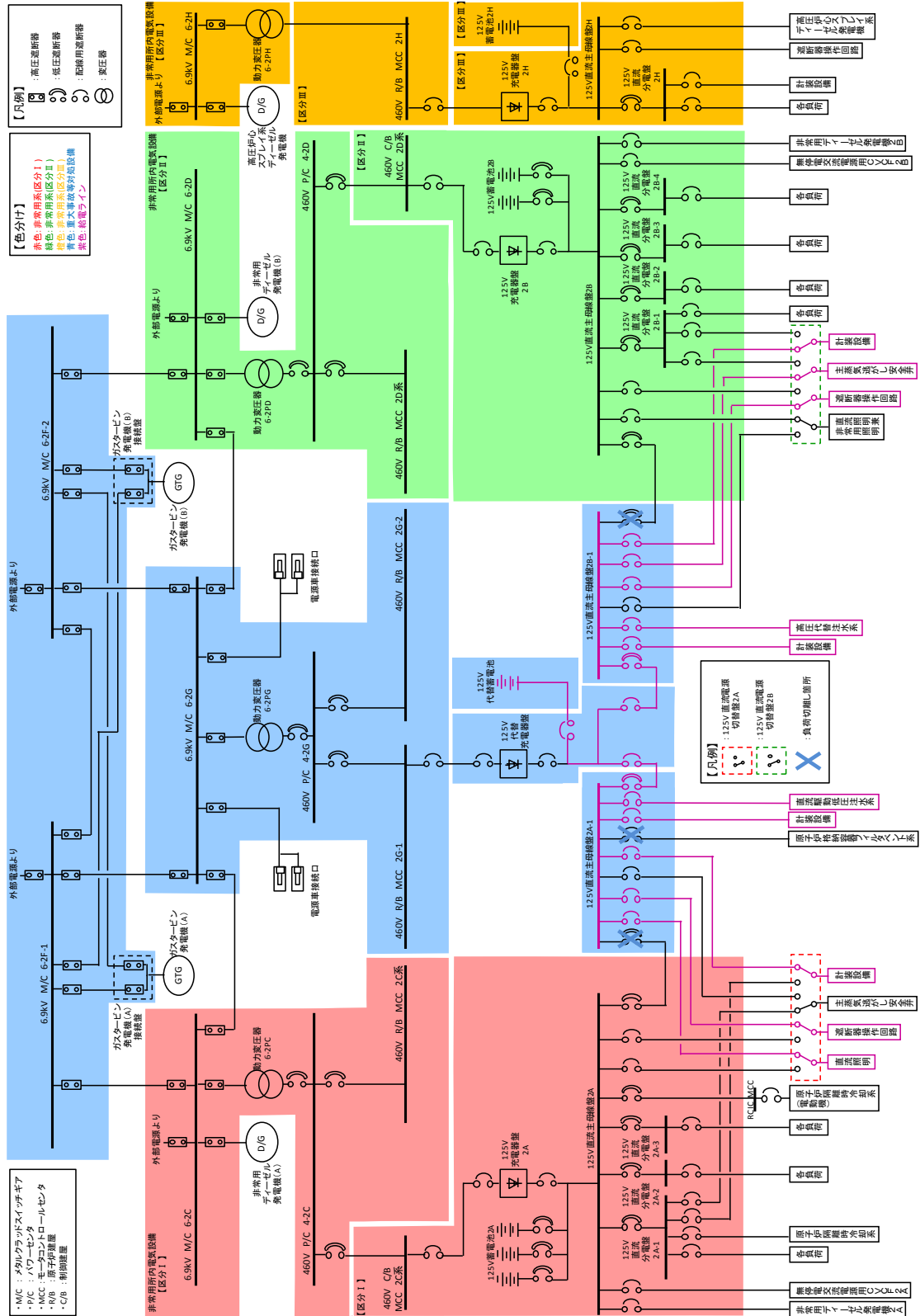


図 57-3-14 常設代替直流電源設備系統図 (125V 系統)  
(全交流動力電源喪失直後～8 時間後)

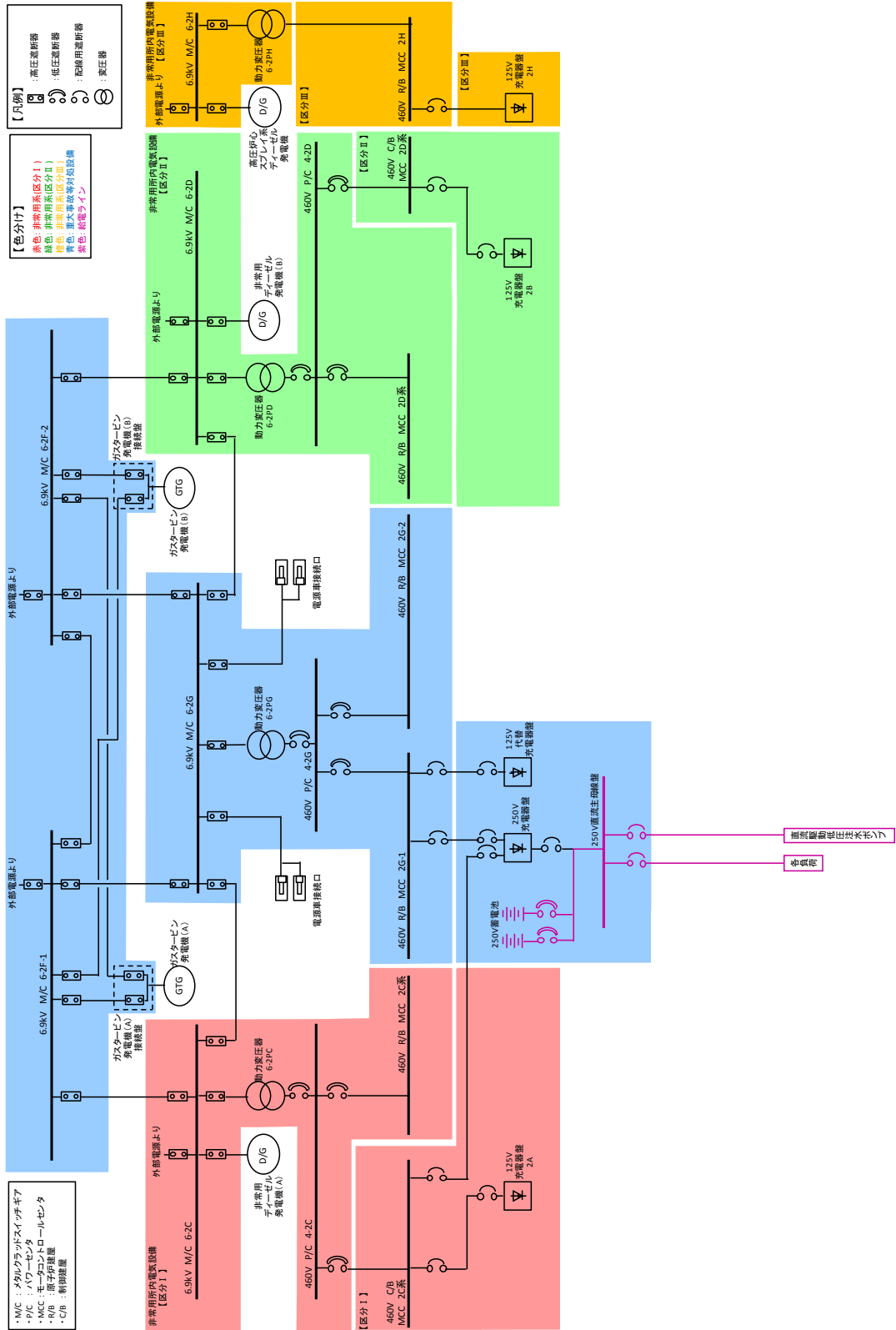


図 57-3-15 常設代替直流電源設備系統図 (250V 系統)  
 (全交流動力電源喪失直後～1 時間後)



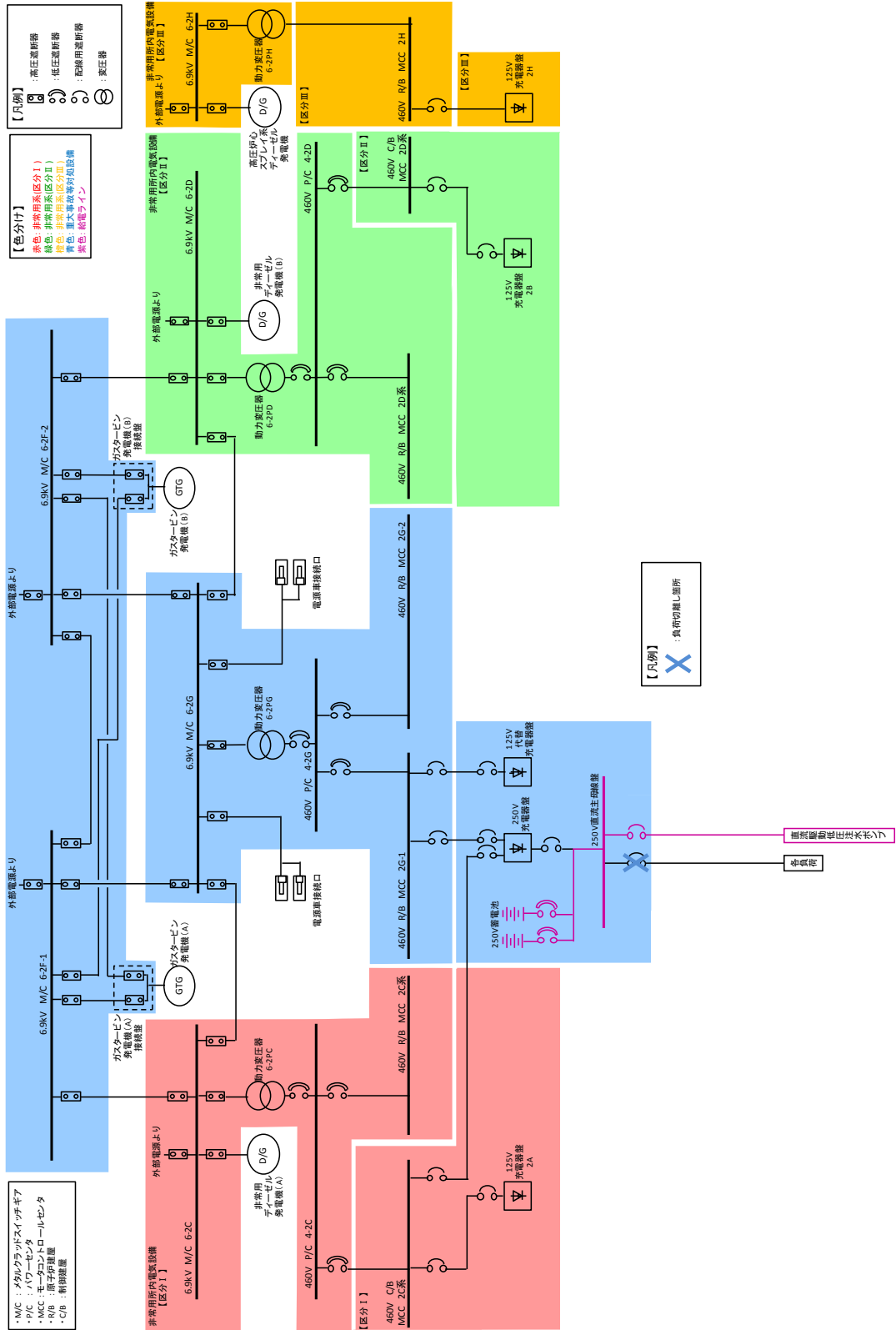


図 57-3-16 常設代替直流電源設備系統図 (250V 系統)  
(全交流動力電源喪失 1 時間後～24 時間後)

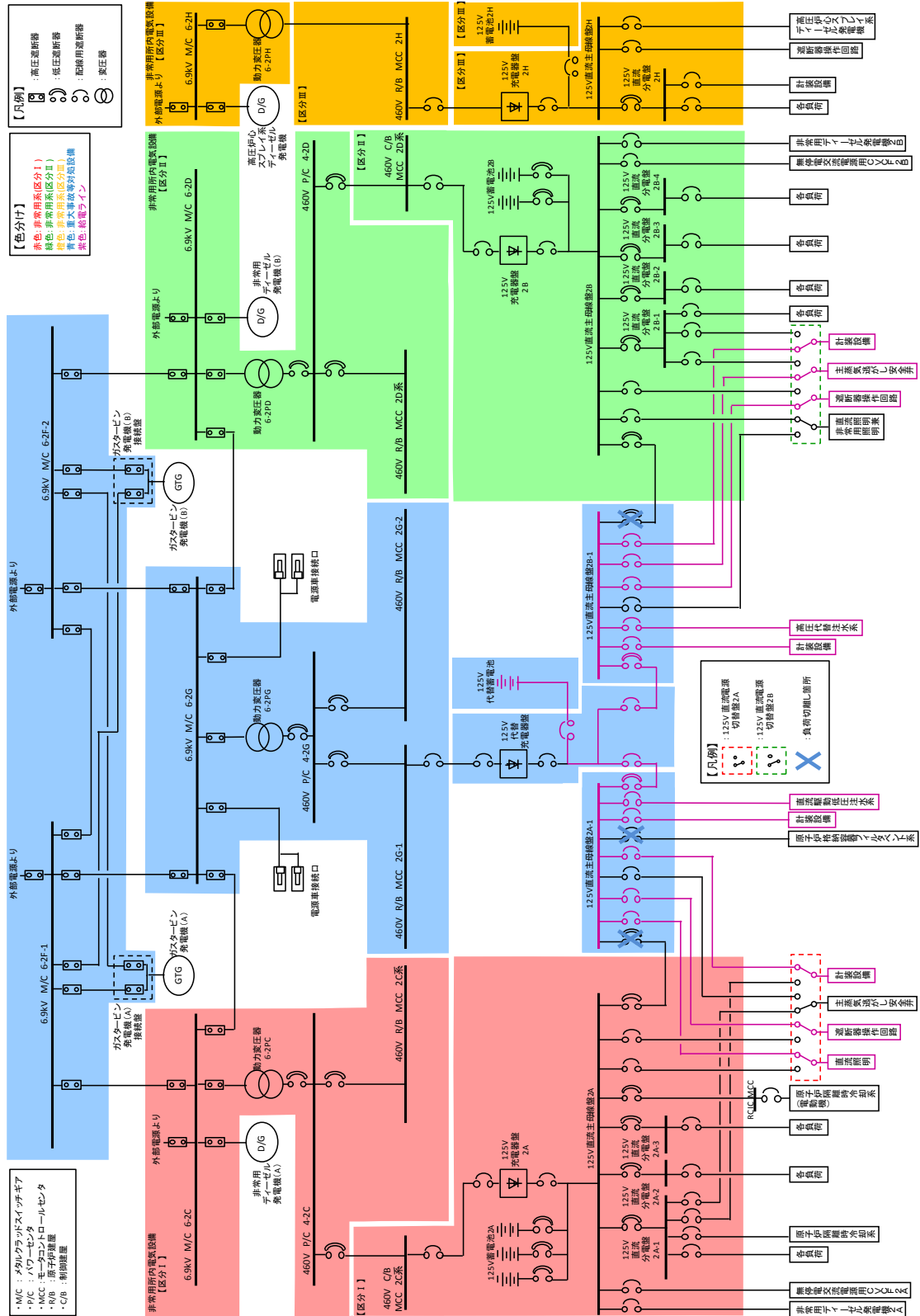


図 57-3-17 可搬型代替直流電源設備系統図 (125V 系統)  
 (全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失直後～8 時間後)

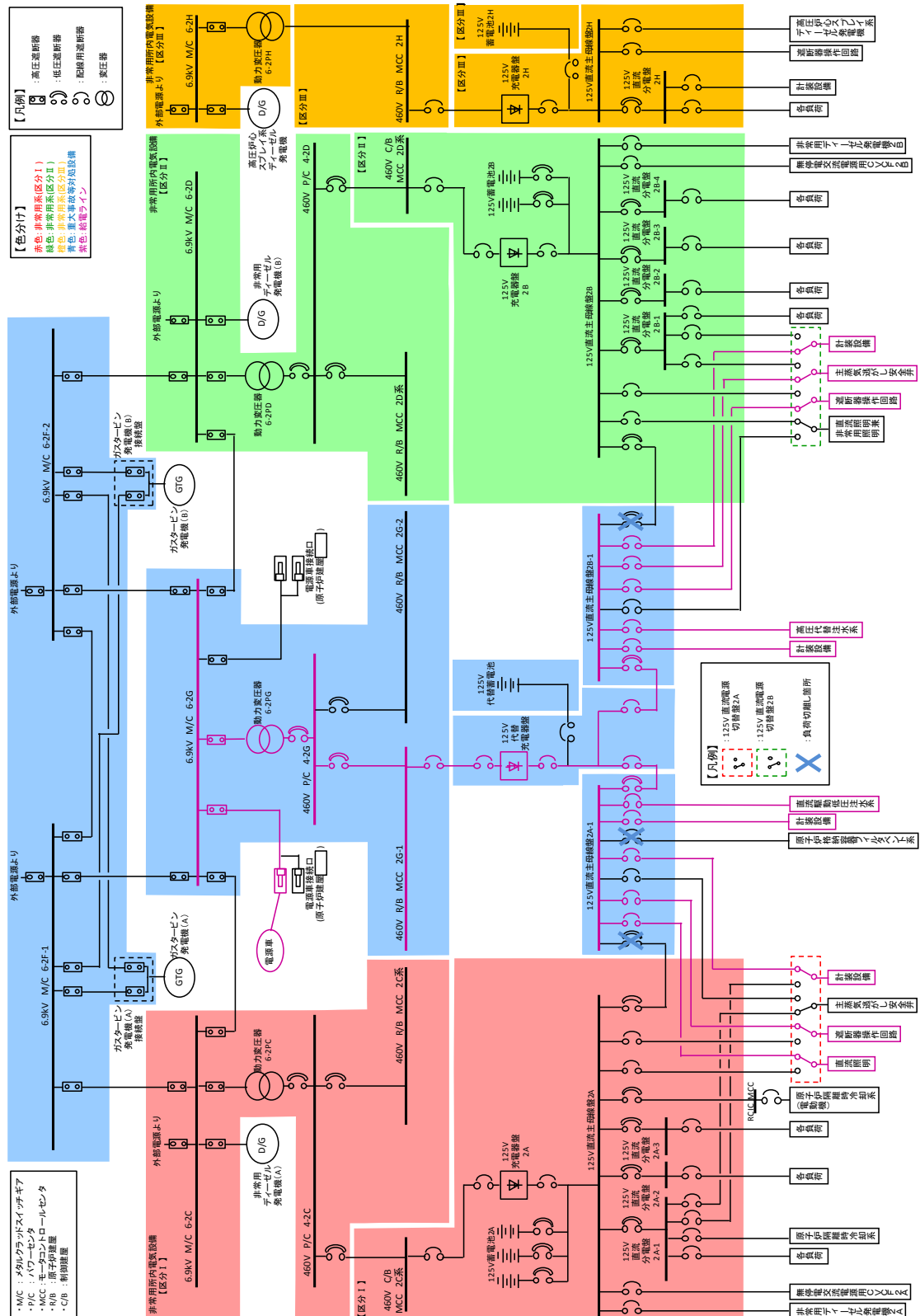


図 57-3-18 可搬型代替直流電源設備系統図 (125V 系統)

(全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失 8 時間後～24 時間後)

(電源車接続口 (原子炉建屋         ) 接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

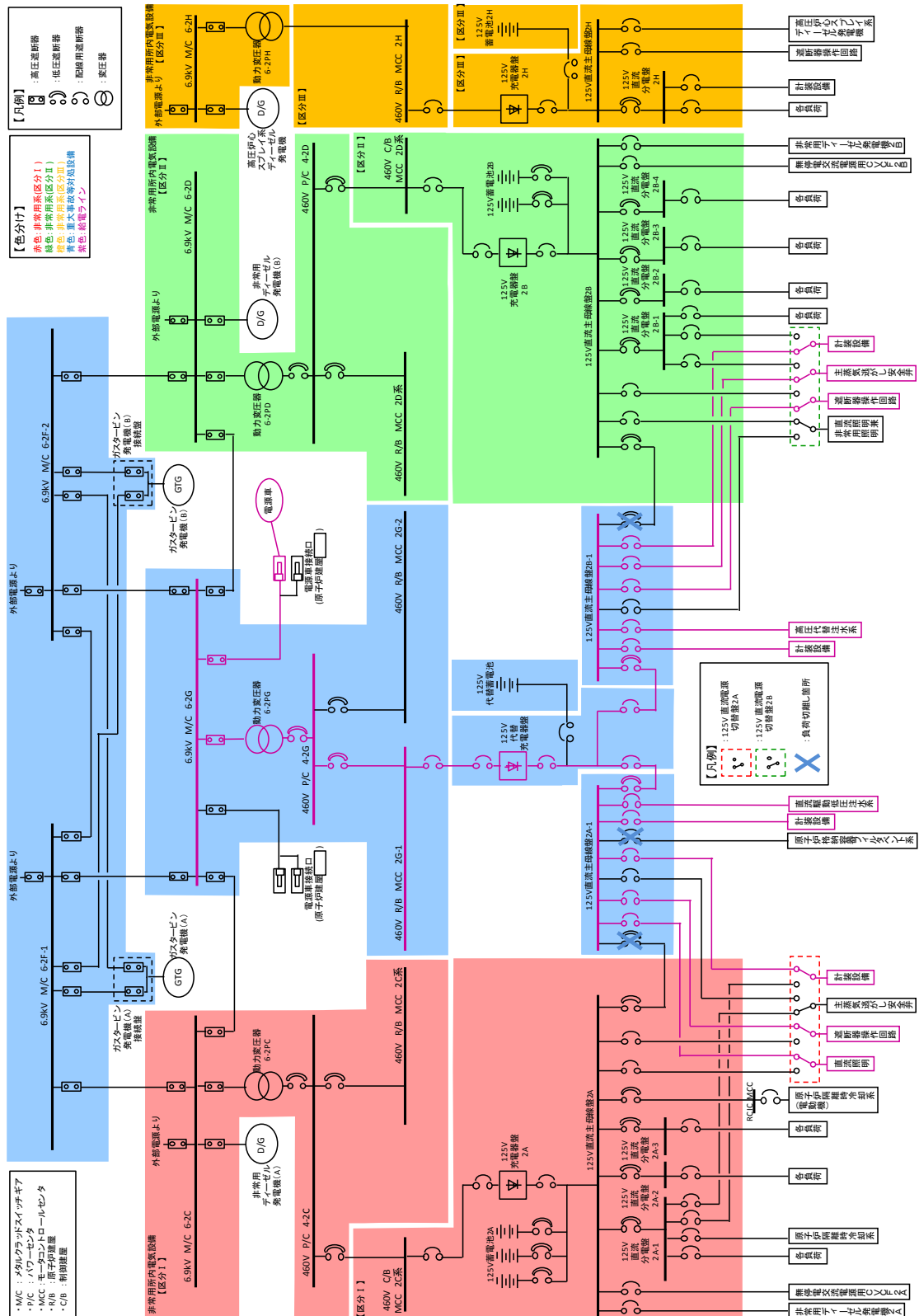


図 57-3-19 可搬型代替直流電源設備系統図 (125V 系統)

(全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失 8 時間後～24 時間後)

(電源車接続口 (原子炉建屋 □) 接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

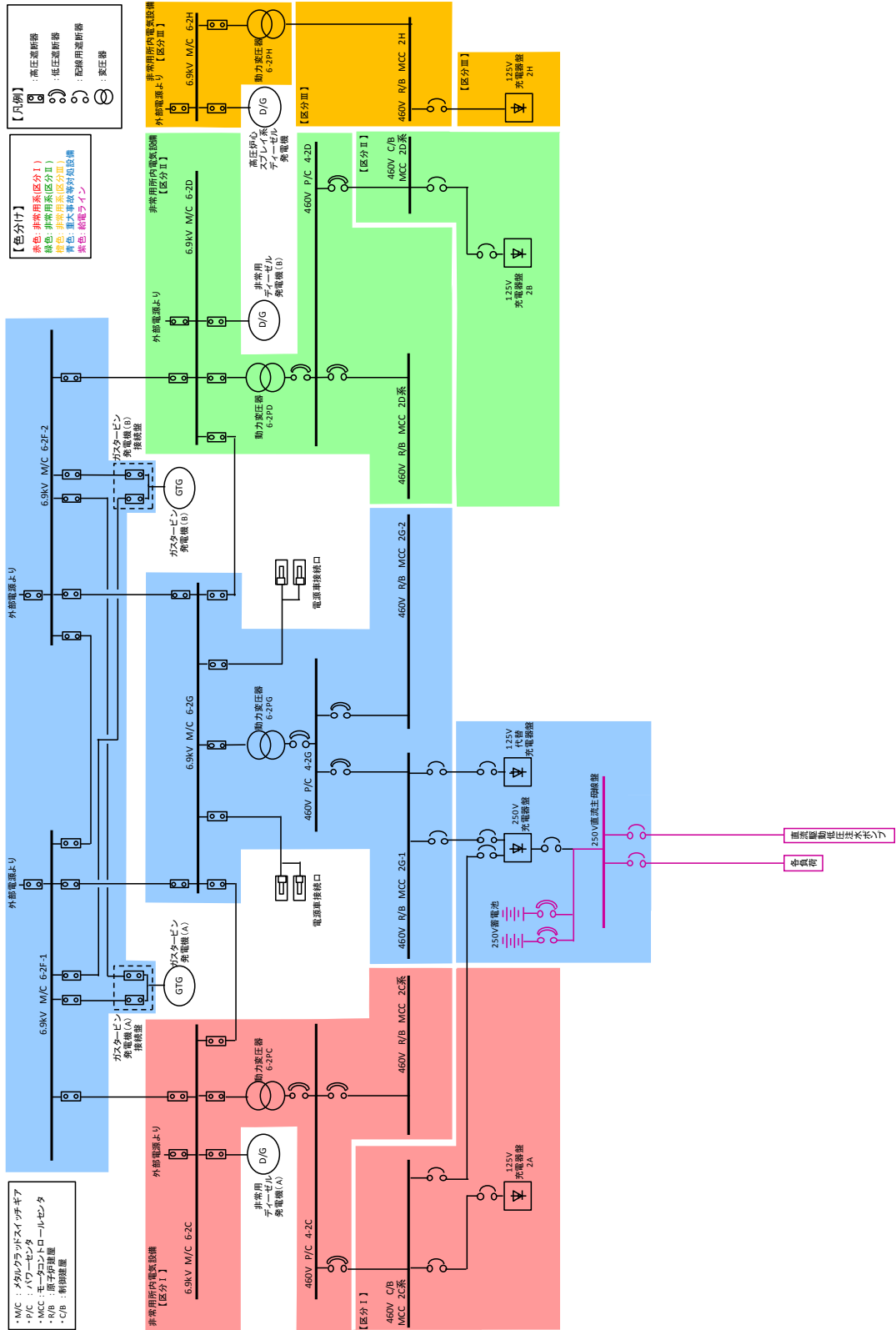


図 57-3-20 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)  
 (全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失直後～1 時間後)

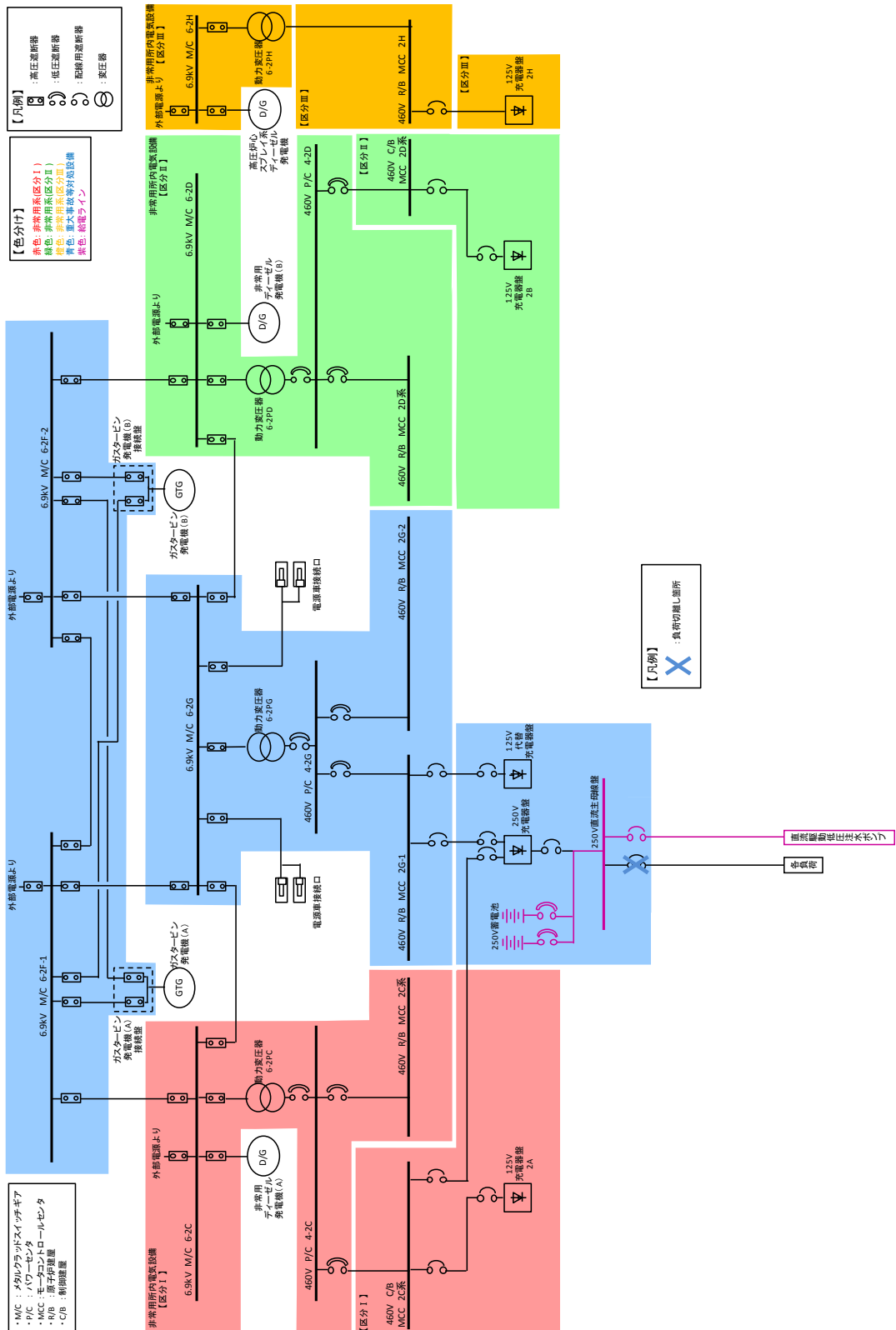


図 57-3-21 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)  
 (全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失 1 時間後～24 時間後)

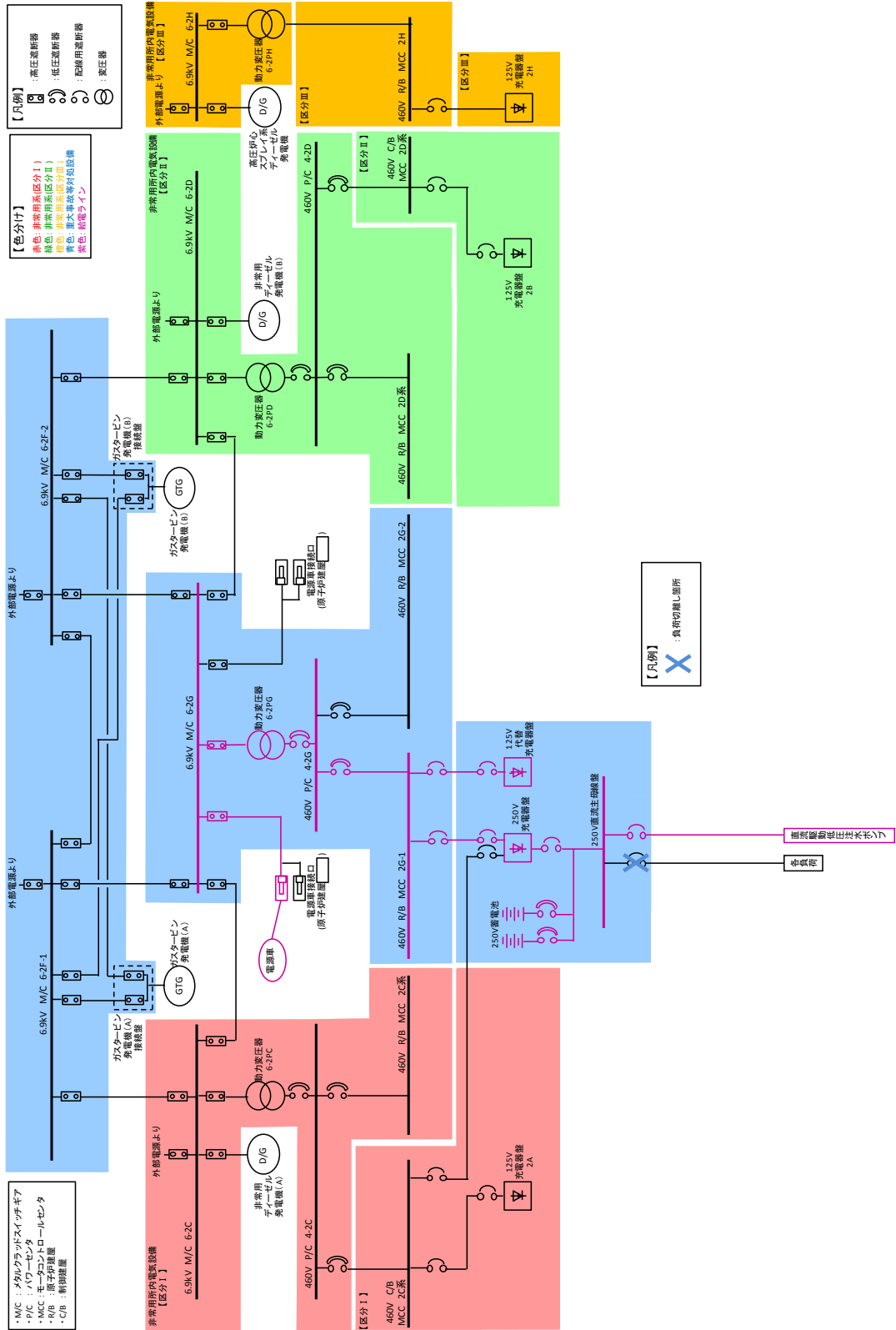


図 57-3-22 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)  
 (電源車接続口 (原子炉建屋 □) 接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

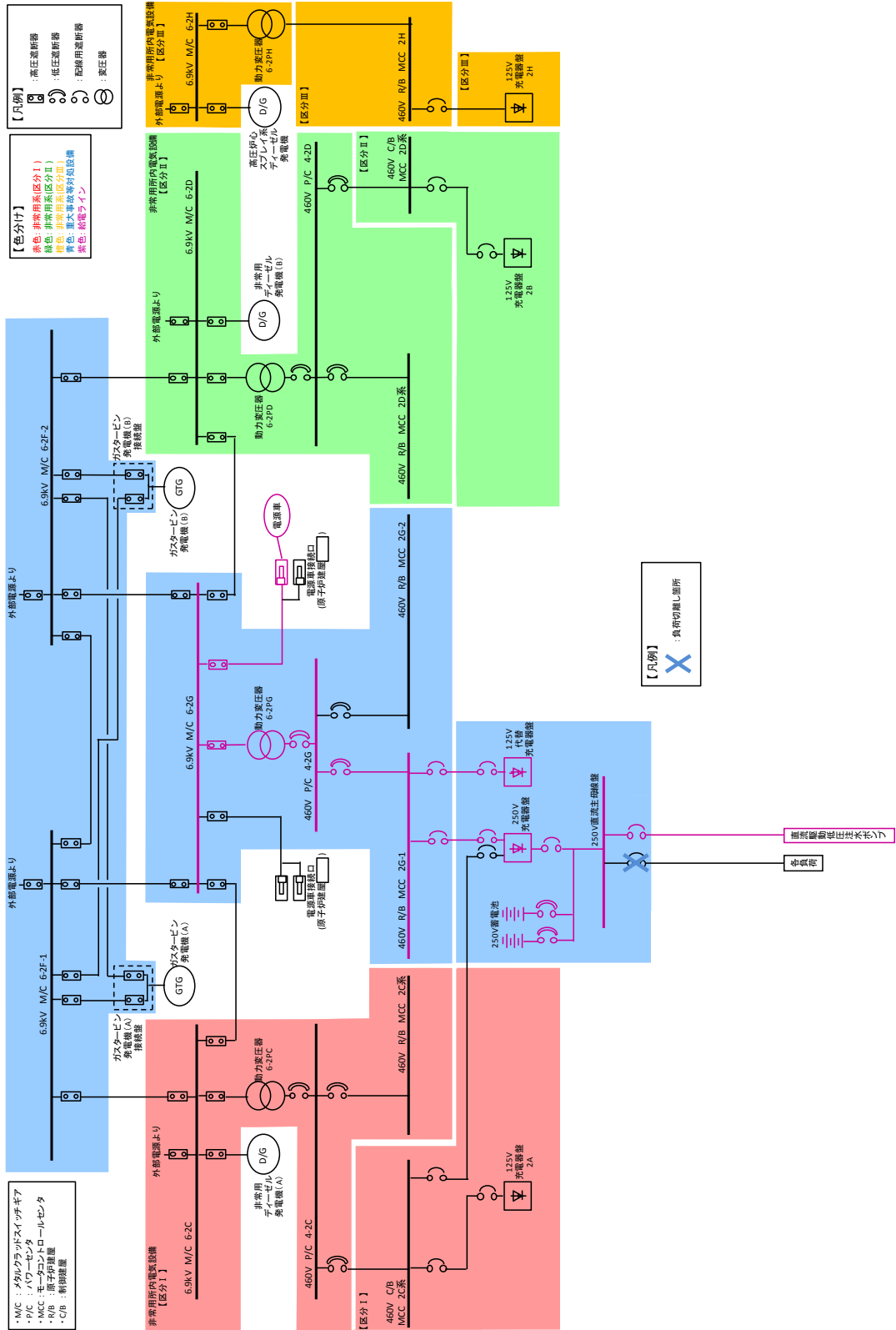


図 57-3-23 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)  
 (電源車接続口 (原子炉建屋 □) 接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



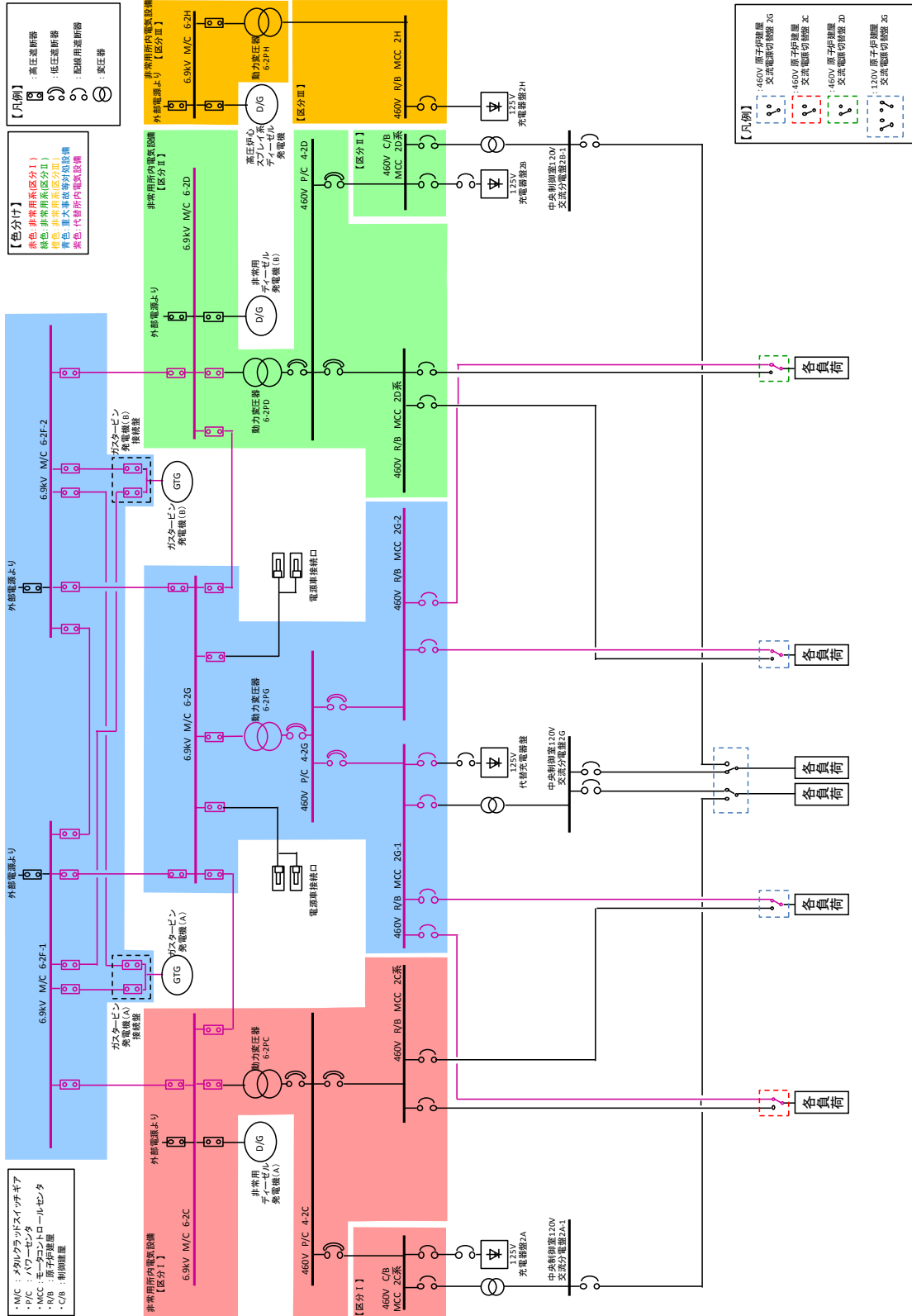


図 57-3-24 代替所内電気設備系統図

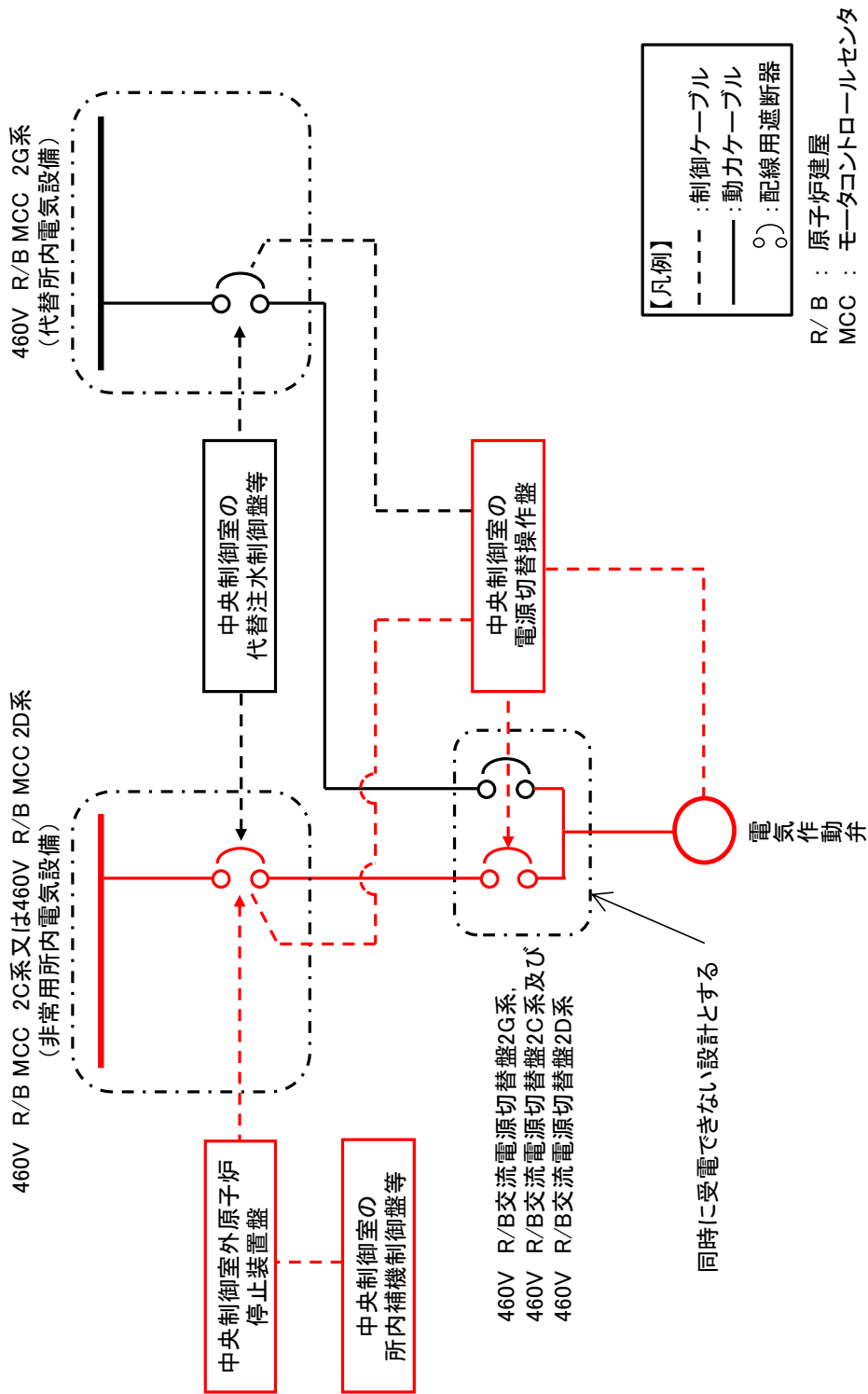


図 57-3-25 代替所内電気設備制御回路系統図  
(460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2C 系又は  
460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2D 系から電源供給時  
(低压代替注水系の例))

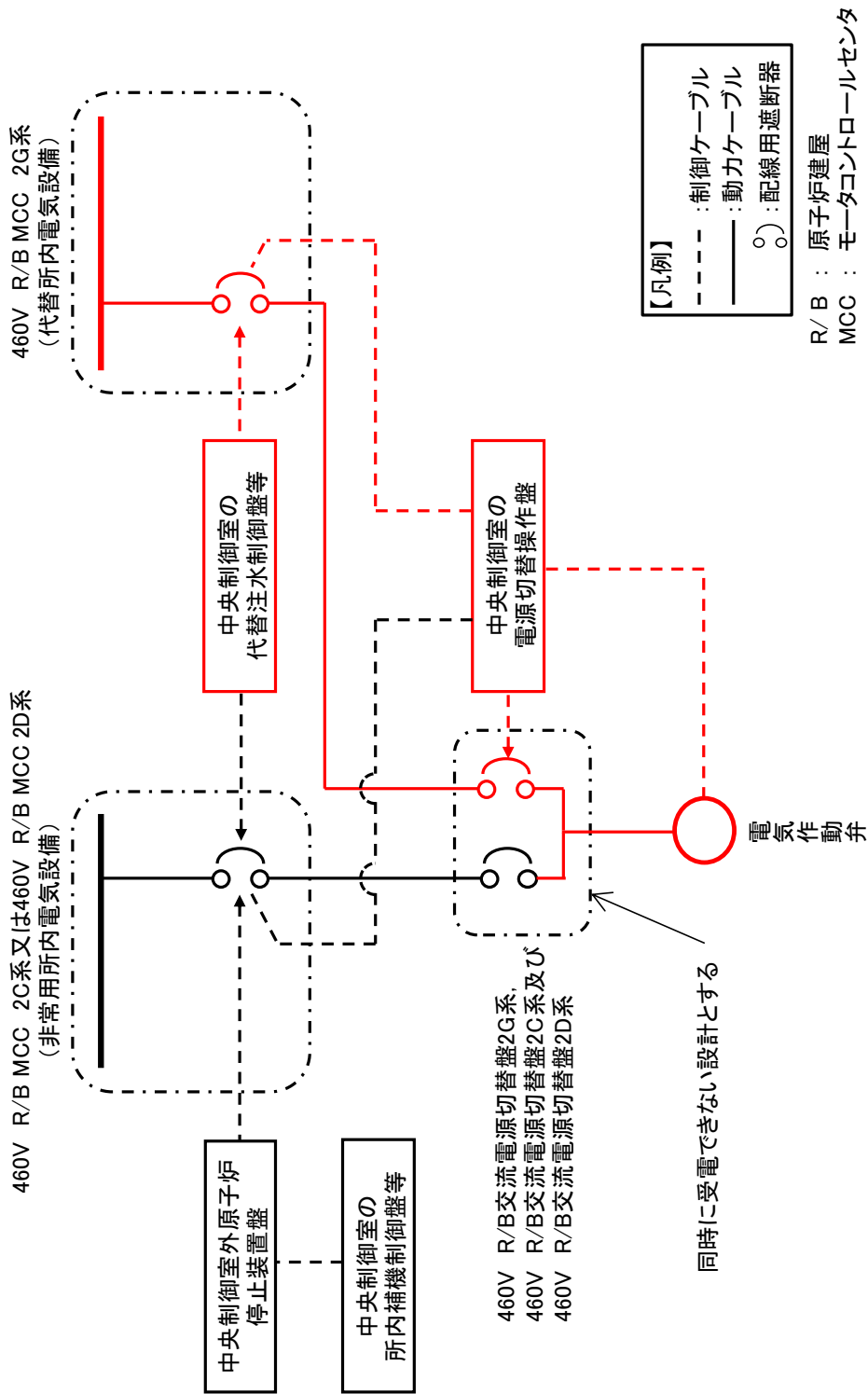


図 57-3-26 代替所内電気設備制御回路系統図  
(460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G 系から電源供給時  
(低圧代替注水系の例))

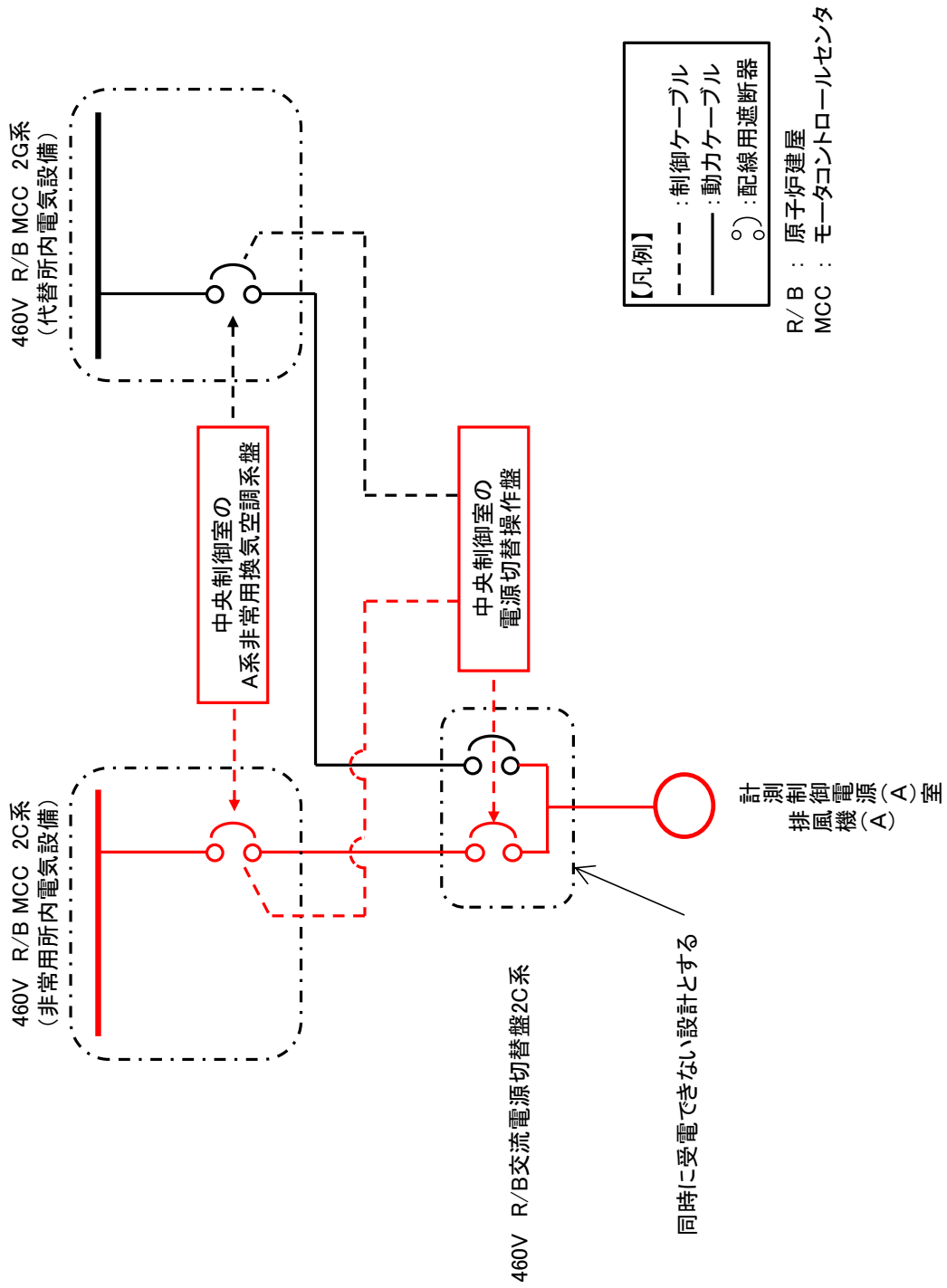


図 57-3-27 蓄電池室空調機系統図  
(460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2C 系から電源供給時)

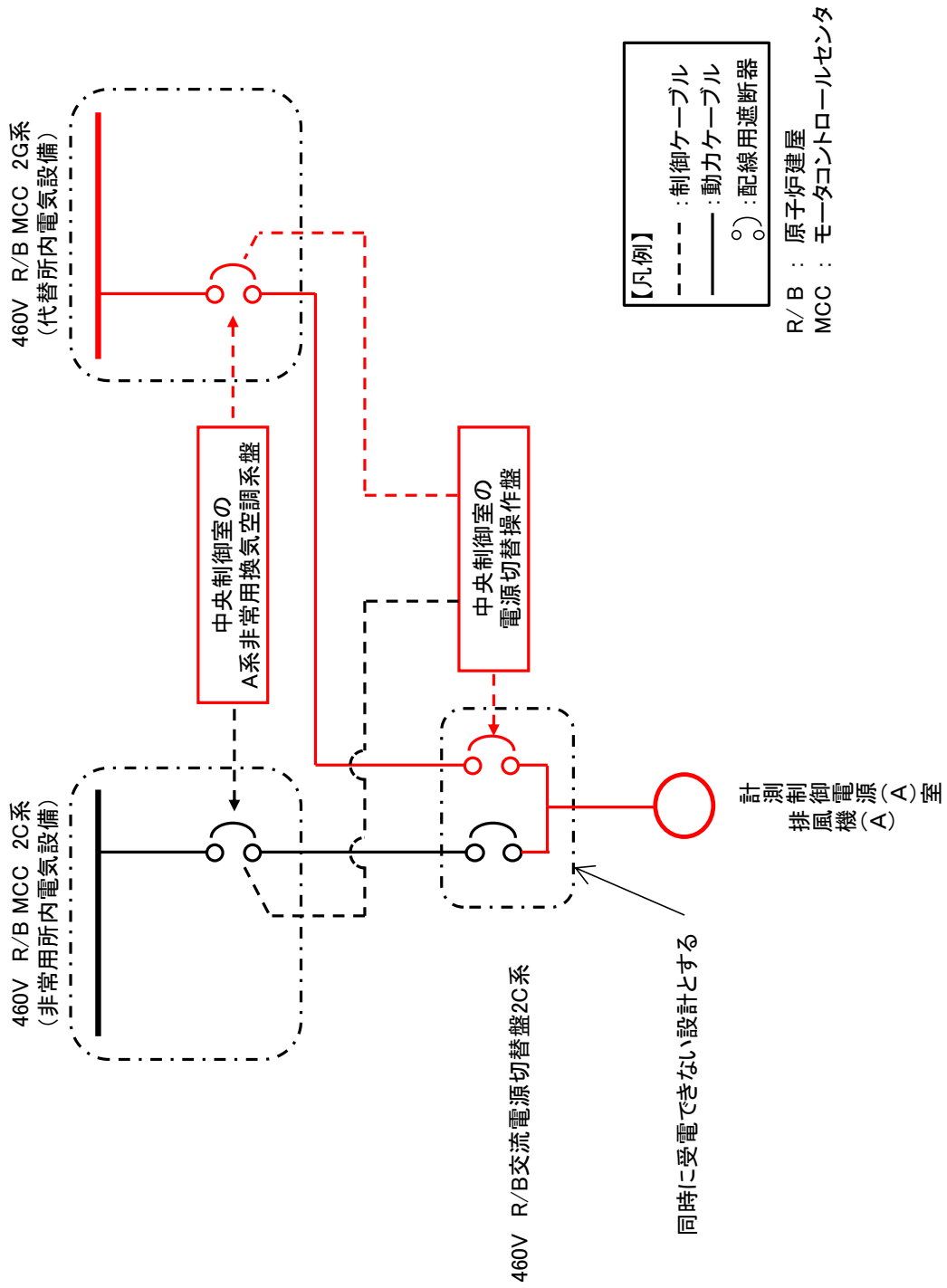


図 57-3-28 蓄電池室空調機系統図  
(460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G 系から電源供給時)

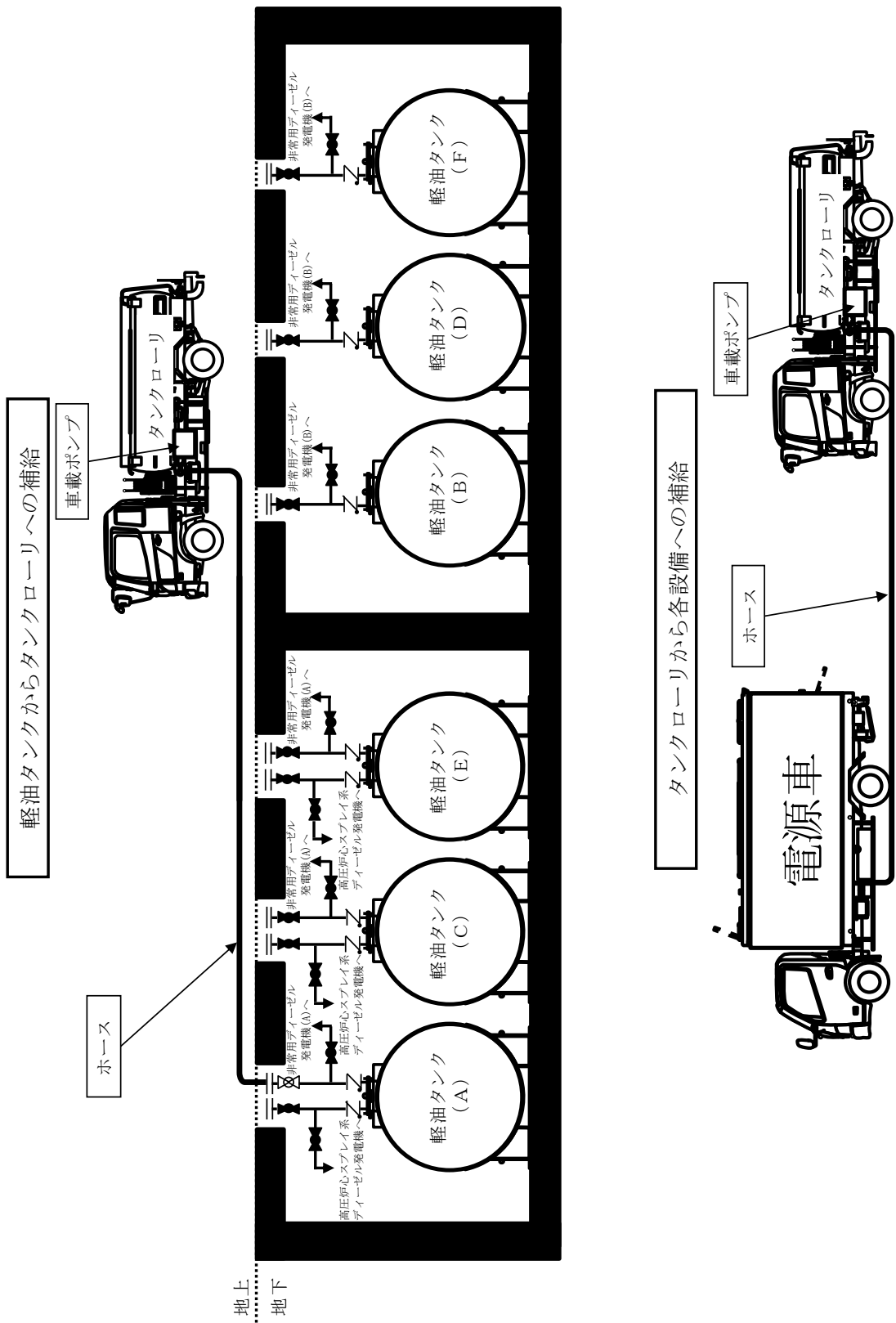


図 57-3-29 燃料補給設備系統図  
(軽油タンク)

タンクローリは、電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプI), 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプII)に対しても燃料補給を行う。

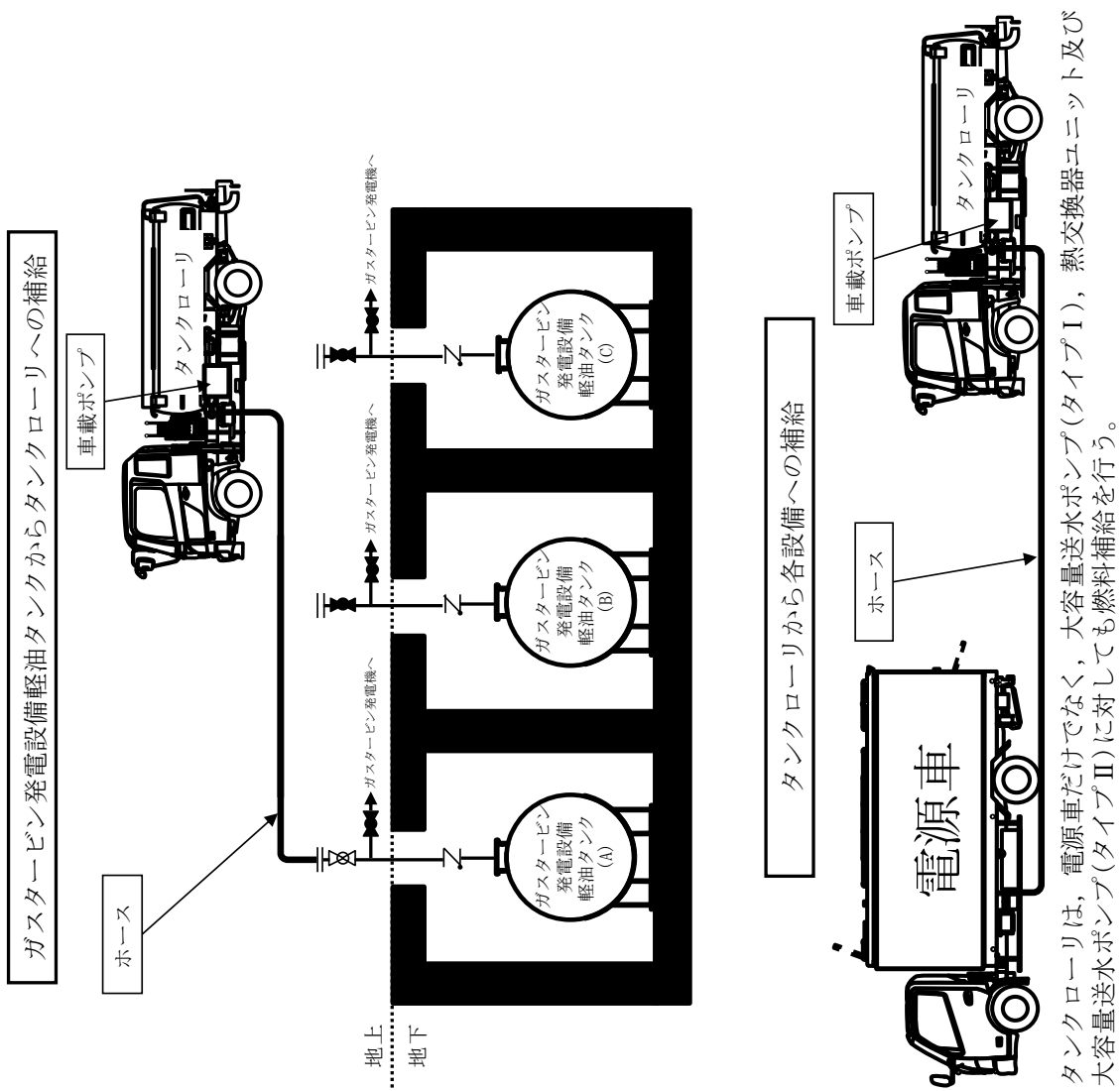


図 57-3-30 燃料補給設備系統図  
(ガスタービン発電設備軽油タンク)

57-4  
試験及び検査



電源車の各部品は分解検査が可能な構造とする。

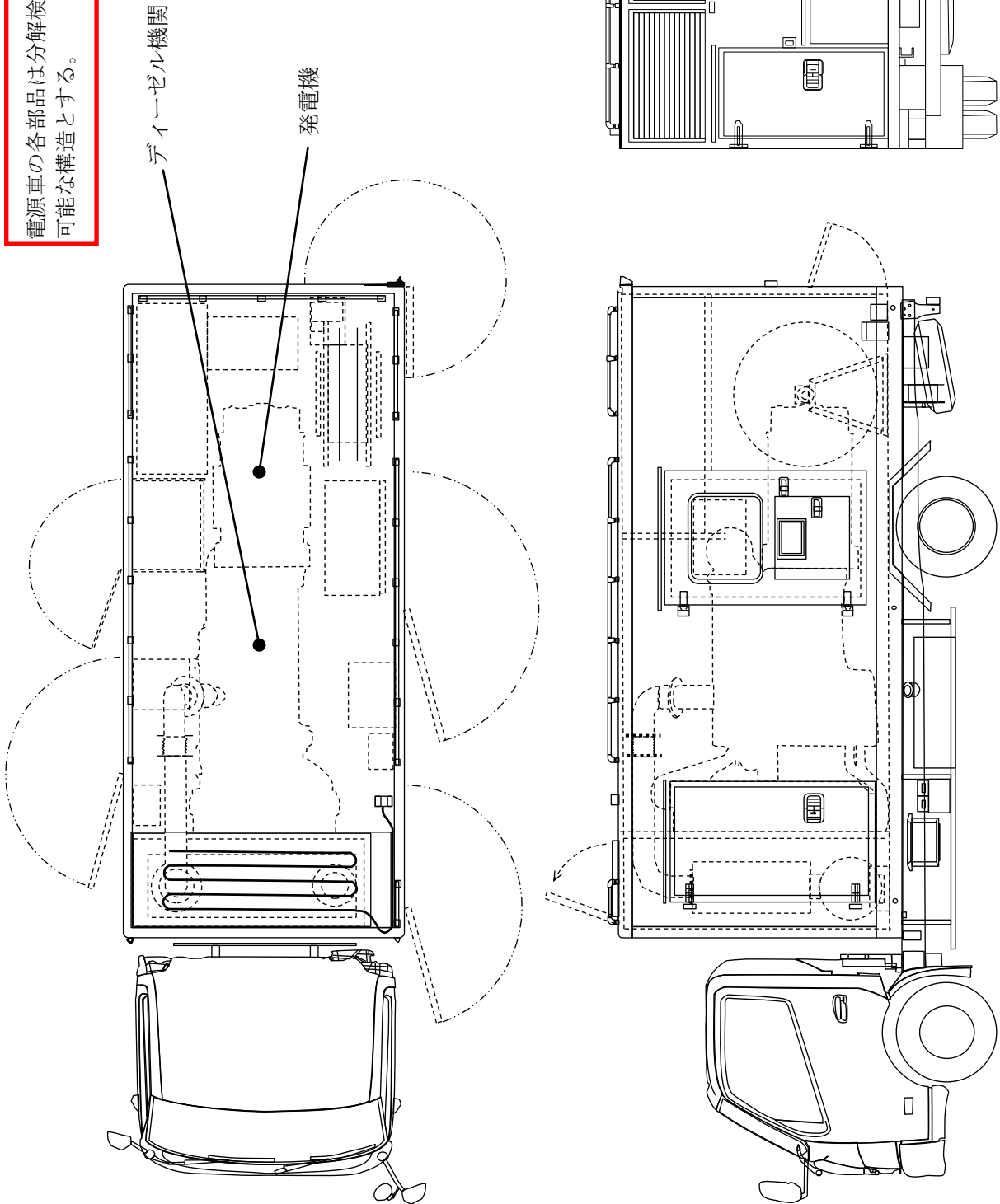


図 57-4-1 構造図 (電源車)

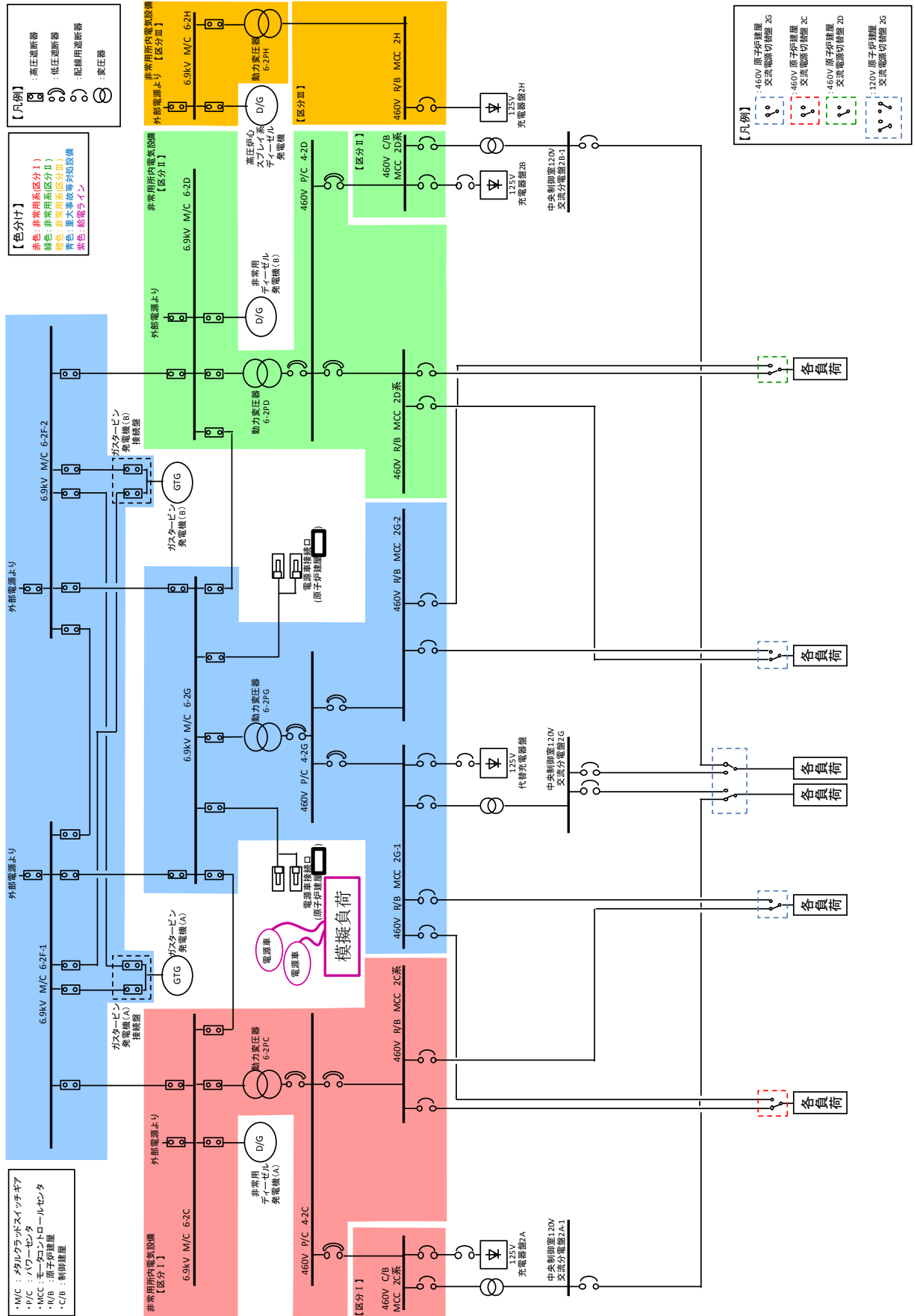


図 57-4-2 電源車試験系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

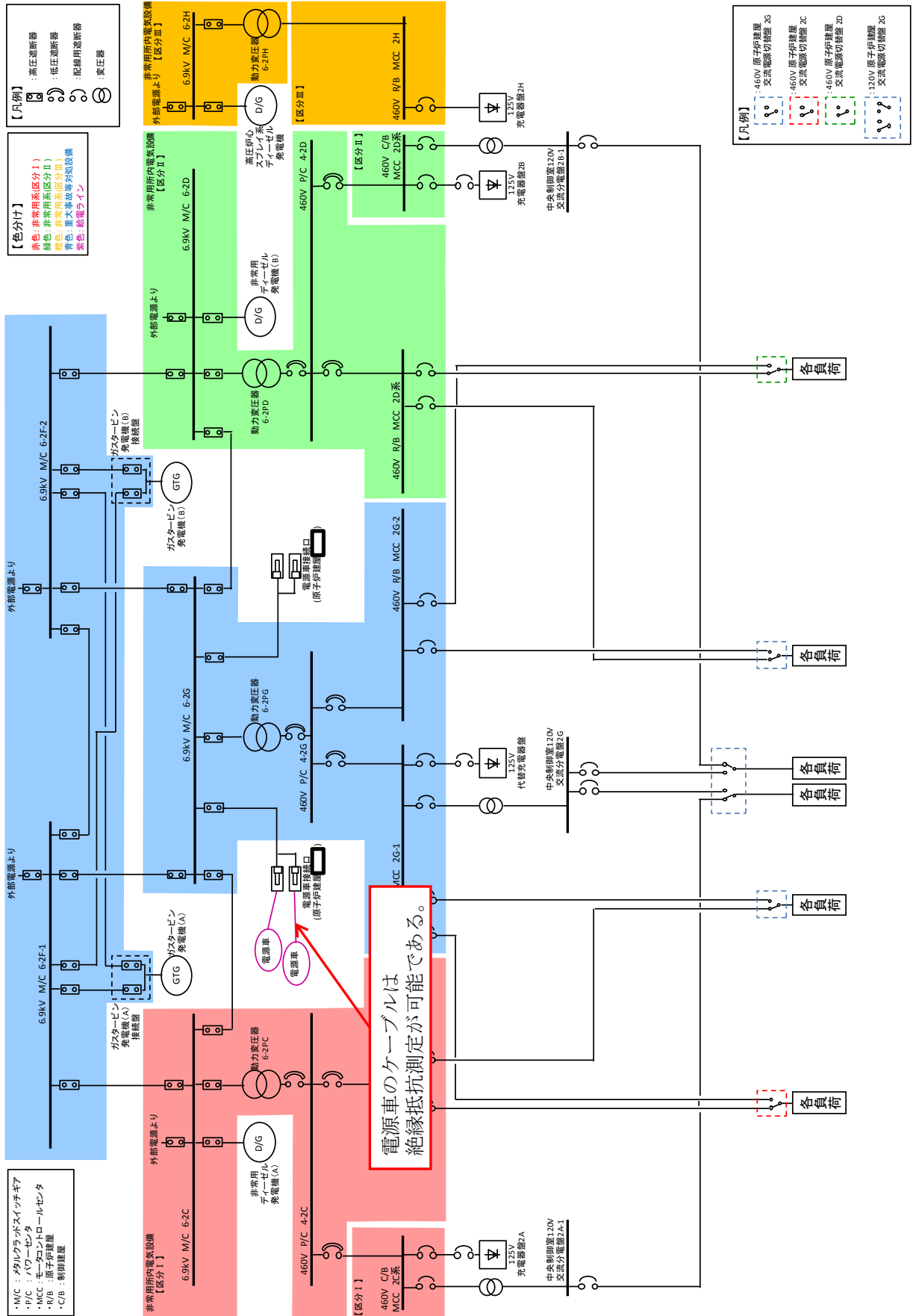
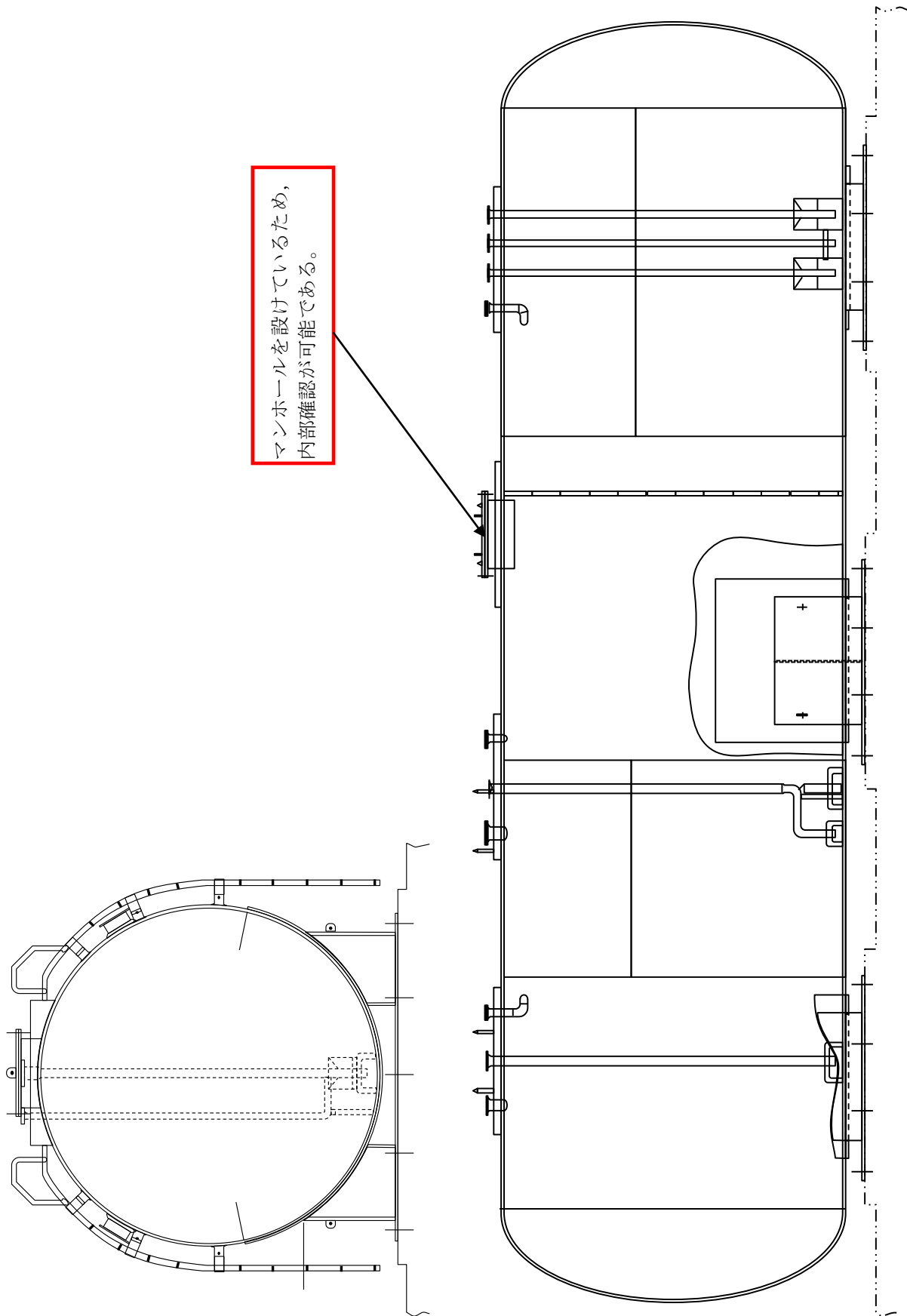


図 57-4-3 電源車用ケーブル試験系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



マンホールを設けているため、  
内部確認が可能である。

図 57-4-4 軽油タンク構造図

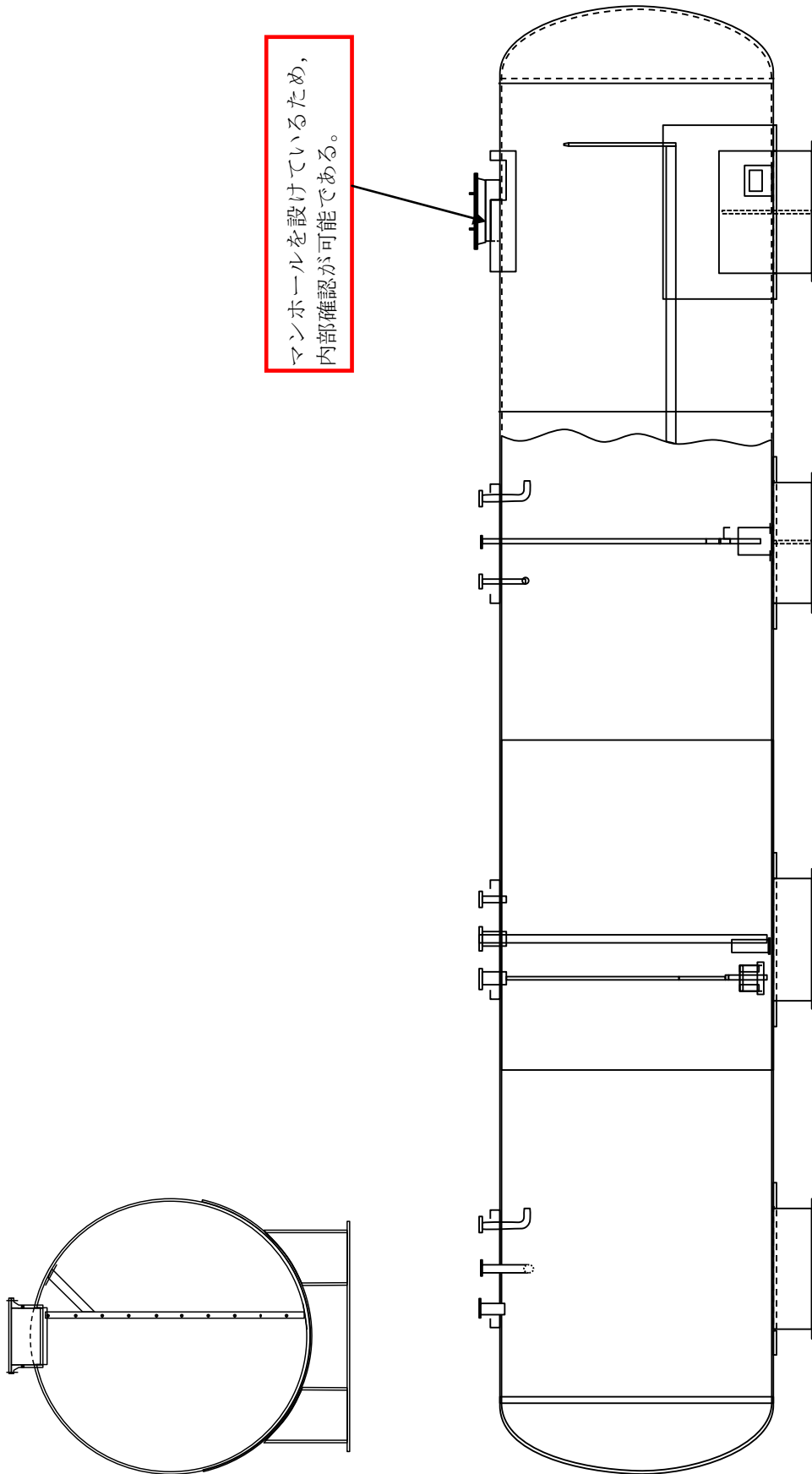


図 57-4-5 ガスタービン発電設備軽油タンク構造図

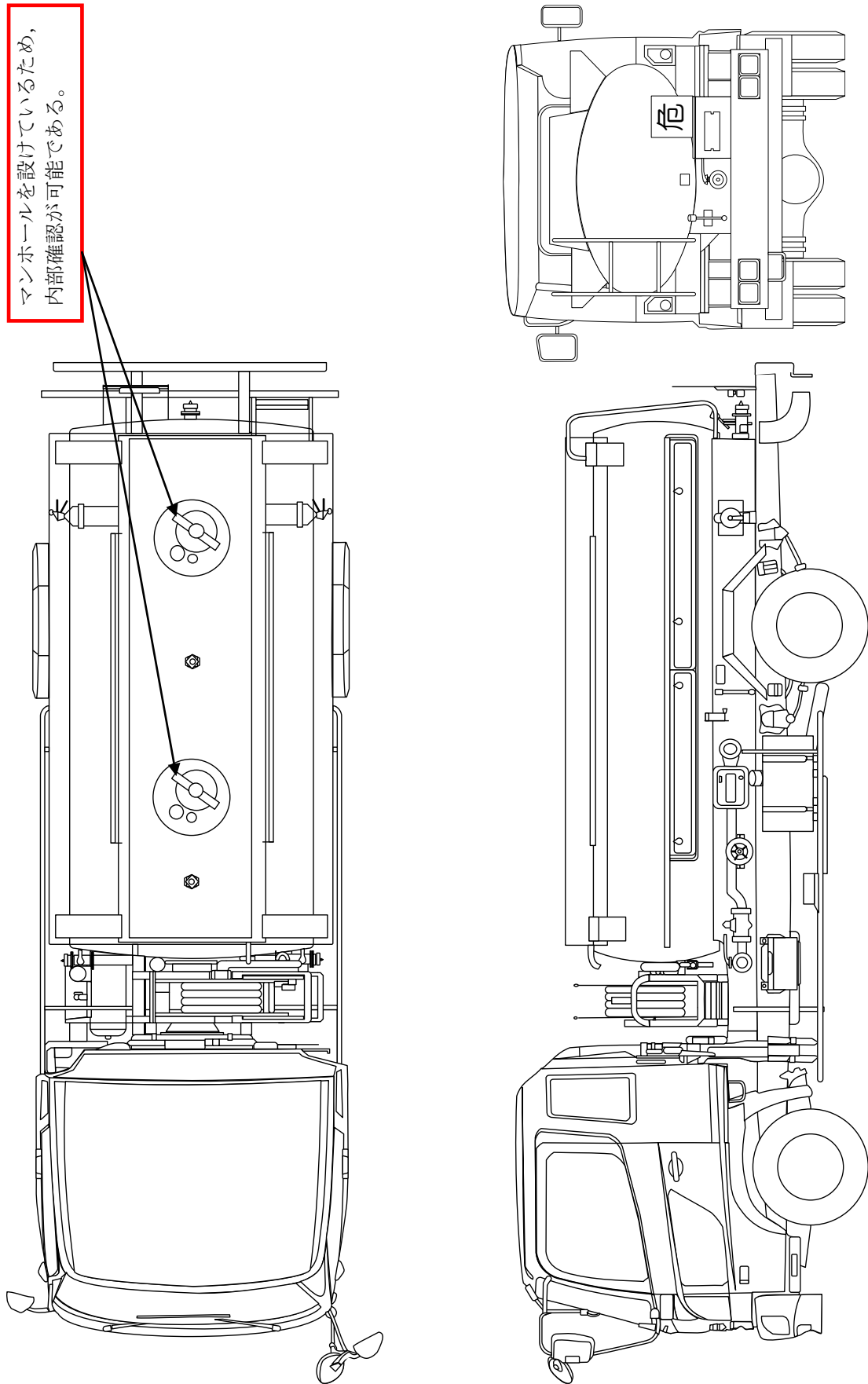


図 57-4-6 タンクローリ構造図

ガスタービン発電機の各部品は  
分解検査が可能な構造とする。

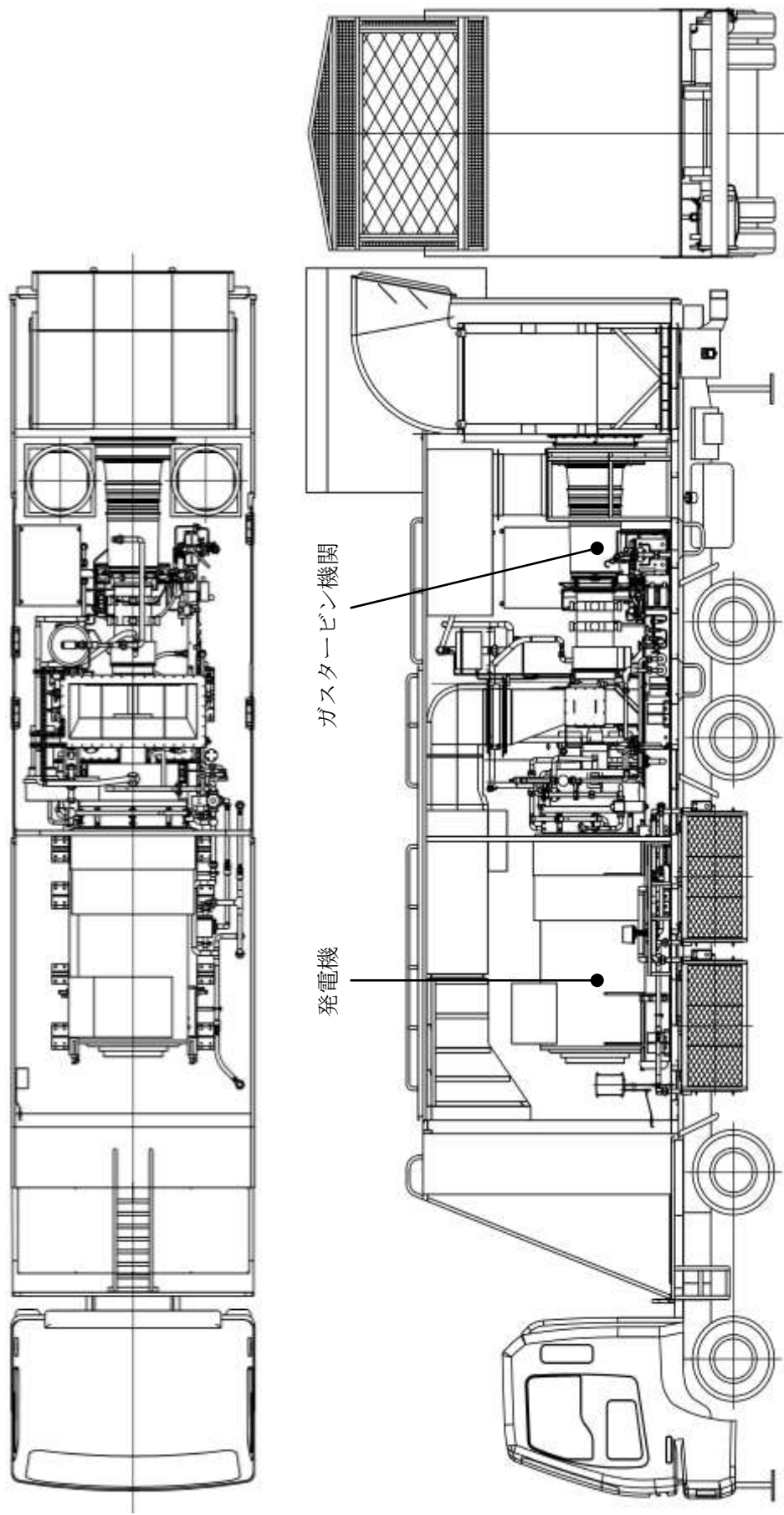


図 57-4-7 ガスタービン発電機（発電機車）構造図

ガスタービン発電機の各部品は  
分解検査が可能な構造とする。

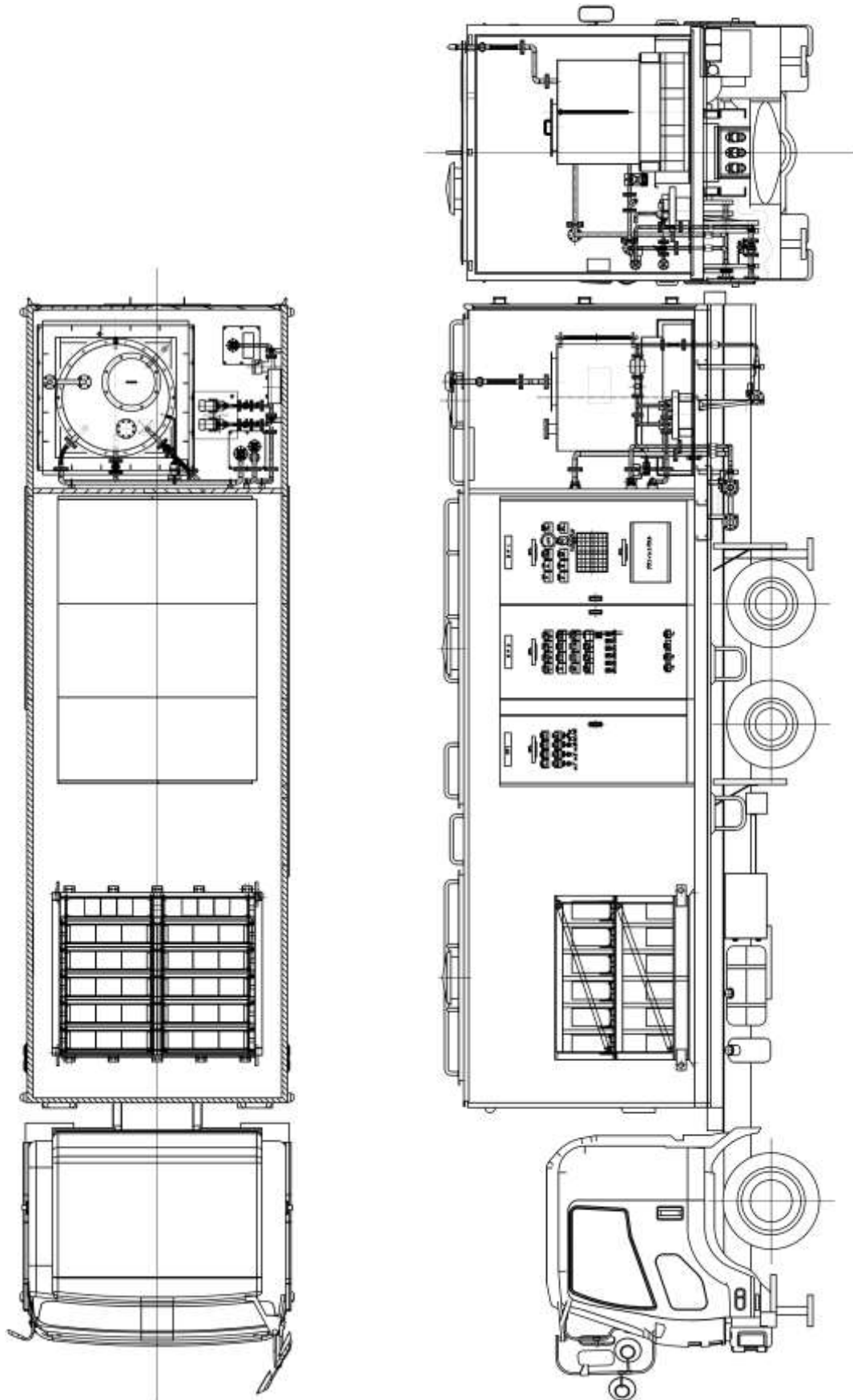


図 57-4-8 ガスタービン発電機（制御車）構造図



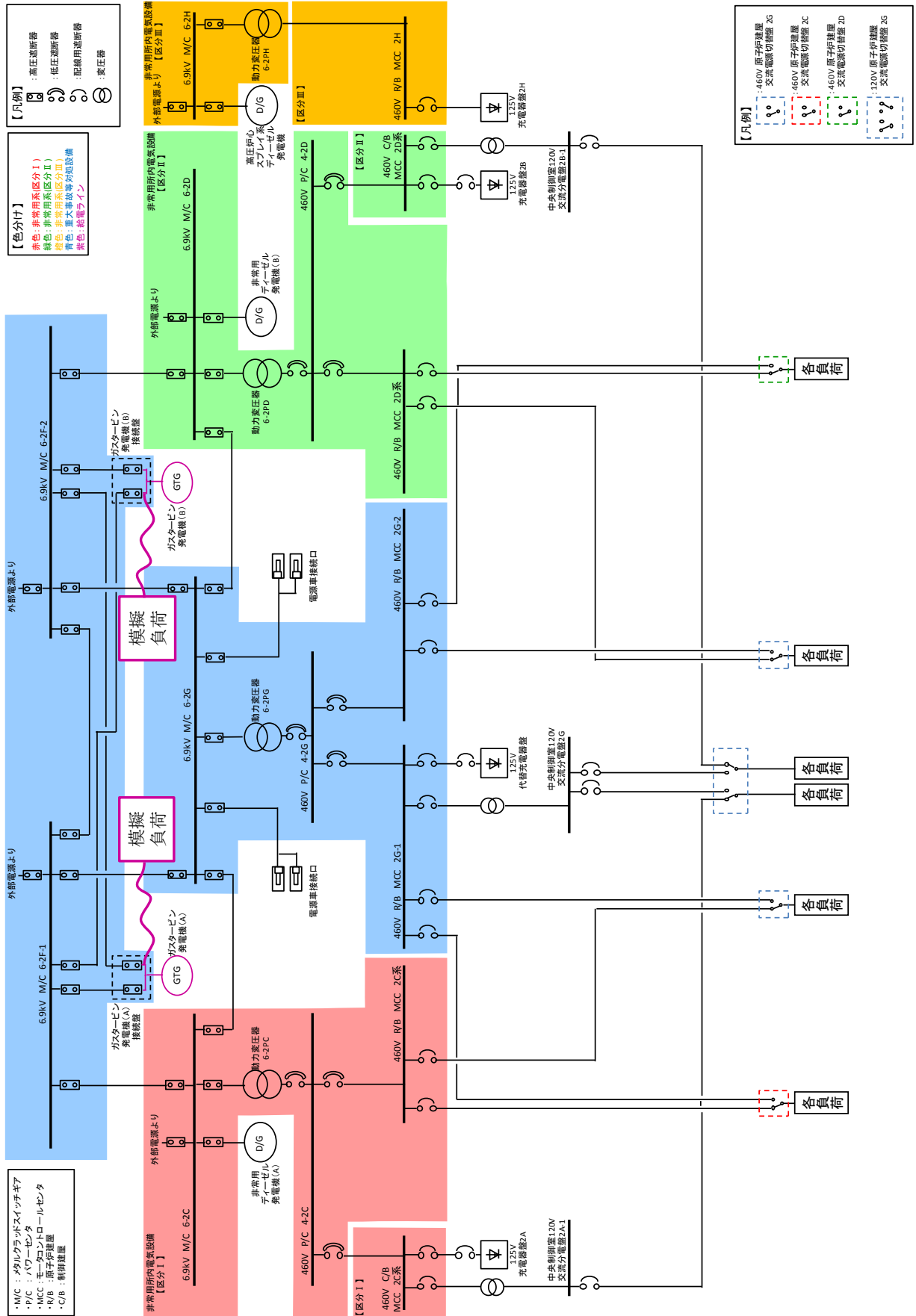


図 57-4-9 ガスタービン発電機試験系統図

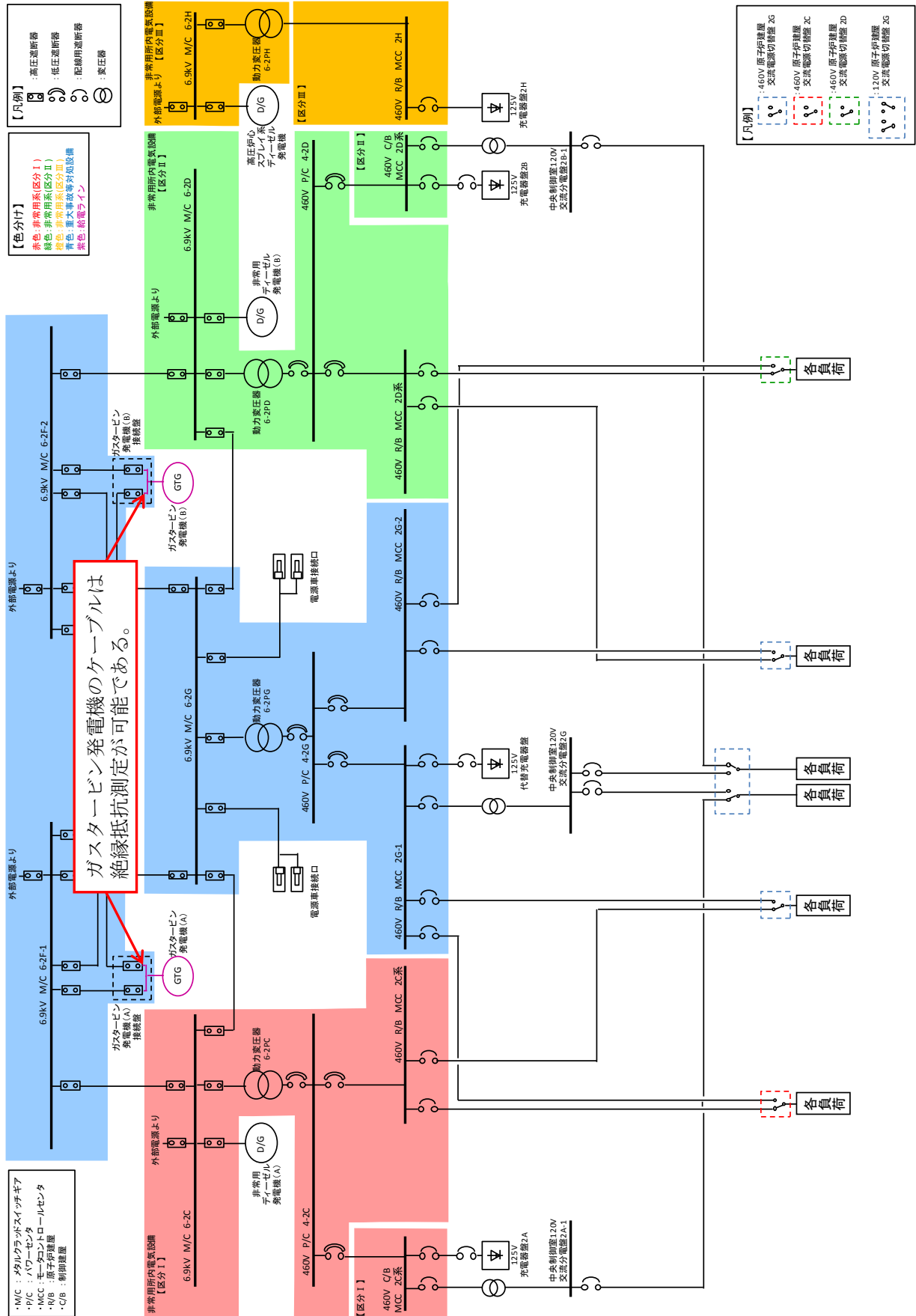


図 57-4-10 ガスタービン発電機用ケーブル試験系統図

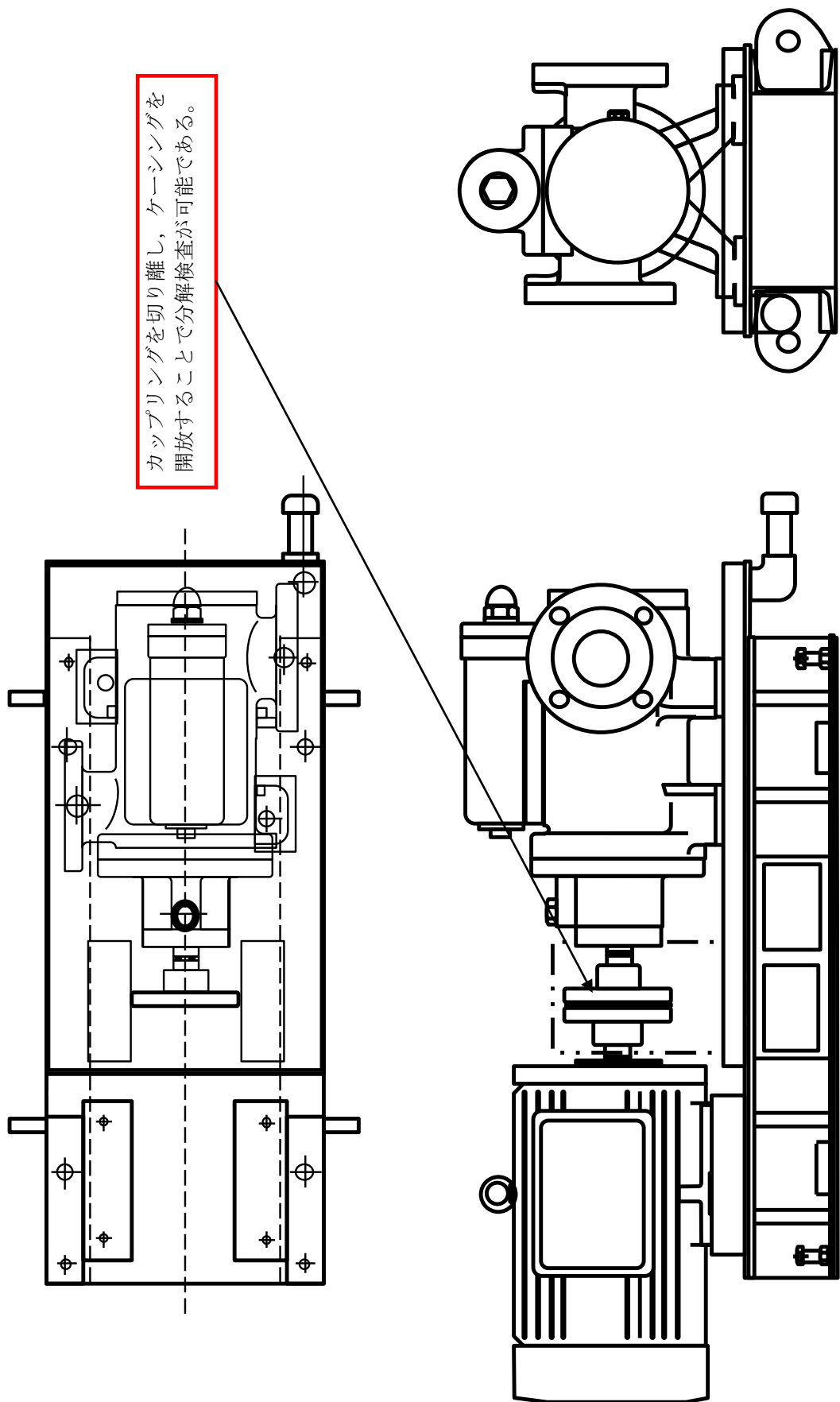


図 57-4-11 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ構造図

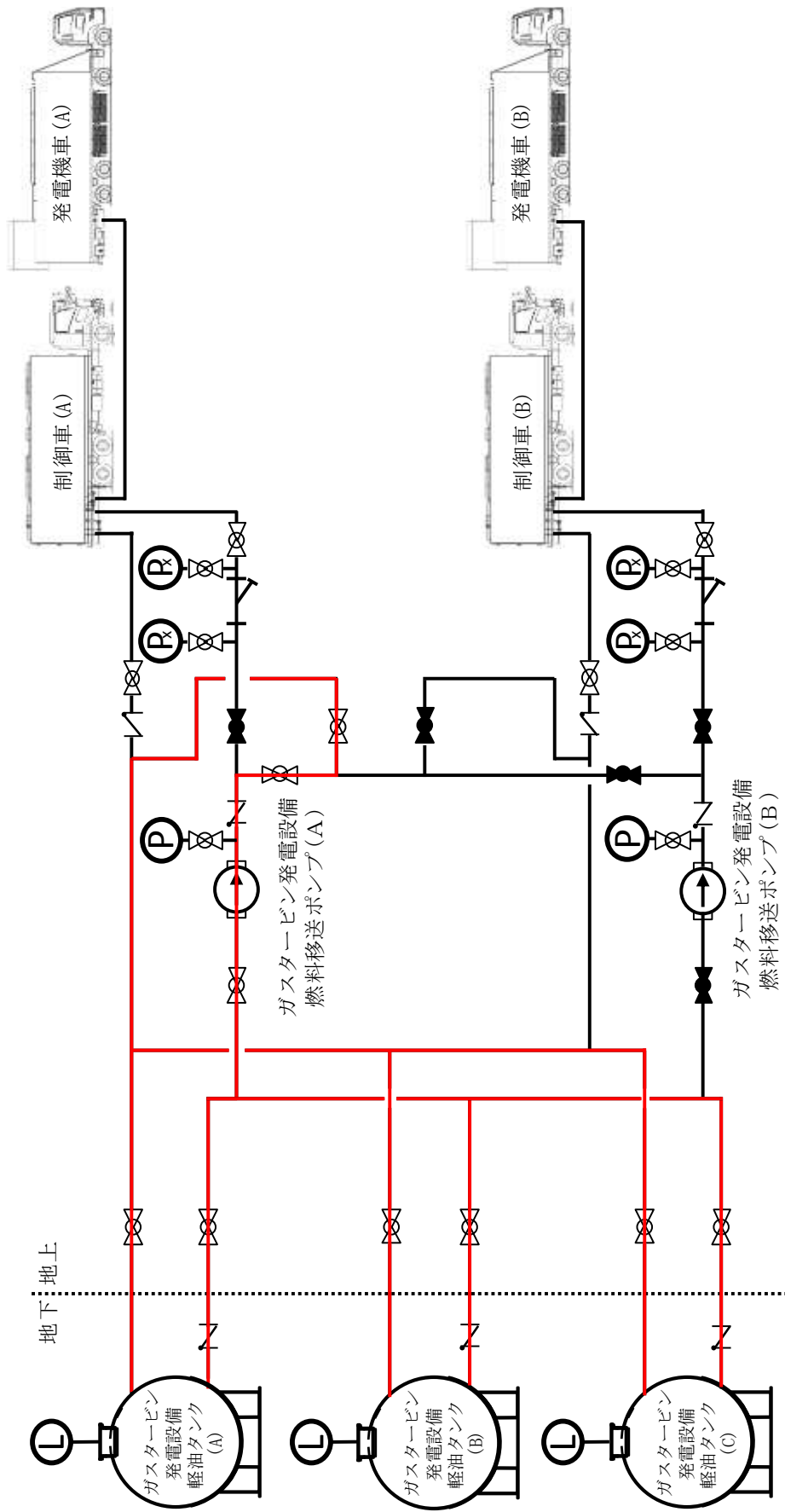


図 57-4-12 ガスタービン発電設備燃料移送系系統図

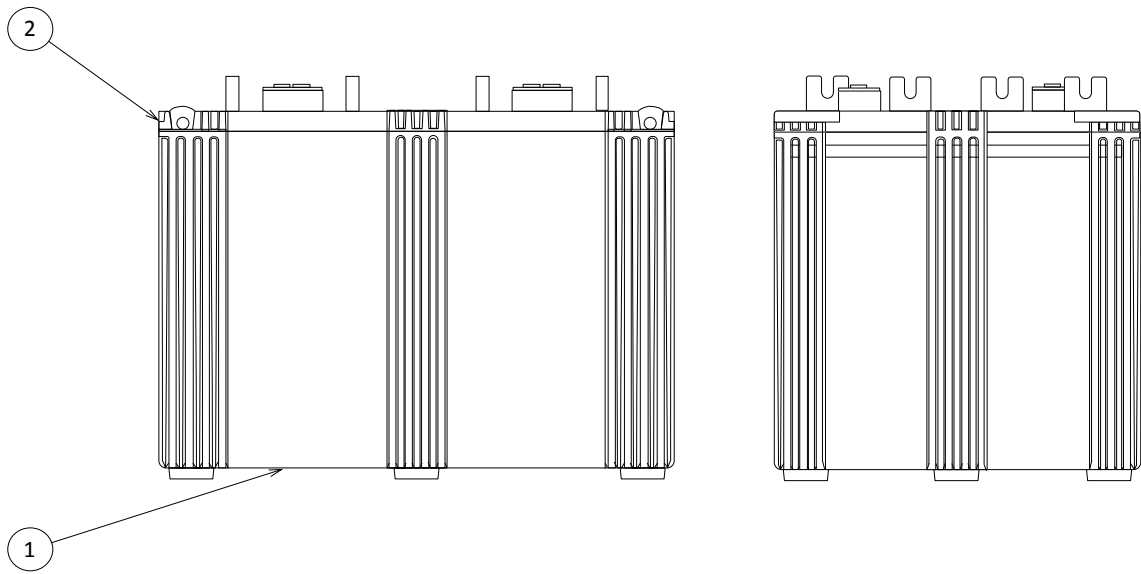
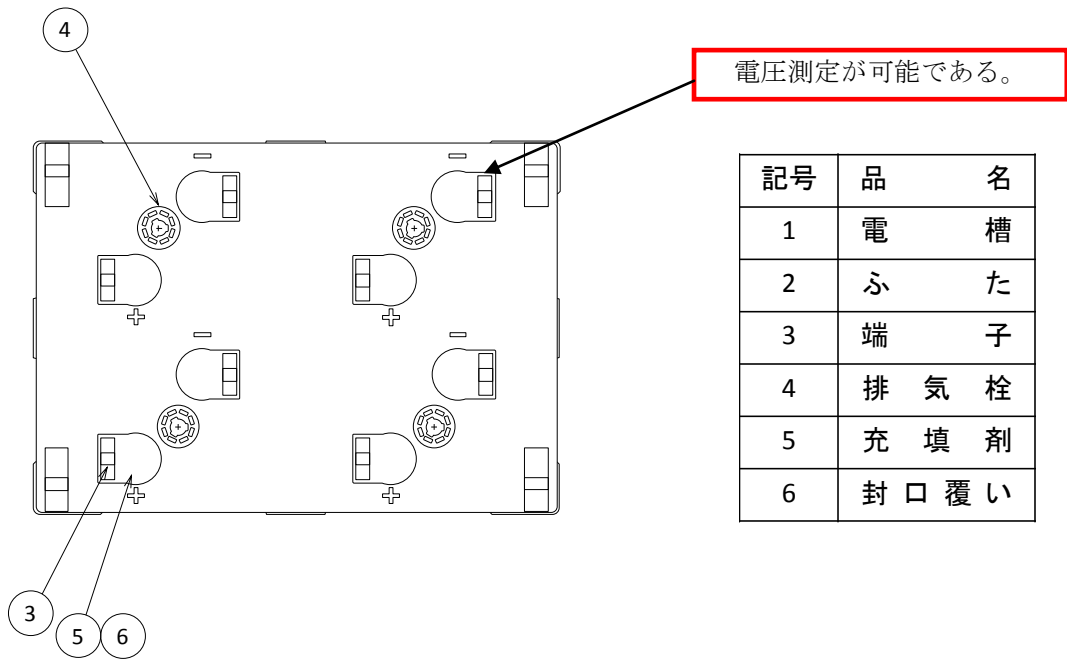


図 57-4-13 125V 蓄電池 2A (2,000Ah) 構造図

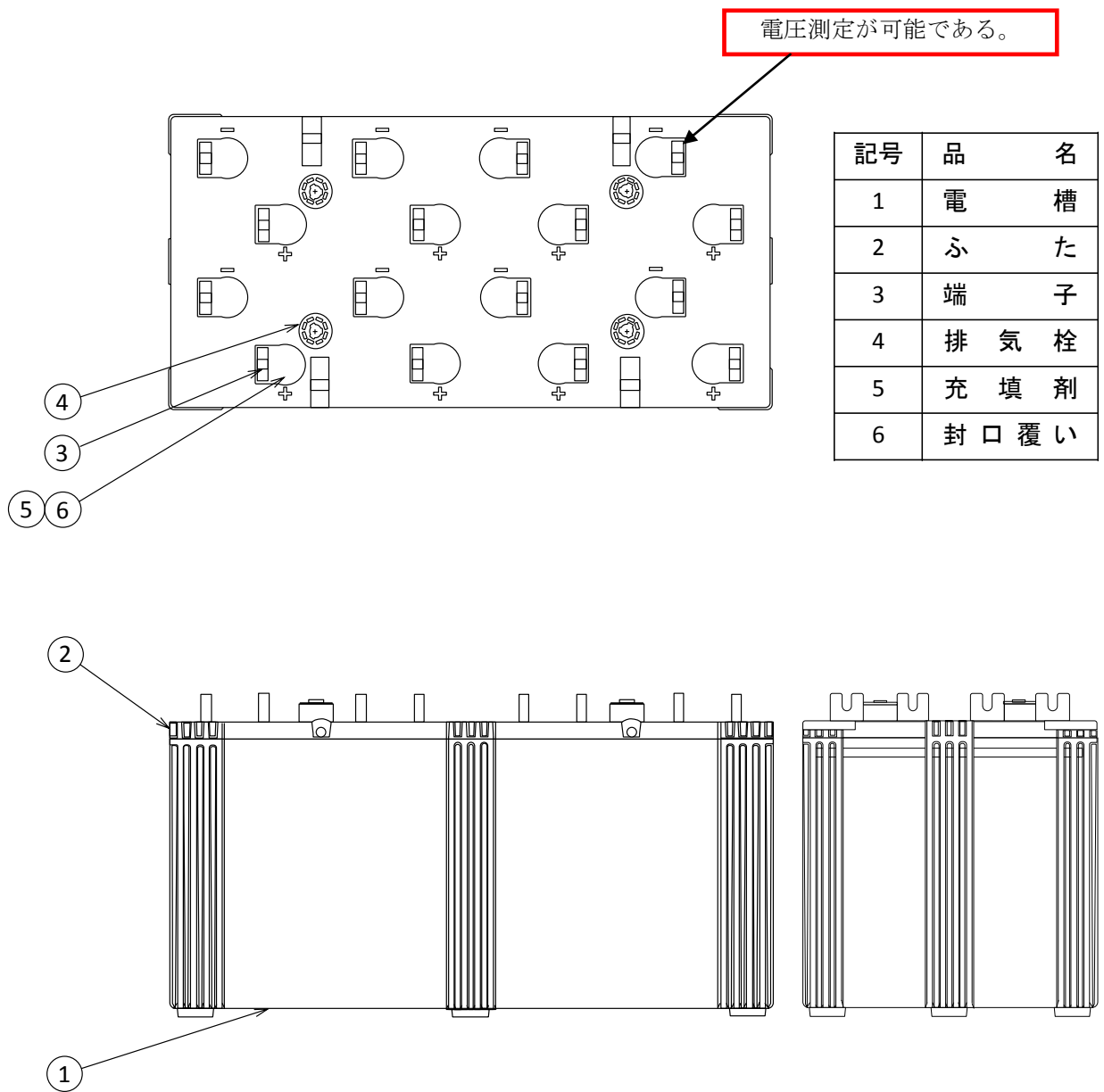


図 57-4-14 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B (3,000Ah) 構造図

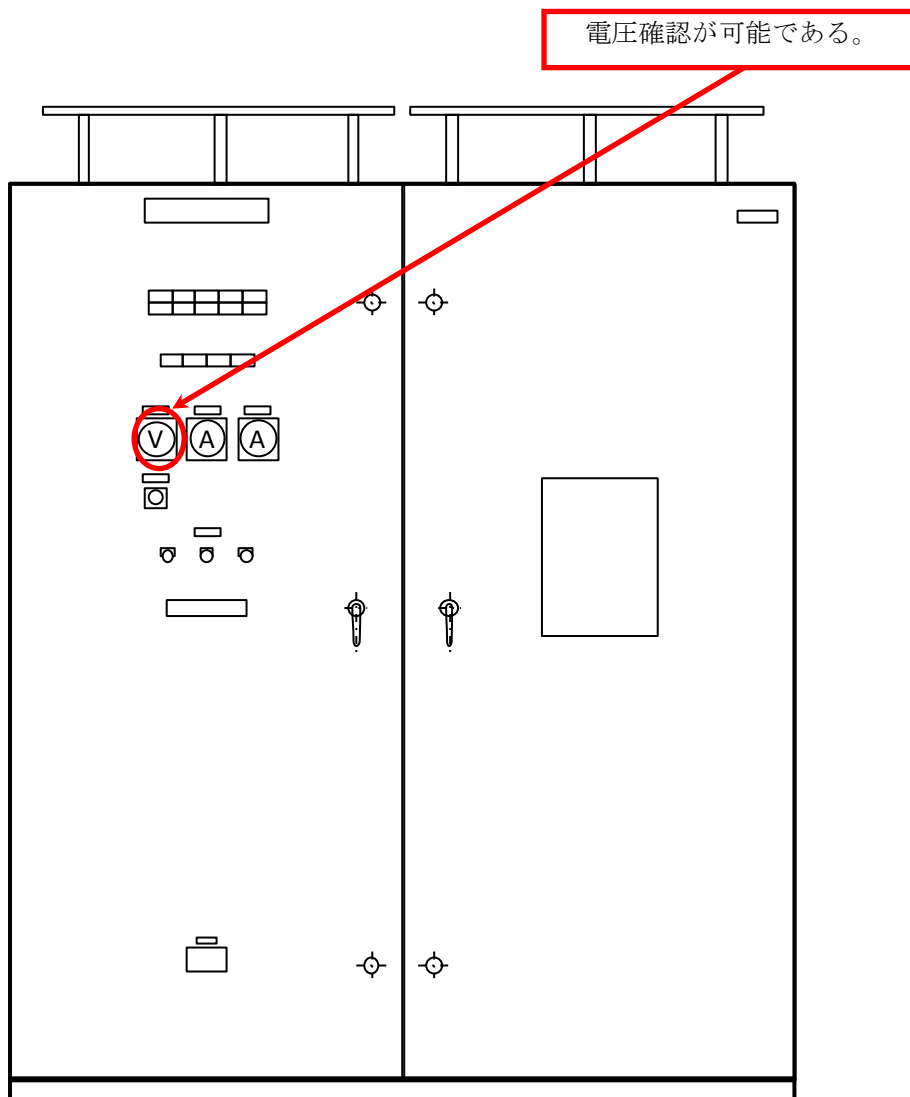


図 57-4-15 125V 充電器盤 2A 構造図

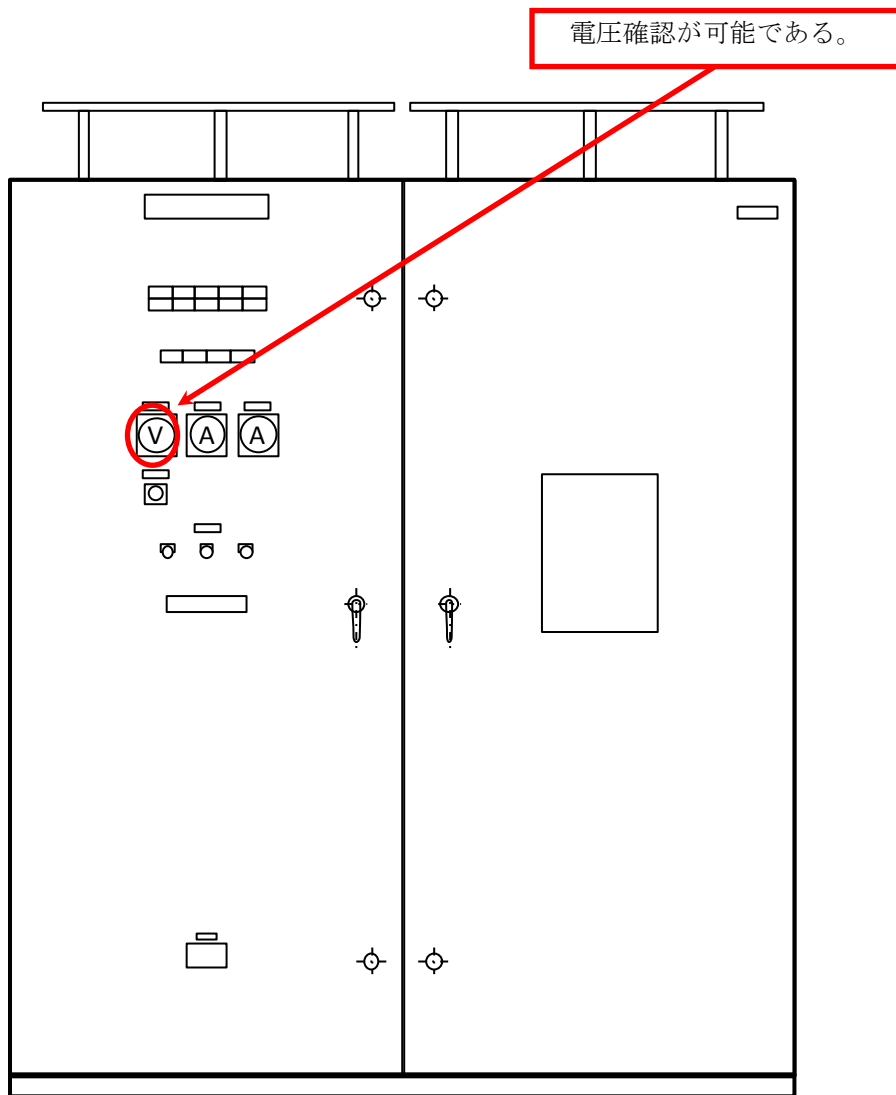


図 57-4-16 125V 充電器盤 2B 構造図



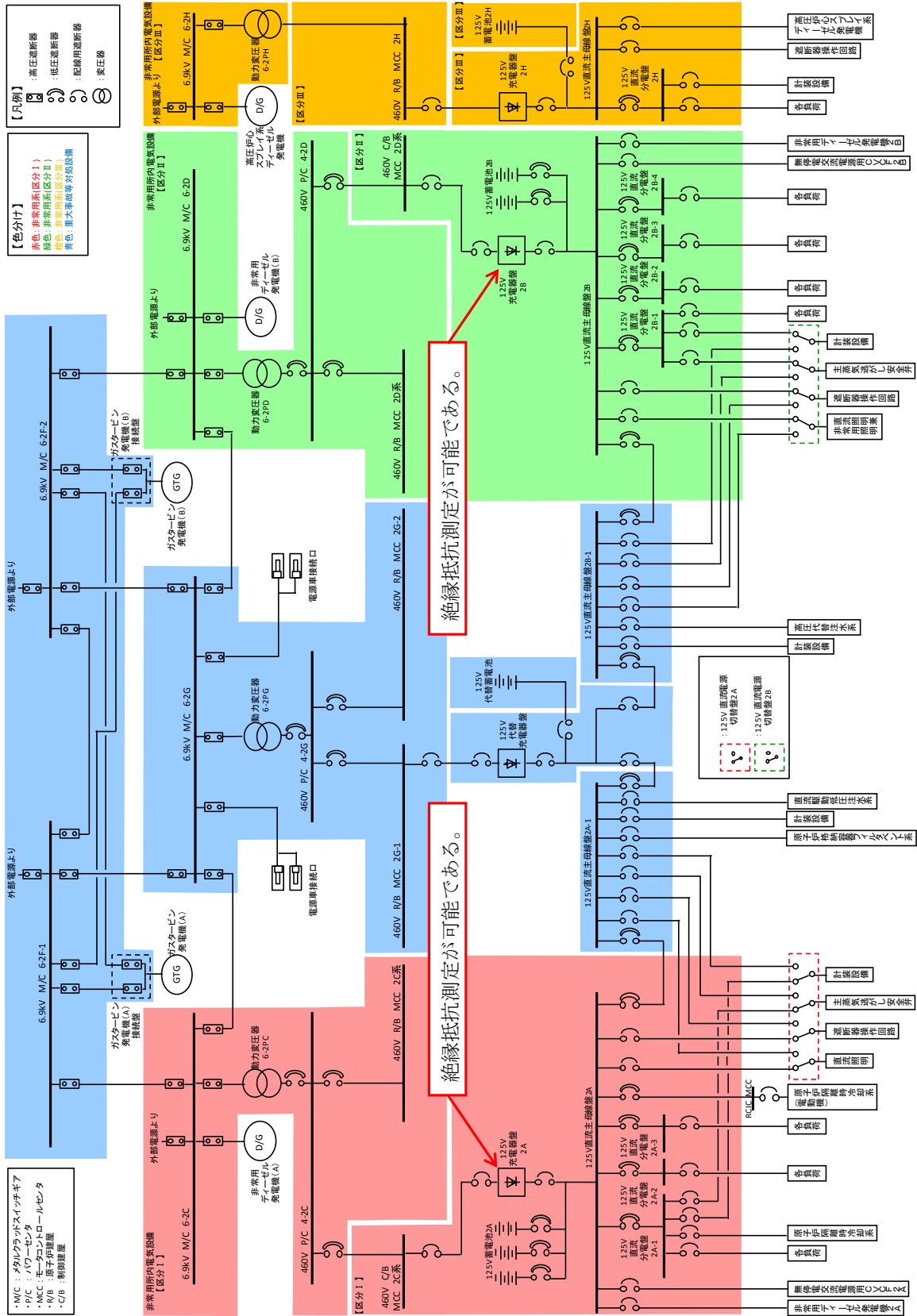


図 57-4-17 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B 試験系統図

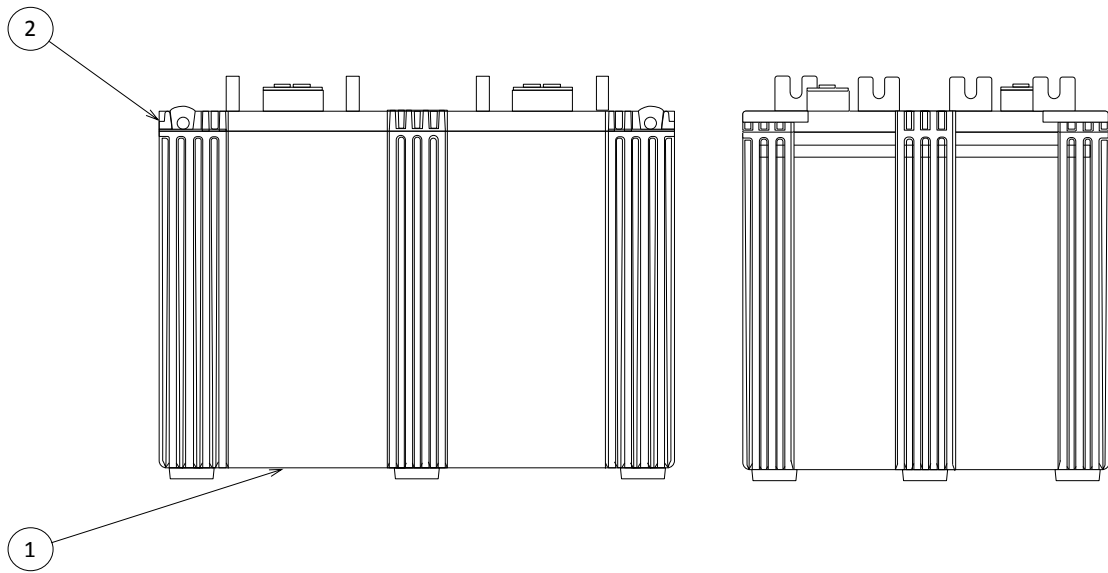
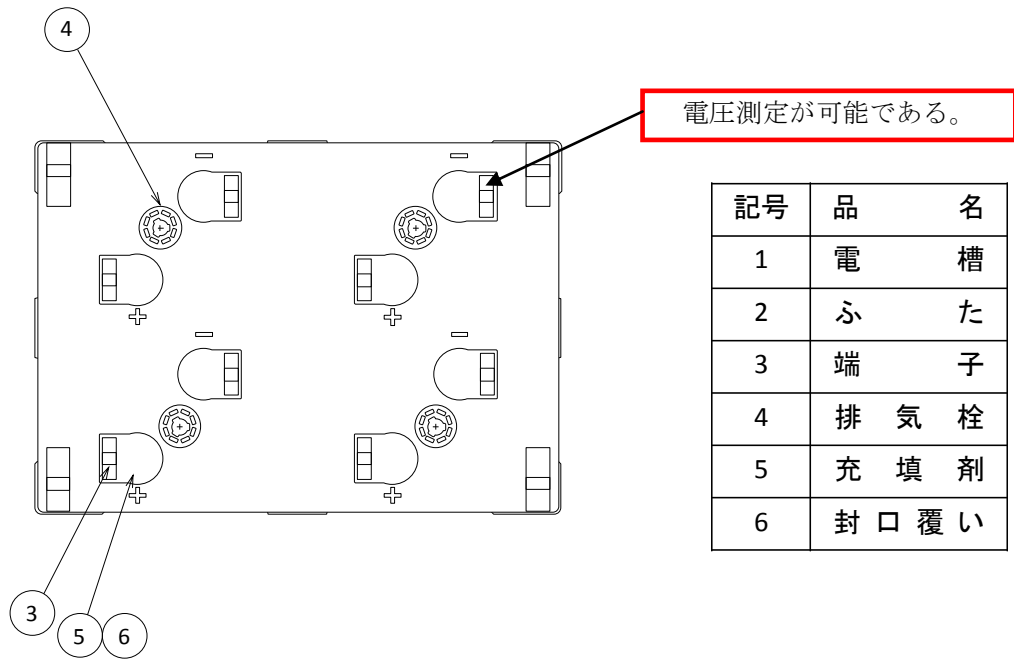


図 57-4-18 125V 代替蓄電池 (2,000Ah) 構造図

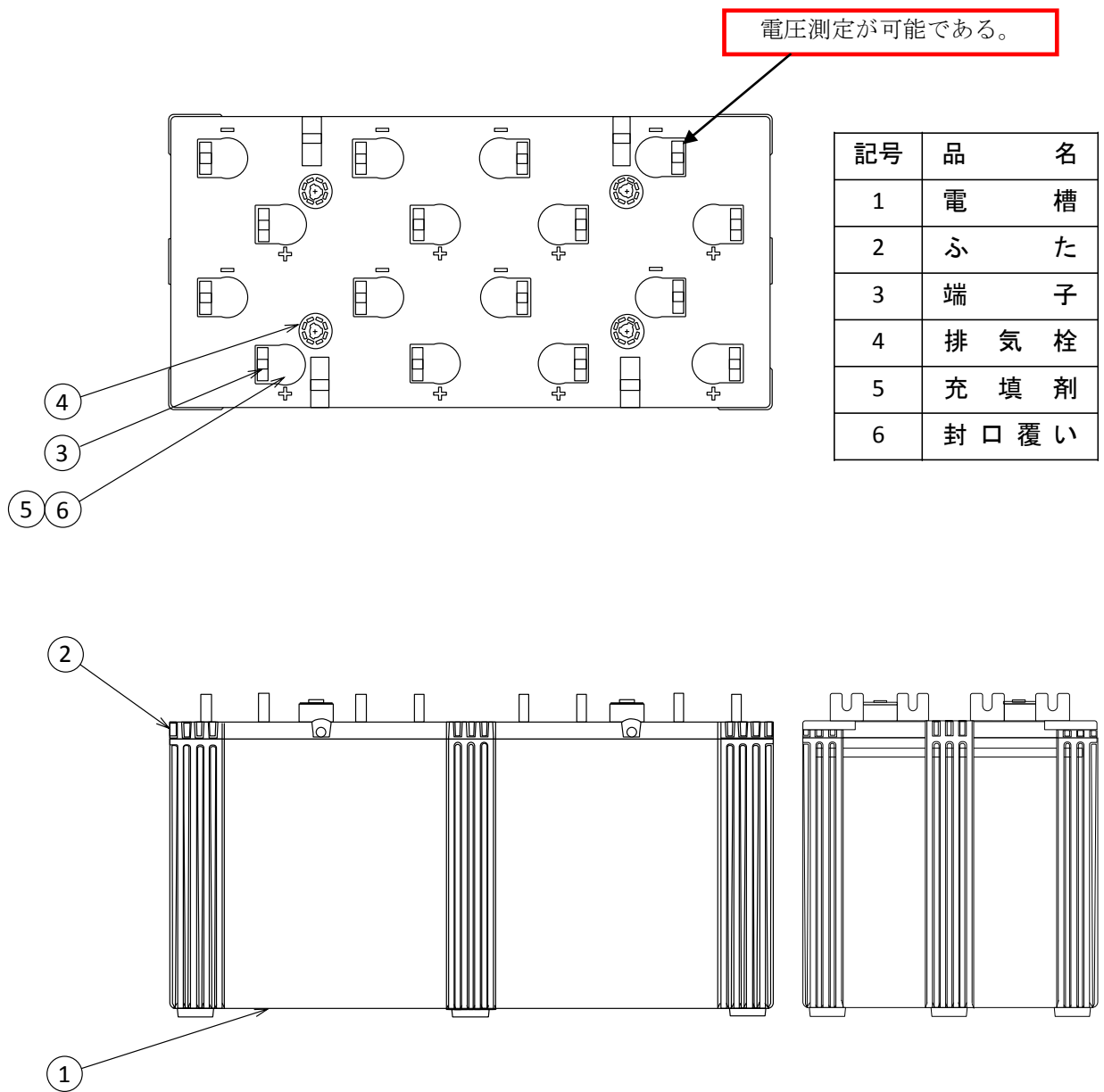


図 57-4-19 250V 蓄電池 (3,000Ah) 構造図

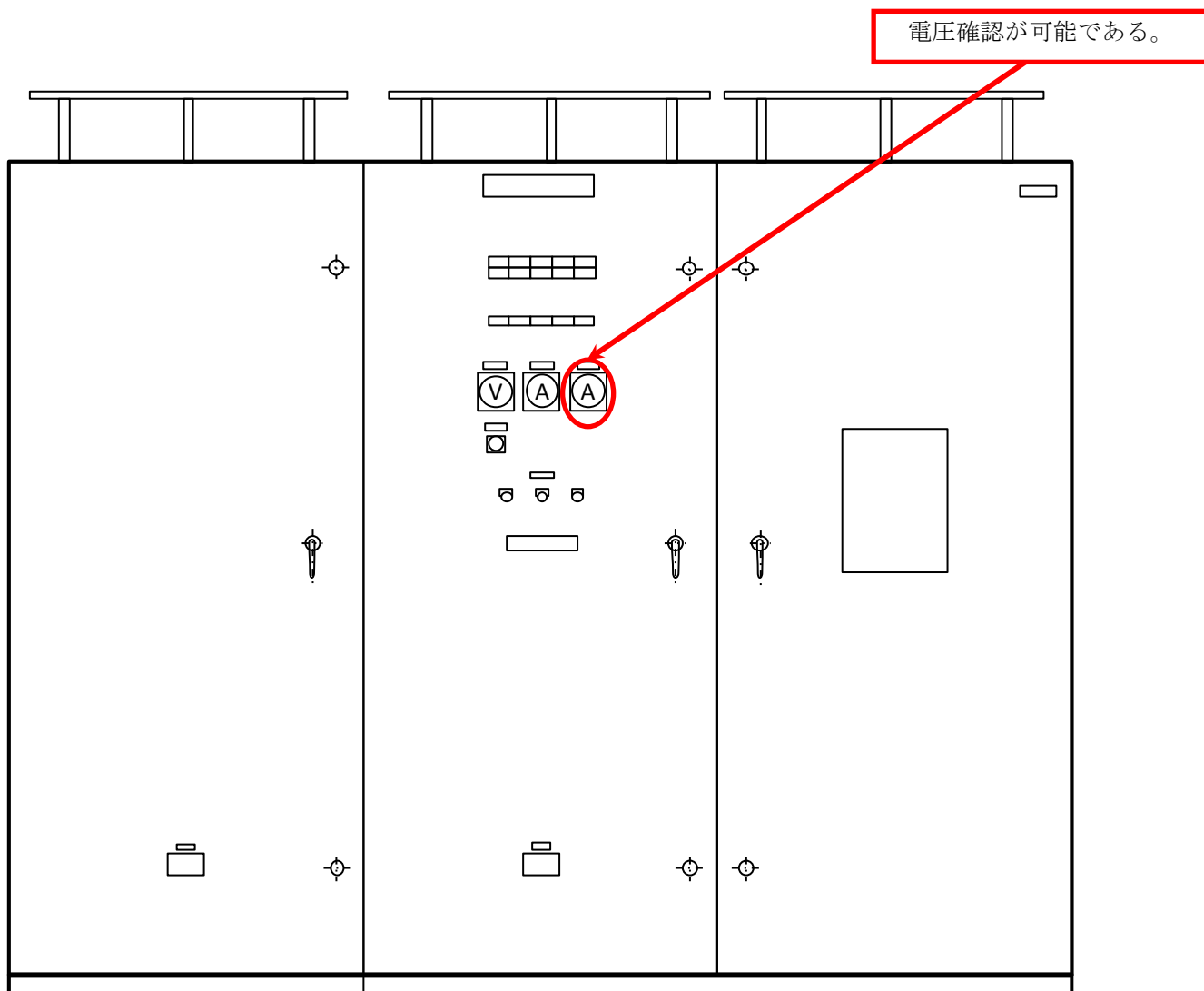


図 57-4-20 125V 代替充電器盤構造図

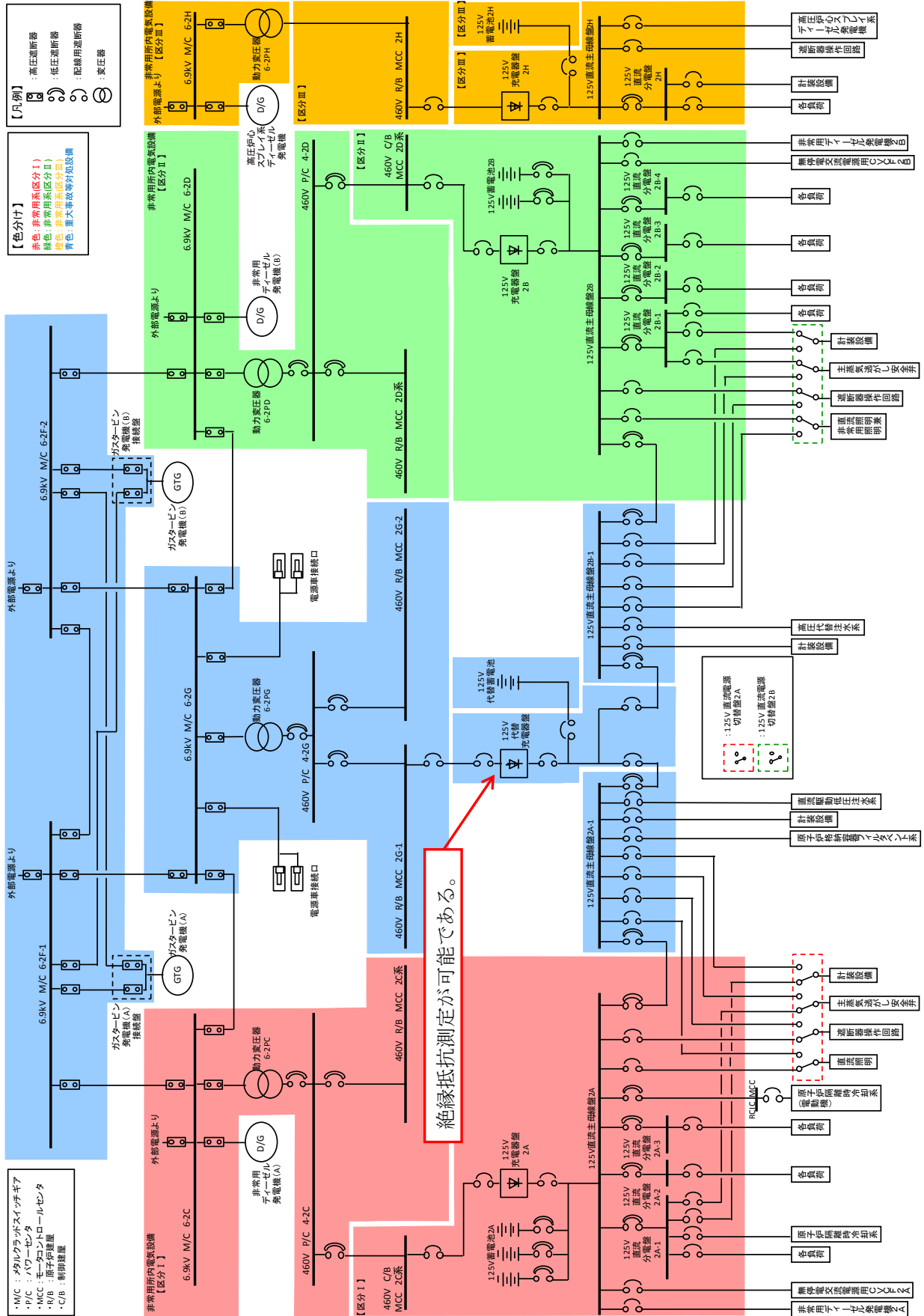


図 57-4-21 125V 代替充電器盤試験系統図

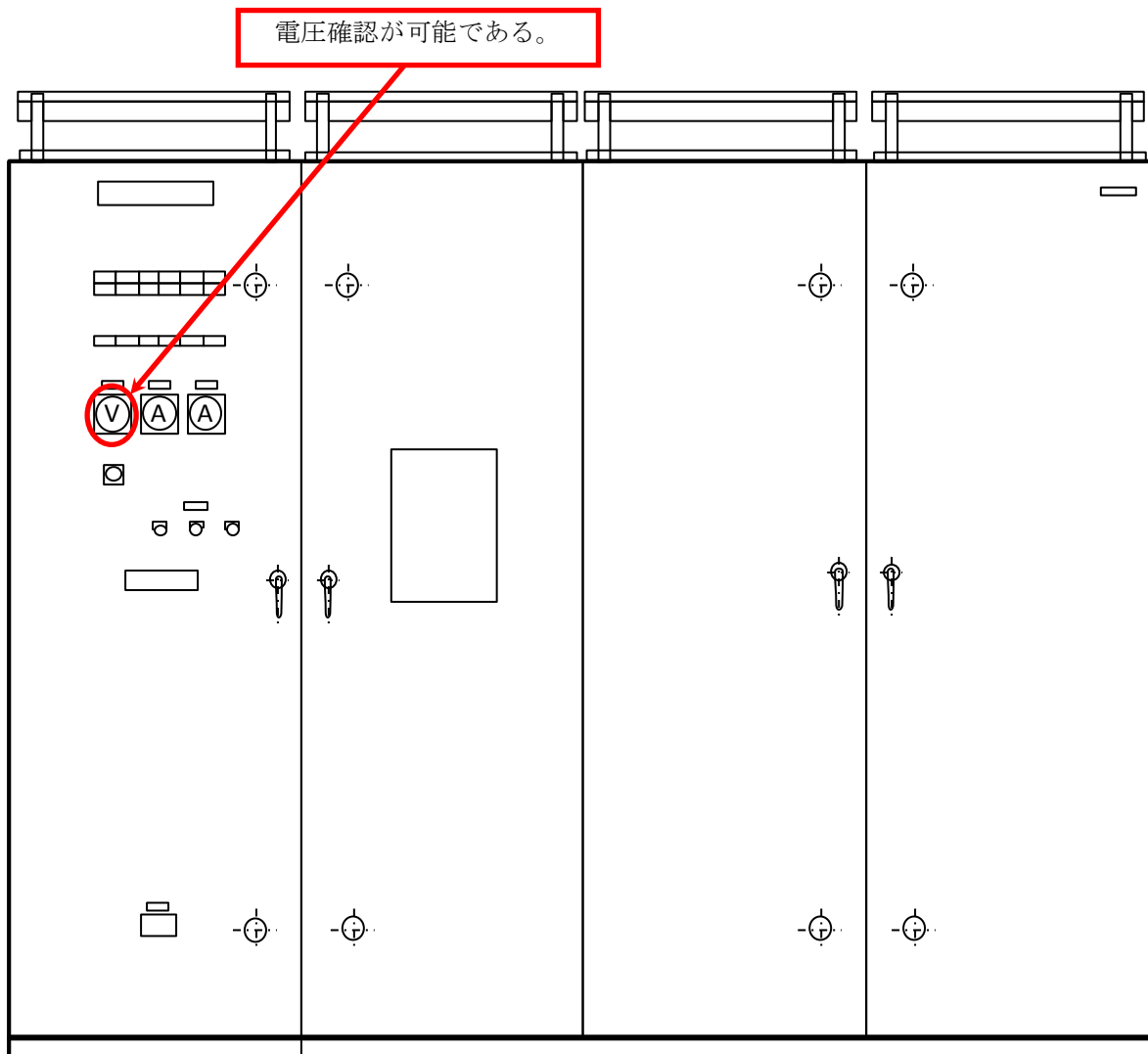


図 57-4-22 250V 充電器盤 構造図

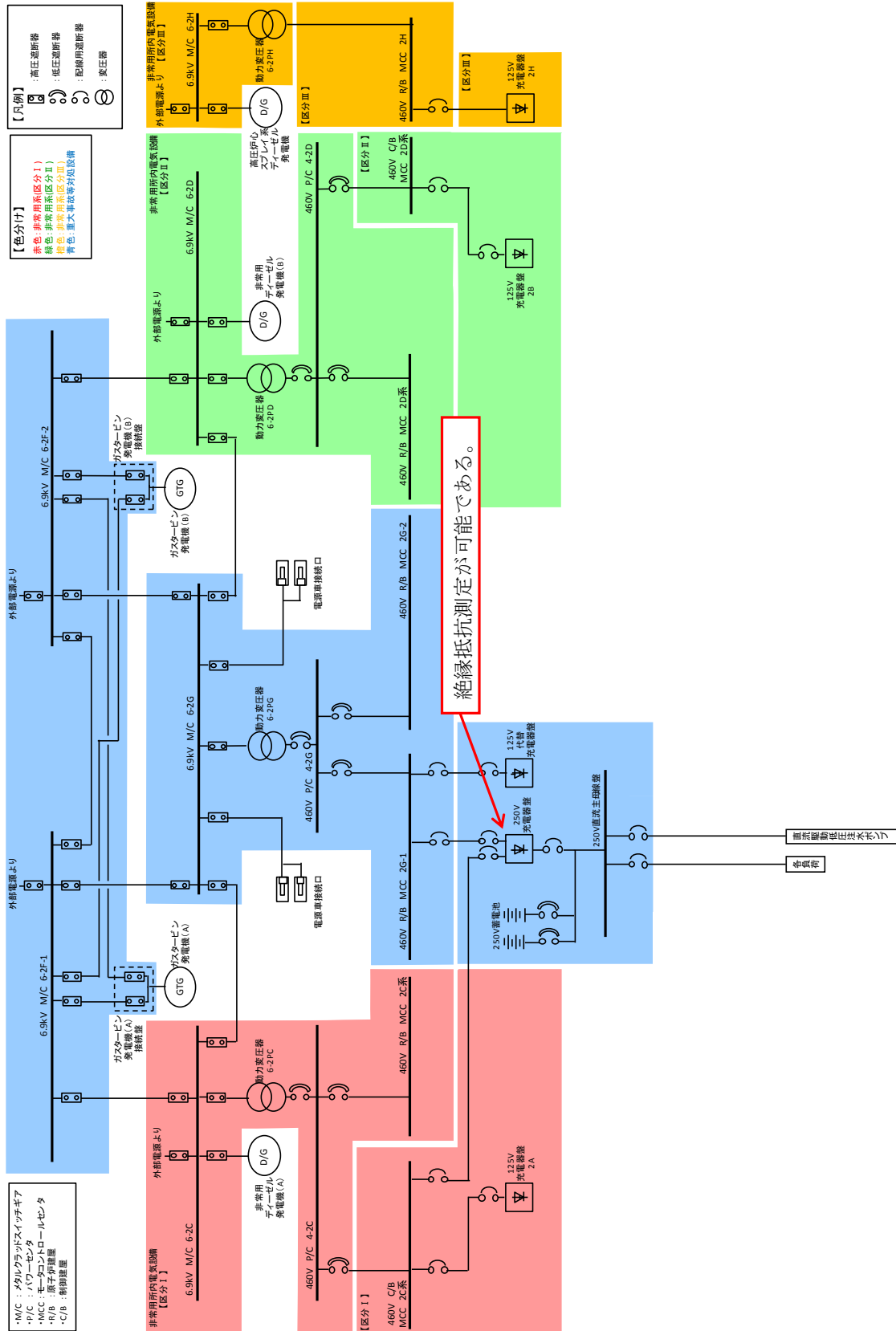


図 57-4-23 250V 充電器盤試験系統図

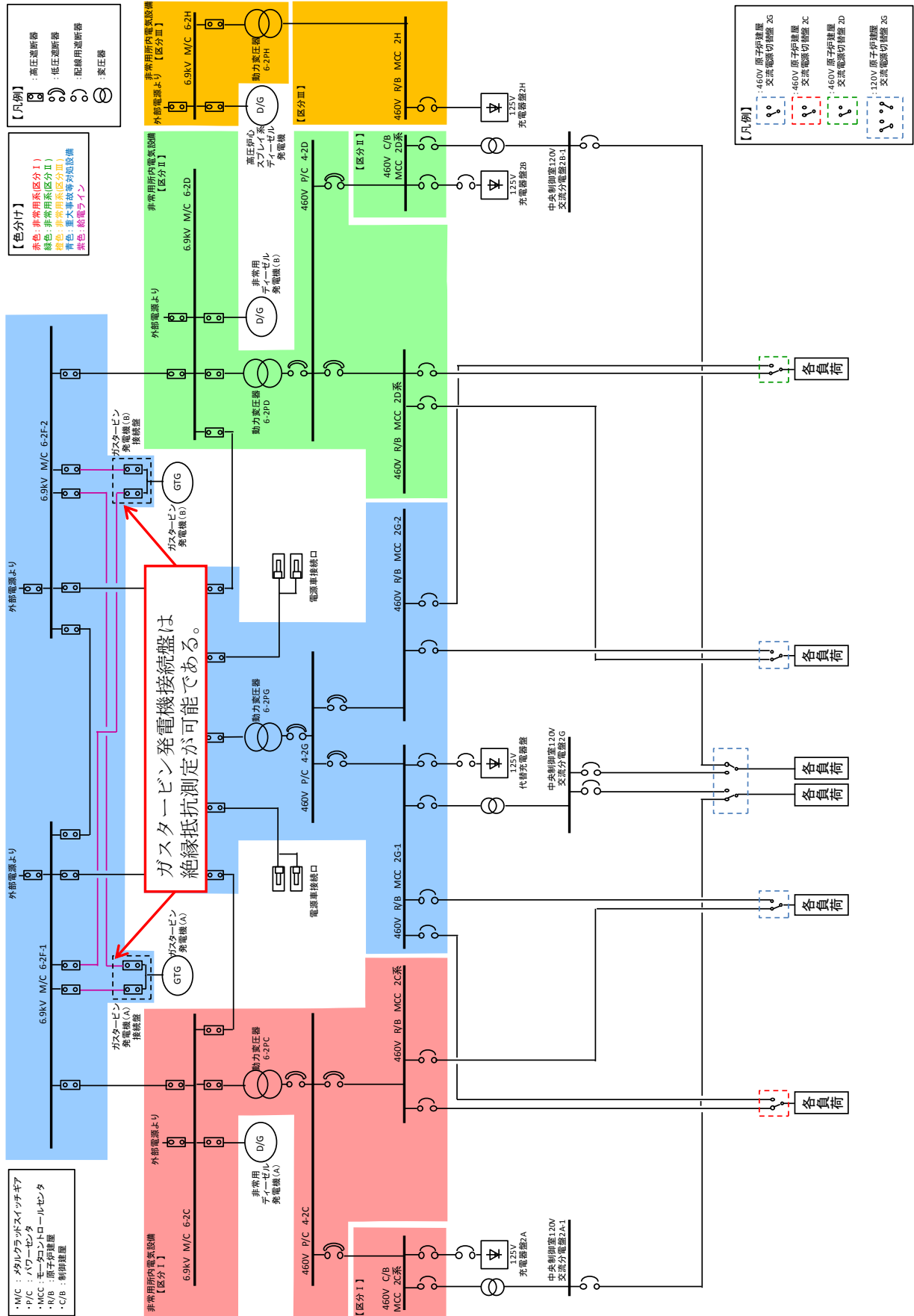


図 57-4-24 ガスタービン発電機接続盤試験系統図



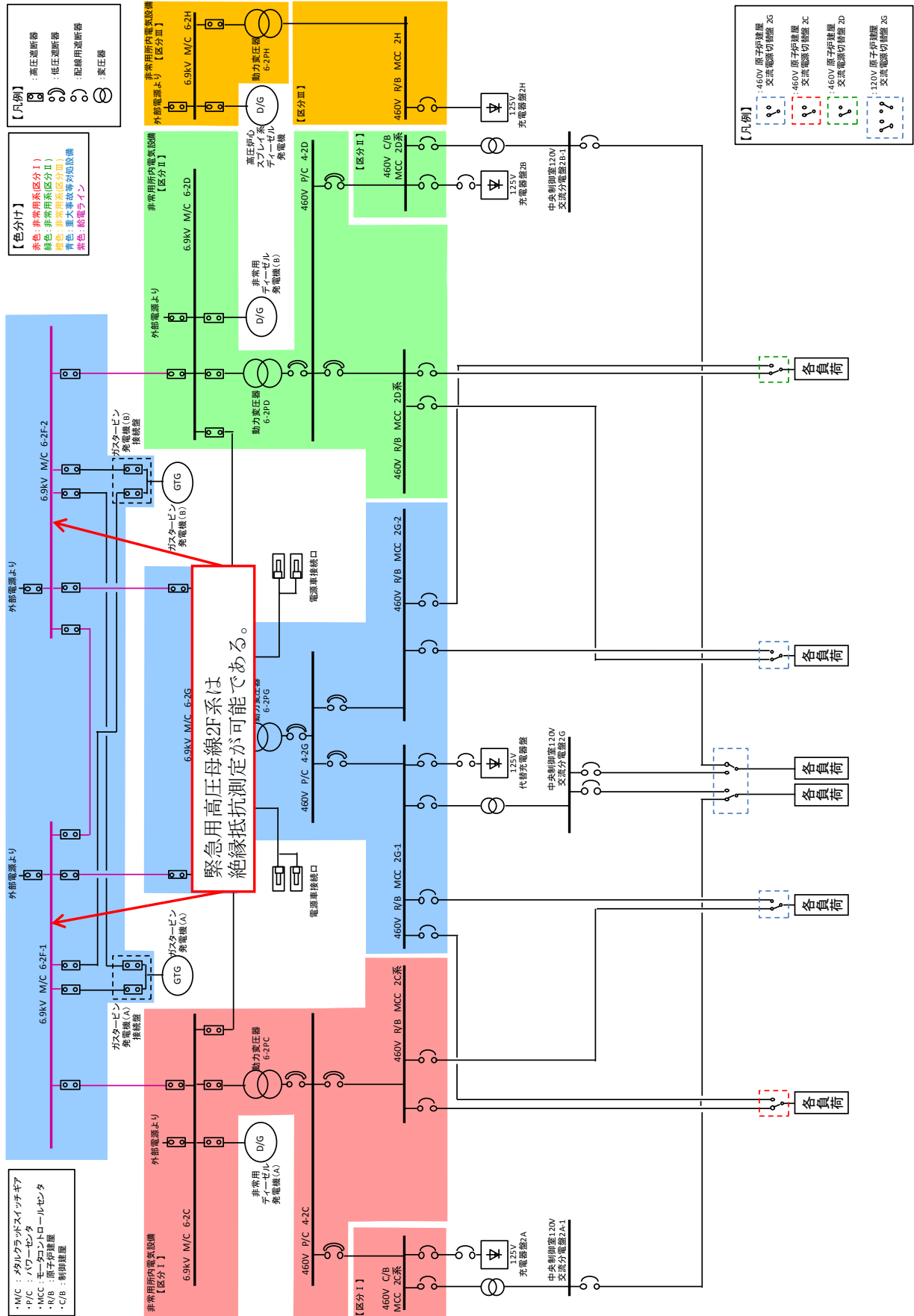


図 57-4-25 緊急用高圧母線 2F 系試験系統図

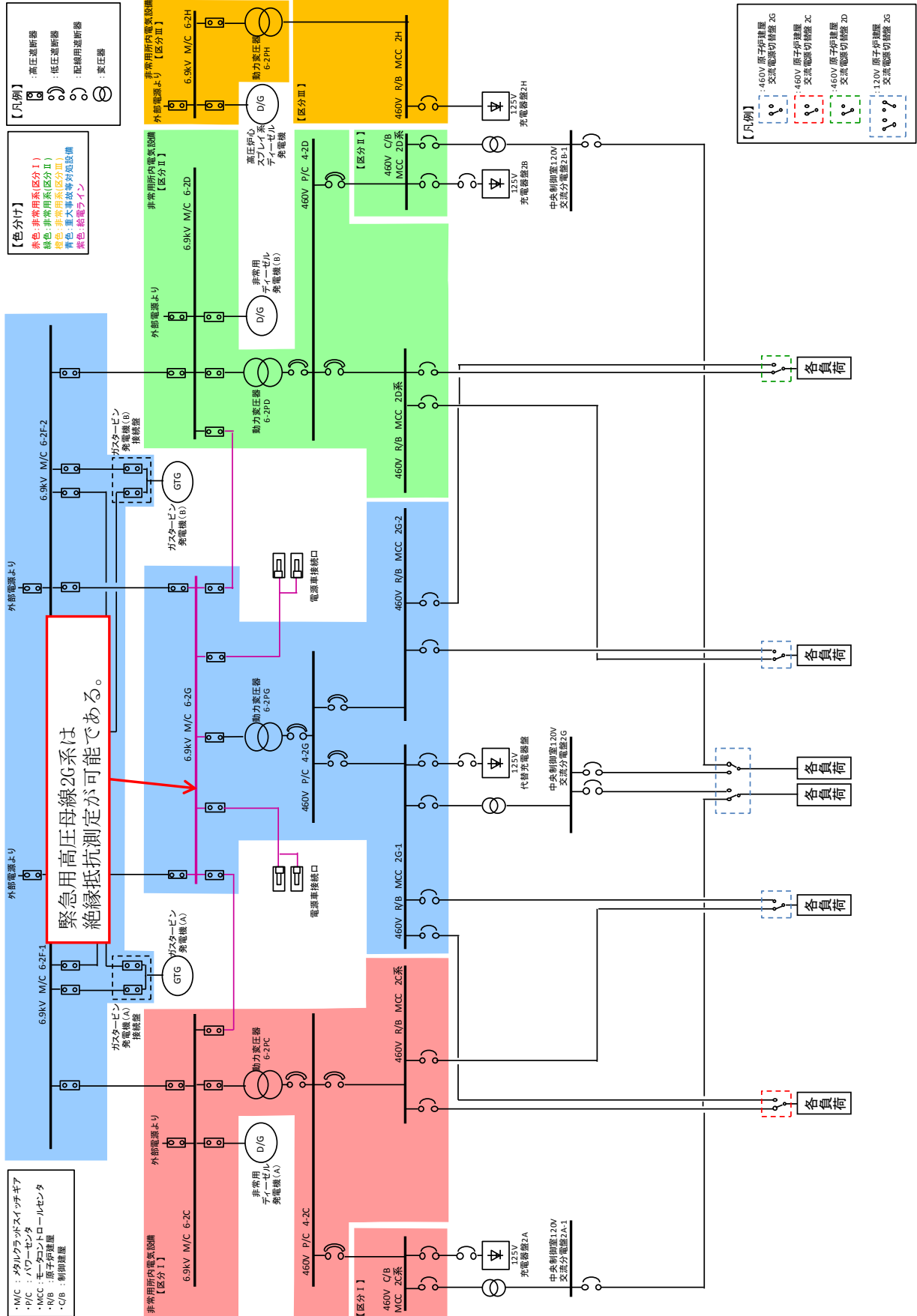


図 57-4-26 緊急用高圧母線 2G 系試験系統図

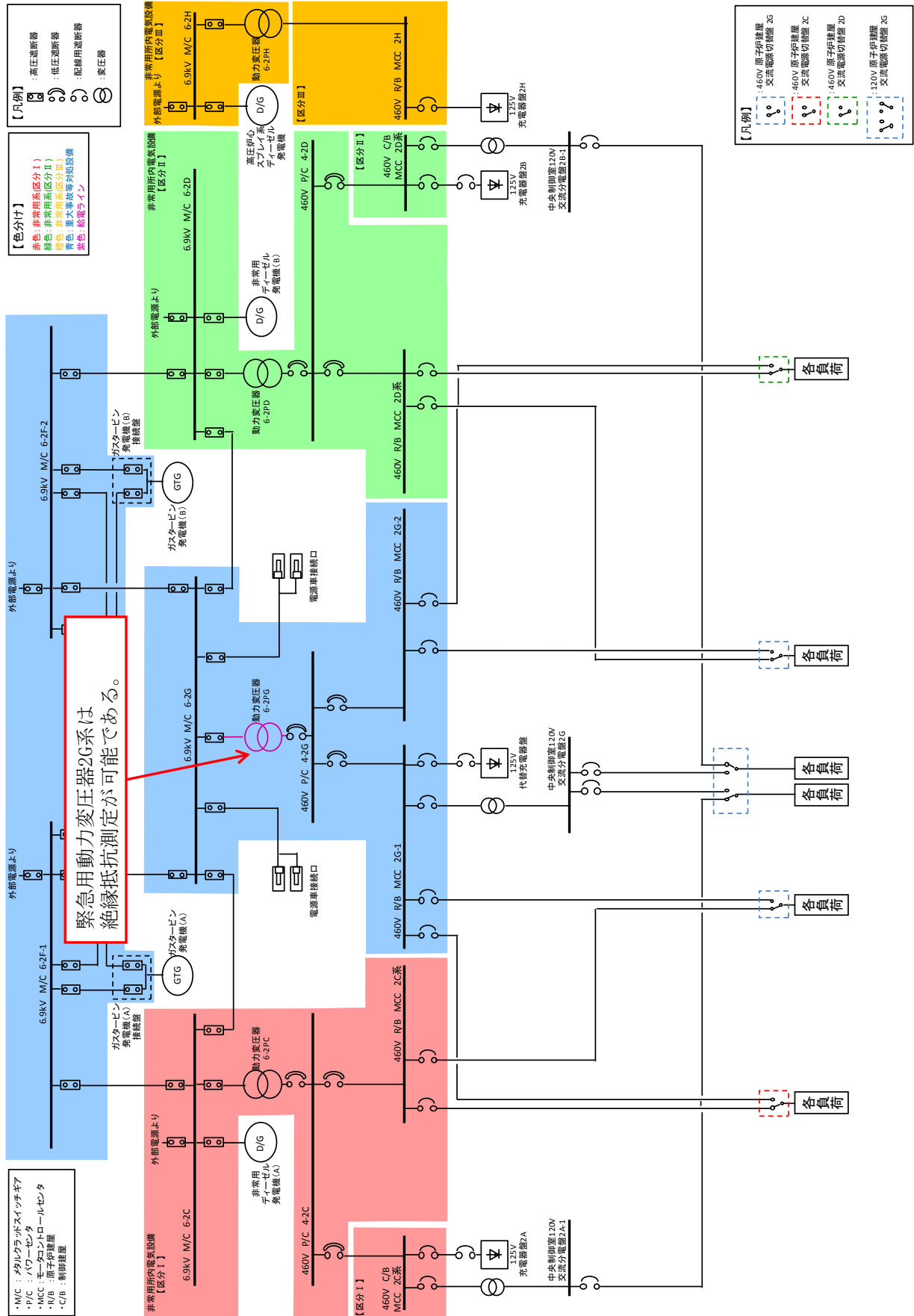


図 57-4-27 緊急用動力変圧器 2G 系試験系統図

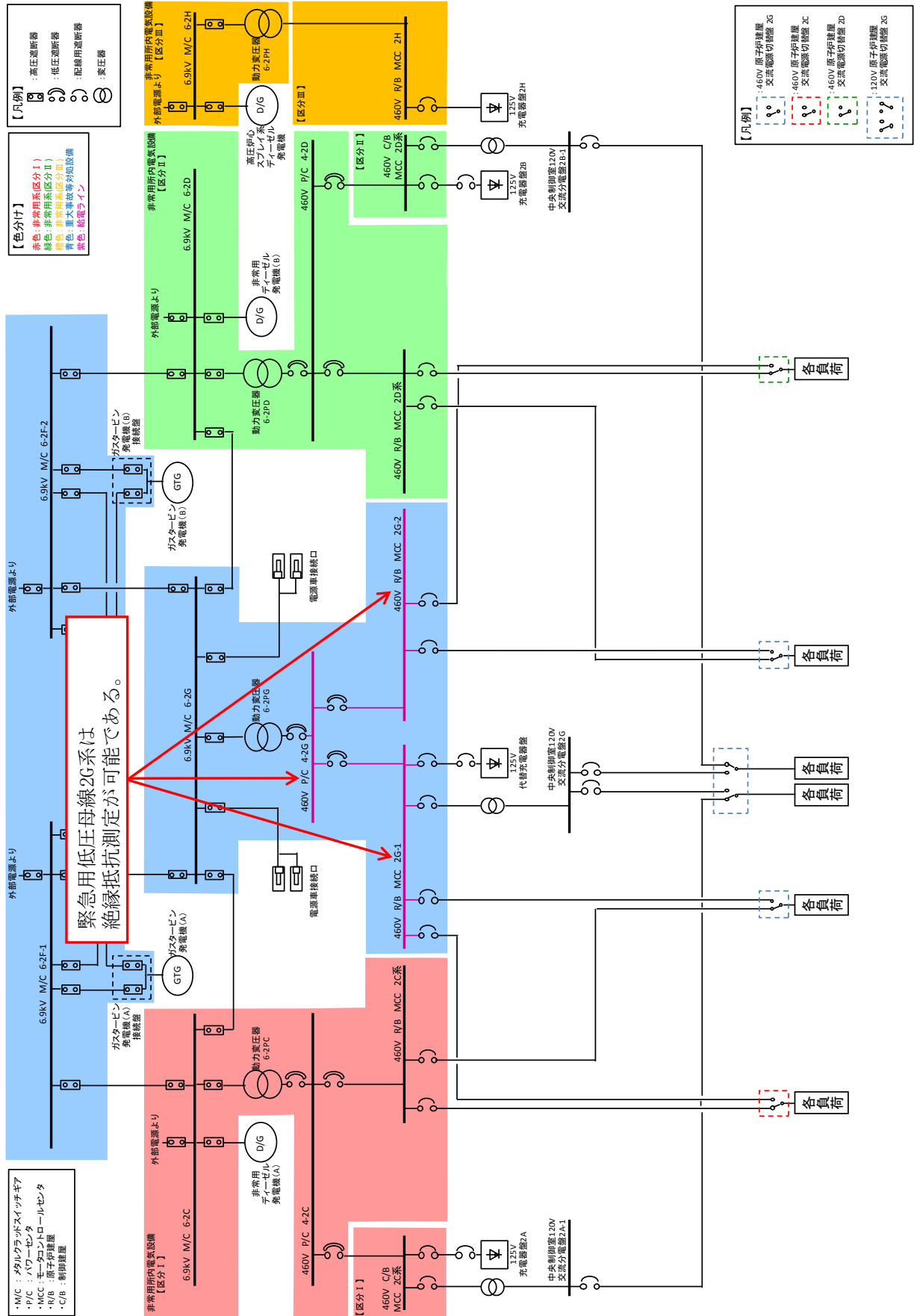


図 57-4-28 緊急用低圧母線 2G 系試験系統図

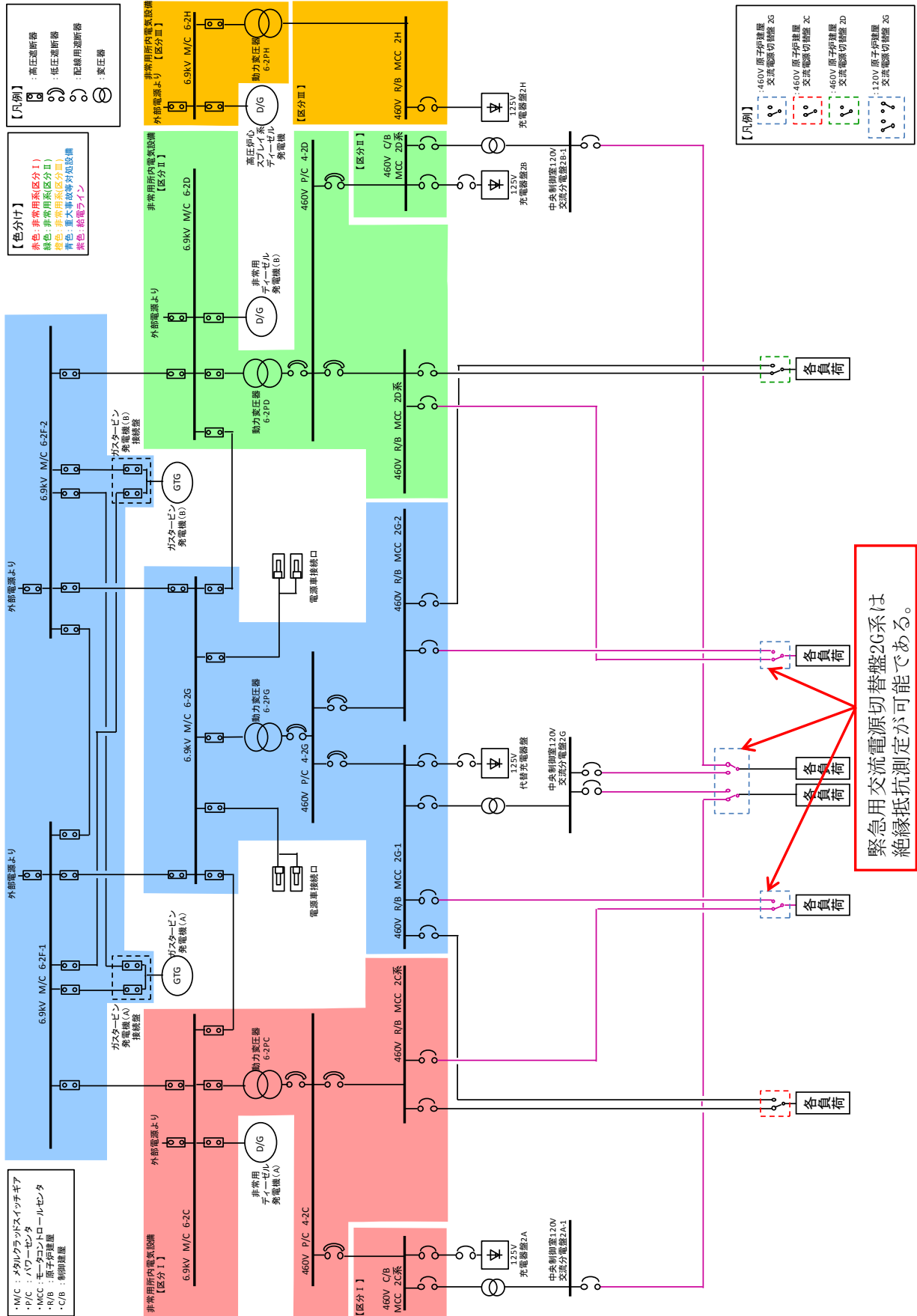


図 57-4-29 緊急用交流電源切替盤 2G 系試験系統図

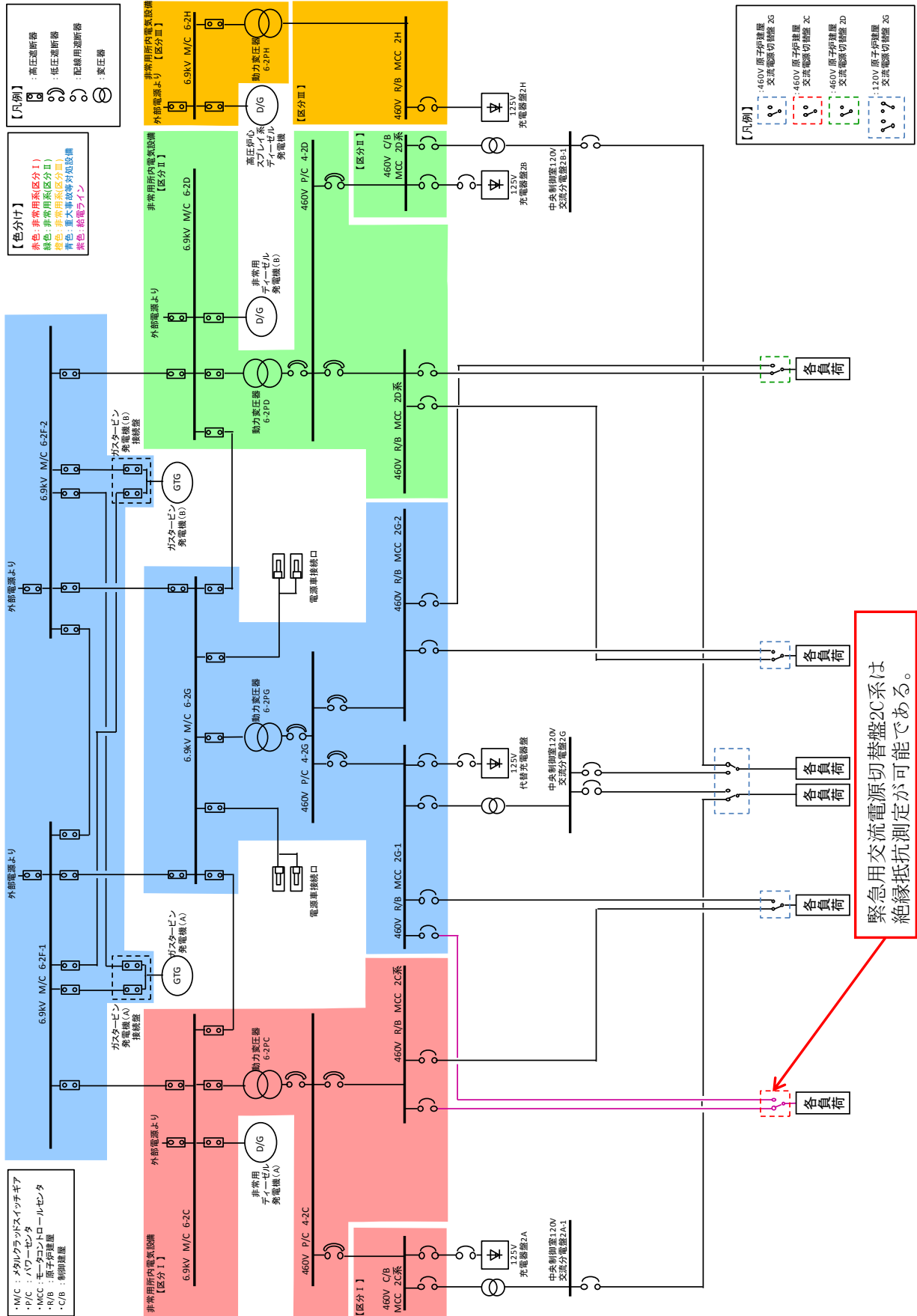


図 57-4-30 緊急用交流電源切替盤 2C 系試験系統図

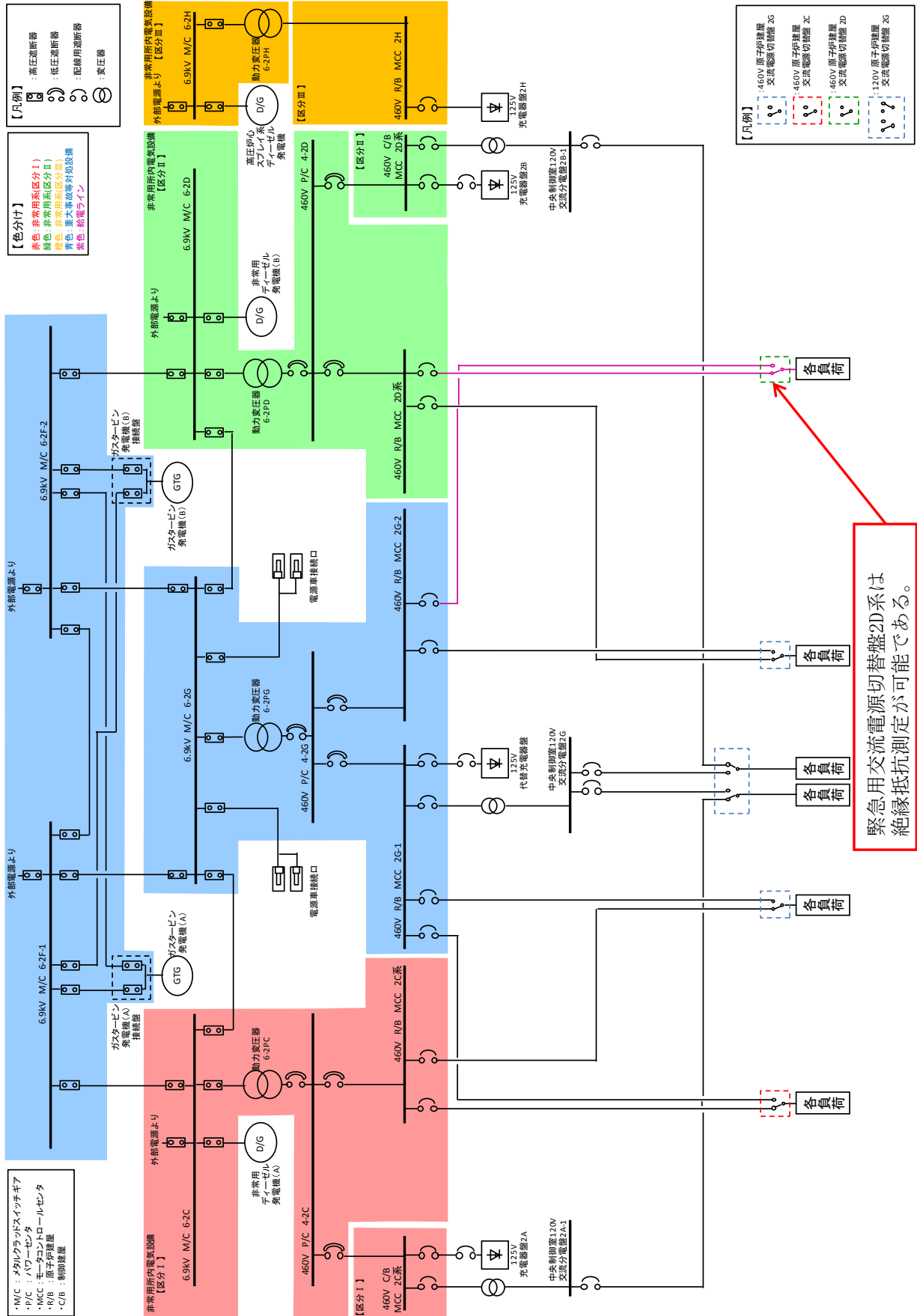


図 57-4-31 緊急用交流電源切替盤 2D 系試験系統図

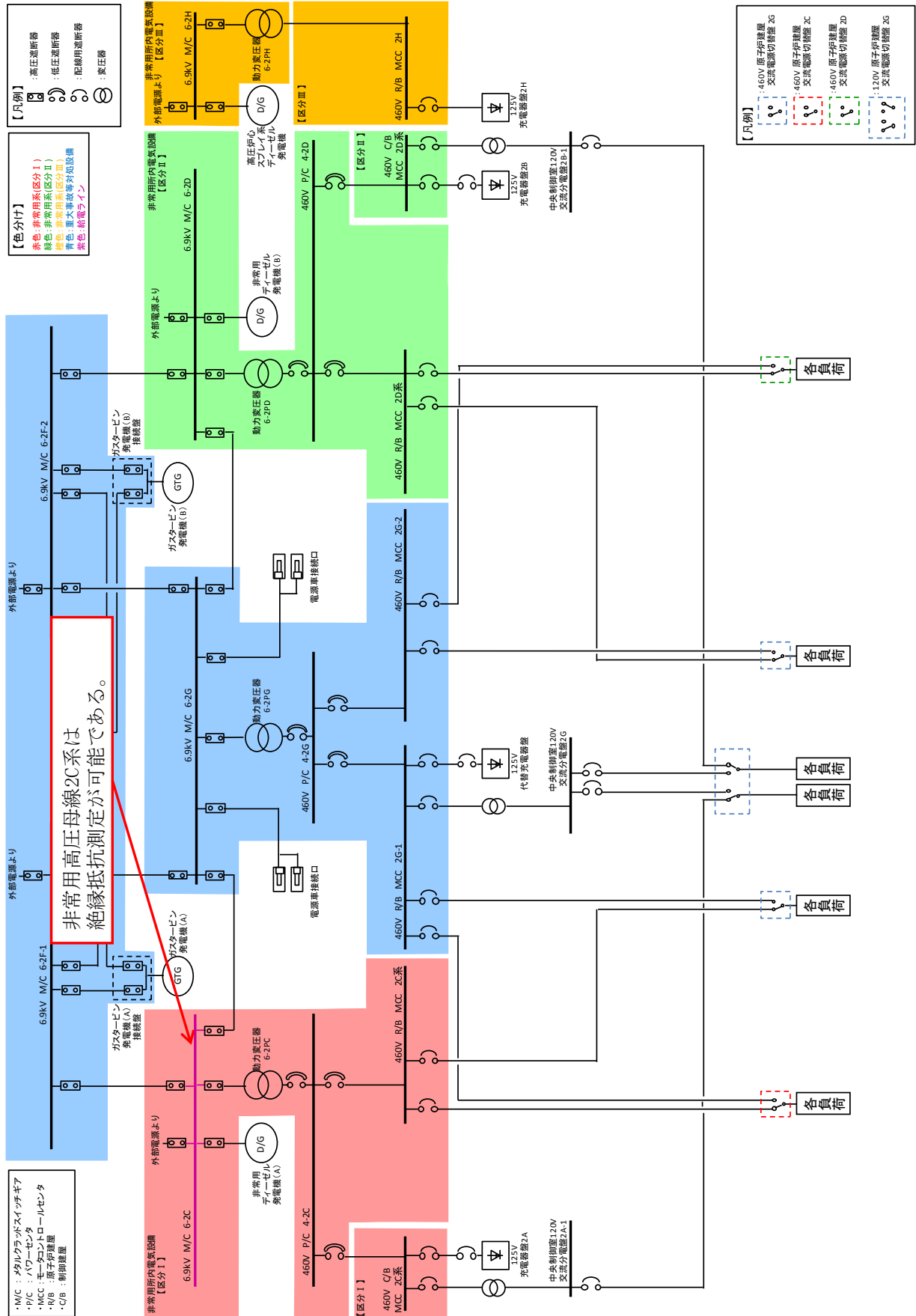


図 57-4-32 非常用高圧母線 2C 系試験系統図



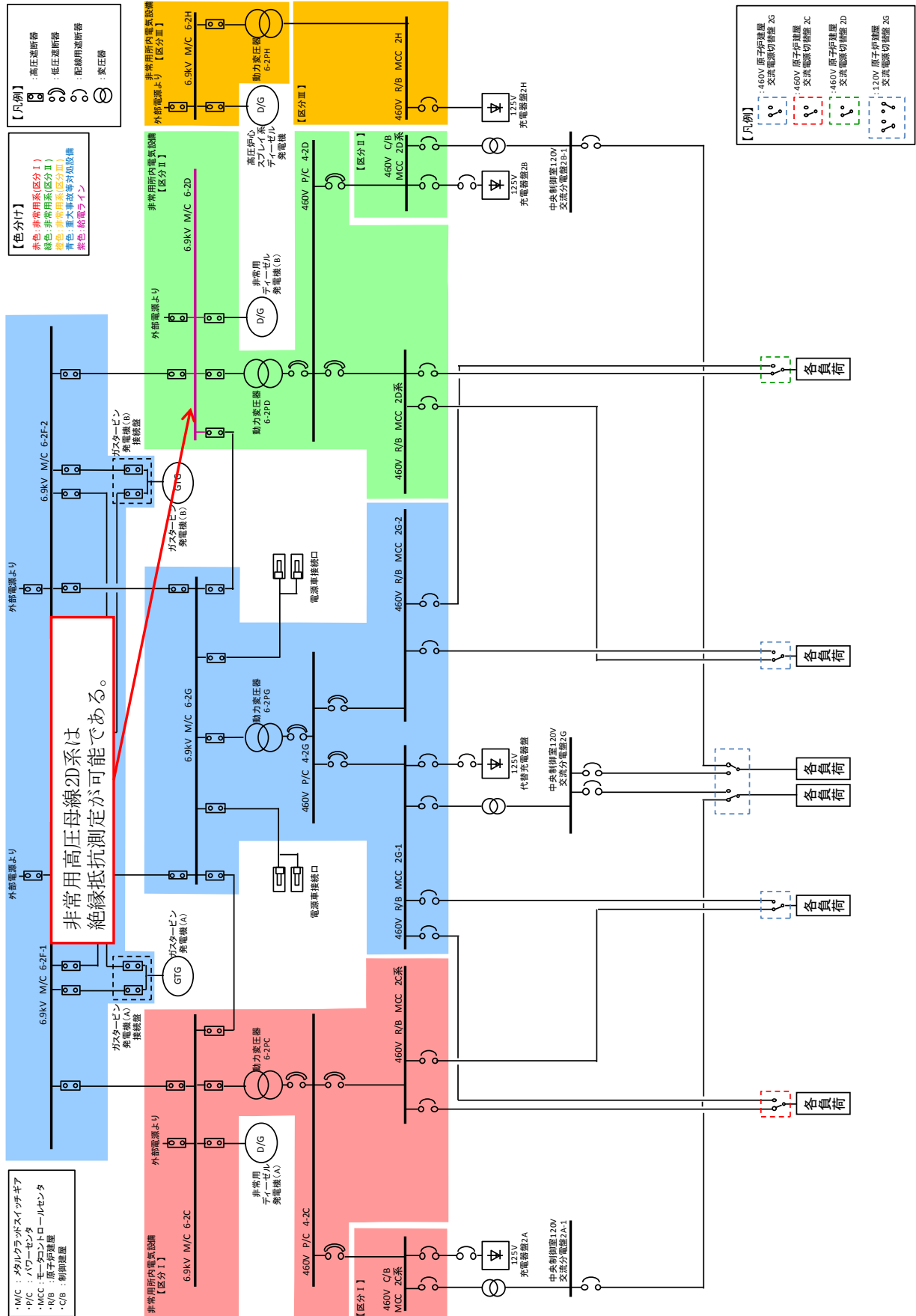


図 57-4-33 非常用高圧母線 2D 系試験系統図

57-5  
容量設定根拠

名称		電源車
個数	個	6 (うち予備 1)
容量	kVA/個	400

【設定根拠】

設計基準事故対処設備の電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給するために電源車を配備する。

1. 可搬型代替交流電源設備としての容量

電源車の容量は、以下の①及び②について必要な負荷を基に設定する。

- ① ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ給電
- ② 代替所内電気設備から 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤を経由し、直流負荷へ給電

- ① ガスタービン発電機が使用不能の場合、復水移送ポンプを使用した低圧代替注水系（常設）にて炉心の冠水を実施するために必要となる負荷は以下のとおり、最大負荷 644.1kW 及び連続負荷 643.3kW である。したがって、電源車 2 台分を必要容量（680kW=400kVA×力率 0.85×2 台）とする。

負荷名称	負荷容量
125V 充電器盤 2A	105.0 kW
125V 充電器盤 2B	105.0 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2A	52.5 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2B	52.5 kW
復水移送ポンプ	45.0 kW
復水移送ポンプ	45.0 kW
非常用照明	56.0 kW
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.0 kW
その他必要な負荷	107.3 kW (108.05kW)
合計（連続負荷） （最大負荷）	643.3 kW (644.1 kW)

- ② 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B が使用不能の場合、代替所内電気設備から 125V 代替充電器盤を経由し高圧代替注水系に給電し、低圧注水系が使用不能の場合、代替所内電気設備から 250V 充電器盤を経由し直流駆動低圧注水系に給電する。高圧代替注水系による炉心の冠水を実施するために必要となる負荷は 125V 代替充電器盤の容量となり、連続負荷約 105kW である。また、直流駆動低圧注水系による炉心の冠水を実施するために必要となる負荷は 250V 充電器盤の容量となり、連続負荷約 179kW であるため、合計で 284kW となる。したがって、電源車 1 台分を必要容量(340kW=400kVA×力率 0.85×1 台)とする。

2. 緊急時対策所用代替交流電源設備としての容量

電源車の容量は、ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ給電について必要な負荷を基に設定する。

ガスタービン発電機が使用不能の場合、緊急時対策所の換気空調設備、照明設備、必要な情報を把握できる設備等の負荷は以下のとおり、最大負荷 337.1kW 及び連続負荷 315.1kW である。したがって、電源車 1 台分を必要容量 (340kW=400kVA×力率 0.85×1 台) とする。

負荷名称		負荷容量
換気空調設備	緊急対策エリア冷凍機 圧縮機ユニット圧縮機 3 台	66.0 kW (88.0 kW)
	緊急対策エリア冷凍機凝縮器ユニット空冷コンデンサ排風機 6 台	33.0 kW
	緊急対策エリア 常・非常用送風機	22.0 kW
	緊急時対策所 常・非常用送風機	11.0 kW
	緊急時対策所 常・非常用排風機	7.5 kW
	緊急時対策所 非常用送風機	3.7 kW
	緊急時対策所 非常用排風機	22.0 kW
	緊急時対策所 非常用フィルタ装置加熱ヒータ 2 台	10.0 kW
	その他空調負荷	5.08kW
	・照明設備 (コンセント負荷含む)	40.0 kW
	・必要な情報を把握できる設備, 通信連絡設備	4.24kW
その他負荷	125V 充電器盤 J-1	67.0 kW
	CO2 除去装置	5.4 kW
	火災防護設備	17.52kW
	その他負荷	0.6 kW
合計 (連続負荷)		315.1 kW
(最大負荷)		(337.1 kW)

名称		軽油タンク
基数	基	6
容量	kL/個	110
最高使用圧力	kPa[gage]	静水頭
最高使用温度	℃	66

**【設定根拠】**

軽油タンクは、重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される可搬型重大事故等対処設備が7日間連続運転する場合に必要な燃料を保有する。

1. 容量

設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において配備を要求される設備のうち、軽油タンクより燃料補給を必要とする設備は以下のとおり。

条 文	重 大 事 故 等 対 処 設 備
46 条	電源車*1
47 条	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
48 条	熱交換器ユニット, 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
49 条	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
50 条	熱交換器ユニット, 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
51 条	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
52 条	熱交換器ユニット, 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
54 条	熱交換器ユニット, 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
55 条	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
56 条	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）, 大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
57 条	電源車*2

\*1：可搬型代替直流電源設備

\*2：可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備

軽油タンクの容量は、重大事故等時の有効性評価上、可搬型重大事故等対処設備の燃料消費が最大となる事故シナリオ（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失）において、同時にその機能を発揮することを要求される可搬型重大事故等対処設備が、7日間（168時間）の連続運転にて消費する燃料消費量を基に設定する。

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (kL/h)	①×②燃料消費量 (kL/168時間)
大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	2	0.188	約 64
熱交換器ユニット	1	0.056	約 10
電源車	1*3	0.100	約 17
計			約 91

\*3：可搬型直流電源設備で必要となる台数

以上のとおり、使用する設備に対して、7日間連続運転した場合の必要容量約91kLに対し、軽油は合計で660kL保有し、必要量に対して余裕を有している。

**【参考】**

大容量送水ポンプ(タイプⅡ)2台(55条,56条)及び可搬型代替交流電源設備電源車(57条)は上記設備と同時に使用するものではないが、各設備が定格出力にて7日間連続運転した場合の燃料消費量は以下のとおり、約95kLとなり、軽油タンクの必要容量は上記設備との合計で約186kLとなる。

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (kL/h)	①×②燃料消費量 (kL/168時間)
大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	2	0.230	約 78
電源車	2*4	0.100	約 17
計			約 95

\*4：電源車の最大必要台数は、可搬型代替交流電源設備で使用する2台である。そのうち、可搬型代替直流電源設備で1台の燃料消費量を積み上げているため、残りの1台分の燃料消費量を記載している。

2. 最高使用圧力の設定根拠

軽油タンクの最高使用圧力は、軽油タンクが開放型であることから静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

軽油タンクの最高使用温度は、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系の最高使用温度と同じ66℃とする。

名称		ガスタービン発電設備軽油タンク
個数	—	3
容量	kL/個	110
最高使用圧力	kPa [gage]	静水頭
最高使用温度	℃	50

**【設定根拠】**

ガスタービン発電設備軽油タンクは、重大事故等時において、その機能を発揮することを要求されるガスタービン発電機が7日間連続運転する場合に必要な燃料を保有する。

1. 容量

ガスタービン発電設備軽油タンクの容量は、重大事故等時の有効性評価上、重大事故等対処設備の燃料が最大となる事故シナリオ(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))において、ガスタービン発電機が7日間(168時間)連続運転にて消費する燃料消費量を基に設定する。

$$V = c \times H \times n$$

c:燃料消費率 (kL/h)    H:運転時間 (h)

n:個数 (個)                    V:燃料消費量 (kL)

0.96kL/h	×	1h	×	2台	=	1.92kL	≒	約	2kL
0.84kL/h	×	23h	×	2台	=	38.64kL	≒	約	39kL
0.94kL/h	×	2h	×	2台	=	3.76kL	≒	約	4kL
0.95kL/h	×	1h	×	2台	=	1.9kL	≒	約	2kL
0.89kL/h	×	141h	×	2台	=	250.98kL	≒	約	251kL
						合計		約	298kL

必要容量約298kLに対し、軽油は合計で330kL保有し、必要量に対して余裕を有している。

また、重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される可搬型重大事故等対処設備が7日間連続運転する場合に必要な燃料を保有する。

可搬型重大事故等対処設備を7日間連続運転した場合の必要容量約91kLに対し、必要量に対して余裕を有している。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電設備軽油タンクの最高使用圧力は、開放型タンクであることから静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電設備軽油タンクの最高使用温度は、ガスタービン発電設備燃料移送系の最高使用温度と同じ50℃とする。

名称		タンクローリ
個数	個	3 (うち予備 1)
容量	kL/個	4.0
最高使用圧力	kPa[gage]	24
最高使用温度	℃	40

**【設定根拠】**

タンクローリは、重大事故等時に、大容量送水ポンプ(タイプ I)、熱交換器ユニット及び電源車等に燃料を補給する。

なお、軽油タンクの容量と同様に、重大事故等時の有効性評価上、可搬型重大事故等対処設備の燃料消費が最大となる事故シナリオ(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失)において、同時にその機能を発揮することを要求される可搬型重大事故等対処設備に対して燃料補給を行うことを想定する。

1. 容量

可搬型重大事故等対処設備への燃料補給は、タンクローリ 2 台で行うこととしており、それぞれ注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)、熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)及び熱交換器ユニットに対してタンクローリ 1 台、電源車に対してタンクローリ 1 台にて補給を行う。

(1) タンクローリ A

a. 各機器の運転可能時間

○注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)の運転可能時間

運転可能時間 =  $V_w \div C_w = 990L \div 188L/h = 5.2h$  (312min)

$V_w$ : 注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)の燃料タンク容量(L) = 990L

$C_w$ : 燃料消費率(L/h) = 188L/h(定格)

保守的に 300 分とする。

○熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)の運転可能時間

運転可能時間 =  $V_w \div C_w = 990L \div 188L/h = 5.2h$  (312min)

$V_w$ : 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)の燃料タンク容量(L) = 990L

$C_w$ : 燃料消費率(L/h) = 188L/h(定格)

保守的に 300 分とする。

○熱交換器ユニットの運転可能時間

運転可能時間 =  $V_h \div C_h = 900L \div 55.5L/h = 16.2h$  (972min)

$V_h$ : 熱交換器ユニットの燃料タンク容量(L) = 900L

$C_h$ : 燃料消費率(L/h) = 55.5L/h(定格)

保守的に 900 分とする。



## b. 燃料補給手順

注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットへの燃料補給の手順は以下のとおり。

### 【所要時間の考え方】

- ・重大事故等対応要員の移動時間は、移動時間が最大となる緊急時対策所から、タンクローリを保管している第 3 保管エリアまでの移動を想定し 25 分とする。
- ・タンクローリの移動時間は、移動時間が最大となる注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所から熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所までの移動を想定し 15 分とする。
- ・軽油タンクからタンクローリの補給時間は、軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ時間を想定し 100 分とする。
- ・各機器への補給時間は、補給時間が最大となる注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）への補給（準備作業を含む）を想定し 30 分とする。

### 【タンクローリ A による補給手順（注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットへの補給）】

- ① 移動（重大事故等対応要員（緊急時対策所⇒保管エリア））：25 分
- ② 移動（タンクローリ（保管エリア⇒軽油タンク））：15 分
- ③ 補給（軽油タンク⇒タンクローリ）：100 分
- ④ 移動（タンクローリ（軽油タンク⇒注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所））：15 分
- ⑤ 補給（タンクローリ⇒注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I））：30 分
- ⑥ 補給（タンクローリ⇒注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I））：30 分
- ⑦ 移動（タンクローリ（注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所⇒軽油タンク））：15 分
- ⑧ 補給（軽油タンク⇒タンクローリ）：100 分
- ⑨ 移動（タンクローリ（軽油タンク⇒注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所））：15 分
- ⑩ 補給（タンクローリ⇒注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I））：30 分
- ⑪ 移動（タンクローリ（注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所⇒熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所））：15 分
- ⑫ 補給（タンクローリ⇒熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I））：30 分
- ⑬ 移動（タンクローリ（熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所⇒熱交換器ユニット設置場所））：15 分
- ⑭ 補給（タンクローリ⇒熱交換器ユニット）：30 分

タイムチャートは、「図 57-5-1 タンクローリ A から注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットへの補給のタイムチャート」に示す。

移動ルートは「57-11 燃料補給に関する補足説明資料」を参照。

### c. タンクローリ A の補給成立性

#### (a) 注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）への補給成立性

注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）へ 1 回目の補給を行うのは、事象発生から 10 時間以降であるため、手順①②③④はアクセスルートの復旧が完了する事象発生後 4 時間から注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）が起動する事象発生後 10 時間までに実施する。

1 回目 ⑤=30 分（残量：4,000L-990L=3,010L）

2 回目 ⑥=30 分（残量：3,010L-990L=2,020L）

3 回目 ⑦+⑧+⑨+⑩=160 分（残量：4,000L-990L=3,010L）

4 回目 ⑪+⑫+⑬+⑭=90 分（残量：3,010L-990L-900L=1,120L）

⑦+⑧+⑨+⑩=160 分（残量：4,000L-990L=3,010L）

90 分+160 分=250 分

5 回目以降は、4 回目と同じサイクルを実施する。

注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）の燃料補給時間は 250 分である。

#### (b) 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）への補給成立性

熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）へ 1 回目の補給を行うのは、事象発生から 19 時間以降であり、タンクローリへの補給は事象発生後 19 時間までに実施する。熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）への補給は、注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）へ補給後に実施する。

1 回目 ⑪+⑫=45 分（残量：3,010L-990L=2,020L）

2 回目 ⑬+⑭=45 分（残量：2,020L-900L=1,120L）

⑦+⑧+⑨+⑩+⑪+⑫=205 分（残量：4,000L-990L-990L=2,020L）

45 分+205 分=250 分

3 回目以降は、2 回目と同じサイクルを実施する。

熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）の燃料補給時間は 250 分である。

#### (c) 熱交換器ユニットへの補給成立性

熱交換器用ユニットへ 1 回目の補給を行うのは、事象発生から 19 時間以降であり、タンクローリへの補給は事象発生後 19 時間までに実施する。熱交換器ユニットへの補給は、熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）へ補給後に実施する。

1 回目 ⑬+⑭=45 分 (残量:2,020L-900L=1,120L)

2 回目 ⑦+⑧+⑨+⑩+⑪+⑫+⑬+⑭=250 分

(残量:4,000L-990L-990L-900L=1,120L)

3 回目以降は、2 回目と同じサイクルを実施する。

熱交換器ユニットの燃料補給時間は 250 分である。

#### d. 評価結果

注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I) 及び熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ (タイプ I) の燃料補給時間は 250 分であり、運転可能時間である 300 分以内に燃料補給は可能である。

熱交換器ユニットの燃料補給時間は 250 分であり、運転可能時間である 900 分以内に燃料補給は可能である。

軽油の必要量  $990\text{L}+990\text{L}+900\text{L}=2,880\text{L}$  に対し、タンクローリの容量は 4,000L を有していることから、必要量に対して余裕を有している。

#### (2) タンクローリ B

##### a. 電源車の運転可能時間

○電源車への運転可能時間

運転可能時間  $=V_d \div C_d = 250\text{L} \div 100\text{L/h} = 2.5\text{h}$  (150min)

$V_d$ : 電源車の燃料タンク容量 (L) = 250L

$C_d$ : 燃料消費率 (L/h) = 100L/h (定格)

保守的に 120 分とする。

##### b. 燃料補給手順

電源車への燃料補給の手順は以下のとおり。

#### 【所要時間の考え方】

・重大事故等対応要員の移動時間は、移動時間が最大となる緊急時対策所から、タンクローリを保管している第 3 保管エリアまでの移動を想定し 25 分とする。

・タンクローリの移動時間は、移動時間が最大となる注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I) 設置場所から熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ (タイプ I) 設置場所までの移動を想定し 15 分とする。

・軽油タンクからタンクローリの補給時間は、軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ時間を想定し 100 分とする。

・各機器への補給時間は、補給時間が最大となる注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I) への補給 (準備作業を含む) を想定し 30 分とする。

#### 【タンクローリ B による補給手順 (電源車への補給)】

① 移動 (重大事故等対応要員 (緊急時対策所⇒保管エリア)) : 25 分

② 移動 (タンクローリ (保管エリア⇒軽油タンク)) : 15 分

③ 補給 (軽油タンク⇒タンクローリ) : 100 分

- ④ 移動 (タンクローリ (軽油タンク⇒電源車設置場所)) : 15 分
- ⑤ 補給 (タンクローリ⇒電源車) : 30 分

補給時間は、「図 57-5-2 タンクローリ B から電源車への補給のタイムチャート」に示す。

移動ルートは「57-11 燃料補給に関する補足説明資料」を参照。

c. タンクローリ B の補給成立性

(a) 電源車への補給成立性

電源車へ 1 回目の補給を行うのは、事象発生から 7 時間 30 分以降であることから、手順①②③④はアクセスルートの復旧が完了する事象発生後 4 時間から電源車が起動する事象発生後 7 時間 30 分までに実施する。

タンクローリ B は、軽油タンクから電源車へ移動後、⑤を繰り返し電源車へ補給を行う。

1 回目 ⑤=30 分 (残量 :  $4,000\text{L}-250\text{L}=3,750\text{L}$ )

2 回目から 9 回目まで、1 回目と同じサイクルを実施する。

(残量 :  $3,750\text{L}-(250\text{L}\times 8 \text{回})=1,750\text{L}$ )

事象発生後 24 時間以降は、ガスタービン発電機により給電を行うため、電源車への補給は不要である。

d. 評価結果

電源車への燃料補給時間は 30 分であり、運転可能時間である 120 分以内に燃料補給は可能である。

軽油の必要量  $250\text{L}\times 9 \text{回}=2,250\text{L}$  に対し、タンクローリの容量は 4,000L を有していることから、必要量に対して余裕を有している。

2. 最高使用圧力の設定根拠

タンク内圧が上昇すると、 $20\text{kPa}[\text{gage}] < \text{タンク内圧} \leq 24\text{kPa}[\text{gage}]$  の範囲内で安全装置が作動し、内圧の上昇が抑えられることから  $24\text{kPa}[\text{gage}]$  とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

タンクローリの最高使用温度は、屋外温度が  $40^\circ\text{C}$  を下回るため、 $40^\circ\text{C}$  とする。

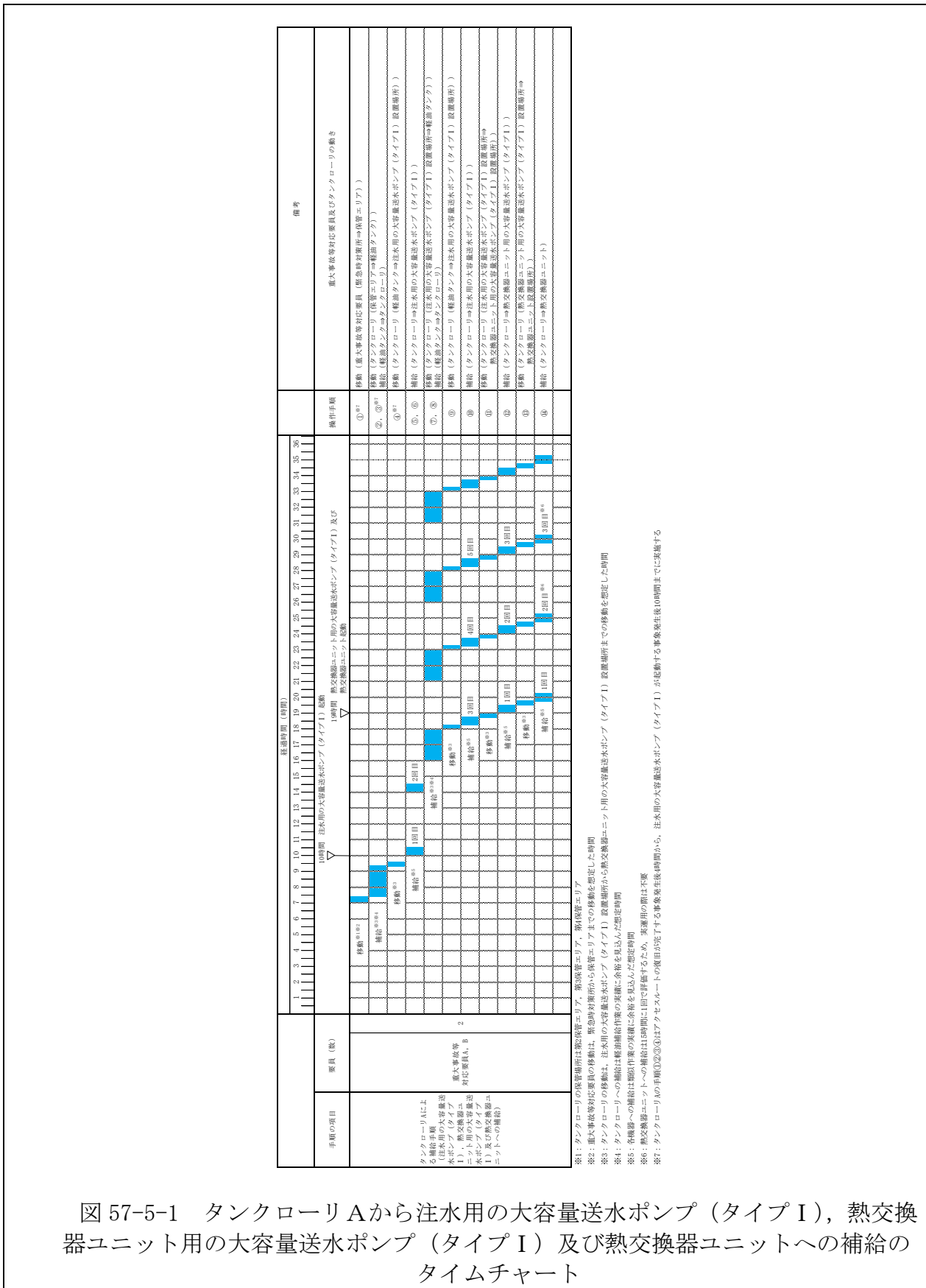


図 57-5-1 タンクローリ A から注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I)、熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ (タイプ I) 及び熱交換器ユニットへの補給のタイムチャート



名称		ガスタービン発電機（発電機）
個数	個	2
容量	kVA/個	4,500（連続定格：約 3,791.2）

【設定根拠】

ガスタービン発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失時、重大事故等に対処するために必要な電力を供給可能な設計とする。

1. 容量

最大所要負荷は 4,605.0kW である。また、その際の連続負荷は 3,241.0kW である。

負荷名称	負荷容量
緊急用電気品建屋	502.3 kW
緊急時対策建屋	340.0 kW
125V 充電器盤 2A	105.0 kW
125V 充電器盤 2B	105.0 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2A, 2A-1	52.5 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2B, 2B-1	52.5 kW
非常用照明	180.0 kW
非常用照明	180.0 kW
中央制御室送風機	110.0 kW
中央制御室再循環送風機	15.0 kW
復水移送ポンプ	45.0 kW
復水移送ポンプ	45.0 kW
残留熱除去系ポンプ （起動時）	511.6 kW (1,080.0 kW)
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.0 kW
非常用ガス処理系排風機等*1	35.0 kW
非常用ガス処理系排風機等*1	35.0 kW
代替循環冷却ポンプ	90.0 kW
その他必要な設備	738.2 kW
その他不要な設備	23.9 kW
合計（連続負荷）	3,241.0 kW
合計（最大負荷）	(4,605.0 kW)

\*1: 非常用ガス処理系空気乾燥装置を含む

したがって、発電機の出力は最大負荷である 4,605.0kW に対し、余裕を有する 7,200kW (3,600kW×2 台) とする。(連続定格：6,066kW (3,033kW×2 台))

なお、ガスタービン発電機 1 台あたりの容量は以下のとおり、4,500kVA (連続定格：3,791.2kVA) とする。

$$Q = P \div \text{Pf} = 3,600 \div 0.8 = 4,500 \text{ (連続定格：} 3,033 \div 0.8 \div 3,791.2 \text{)}$$

$$Q \text{ : 発電機の容量 (kVA), } P \text{ : 発電機の出力 (kW) = 3,600 (連続定格：3,033),}$$

$$f \text{ : 力率 = 0.80}$$

名称	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
台	2
m <sup>3</sup> /h/個	3.0
MPa	0.5
kW	1.5

【設定根拠】

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、重大事故時にガスタービン発電設備軽油タンクからガスタービン発電機に燃料を補給するために設置する。

なお、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、ガスタービン発電機1台あたり、100%容量を1台設置する。

1. 容量の設定根拠

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプの容量は、ガスタービン発電機1台の単位時間当たりの燃料最大消費量  をガスタービン発電機に供給するため、それよりも容量の大きい50L/min (3.0m<sup>3</sup>/h) とする。

2. 全圧力の設定根拠

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプの必要となる全圧力は、以下のとおり、0.24MPa (約27.6m) である。

軽油タンク吸込管下端 送ポンプ停止)	: O.P. 62186mm	<input type="text"/>
差	:	4,586mm ÷ 4.6m
配管圧損	:	約23.0m
計	:	約27.6m

以上より、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプの全圧力は、0.24MPa を上回る0.5MPa とする。

3. 原動機出力の設定根拠

上記に示す容量及び揚程を満足するポンプの必要軸動力は以下のとおり0.40kWとなる。

$$P = (g \times \rho \times Q \times H) \div (\eta \times 60)$$

$$= \text{$$

$$= 0.40\text{kW}$$

P : 必要軸動力 (kW)      g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)      Q : 吐出量 (m<sup>3</sup>/min)

ρ : 比重 (t/m<sup>3</sup>) \*1      H : 全揚程 (m)      η : ポンプ効率 (-)

\*1 : 比重は JIS K 2204:2007 より 15℃における軽油密度 0.86 (t/m<sup>3</sup>) を使用

上記の必要軸動力を満足する原動機を選定すると、原動機出力は 1.5kW となる。よって、電動機として出力 1.5kW の電動機を選定する。



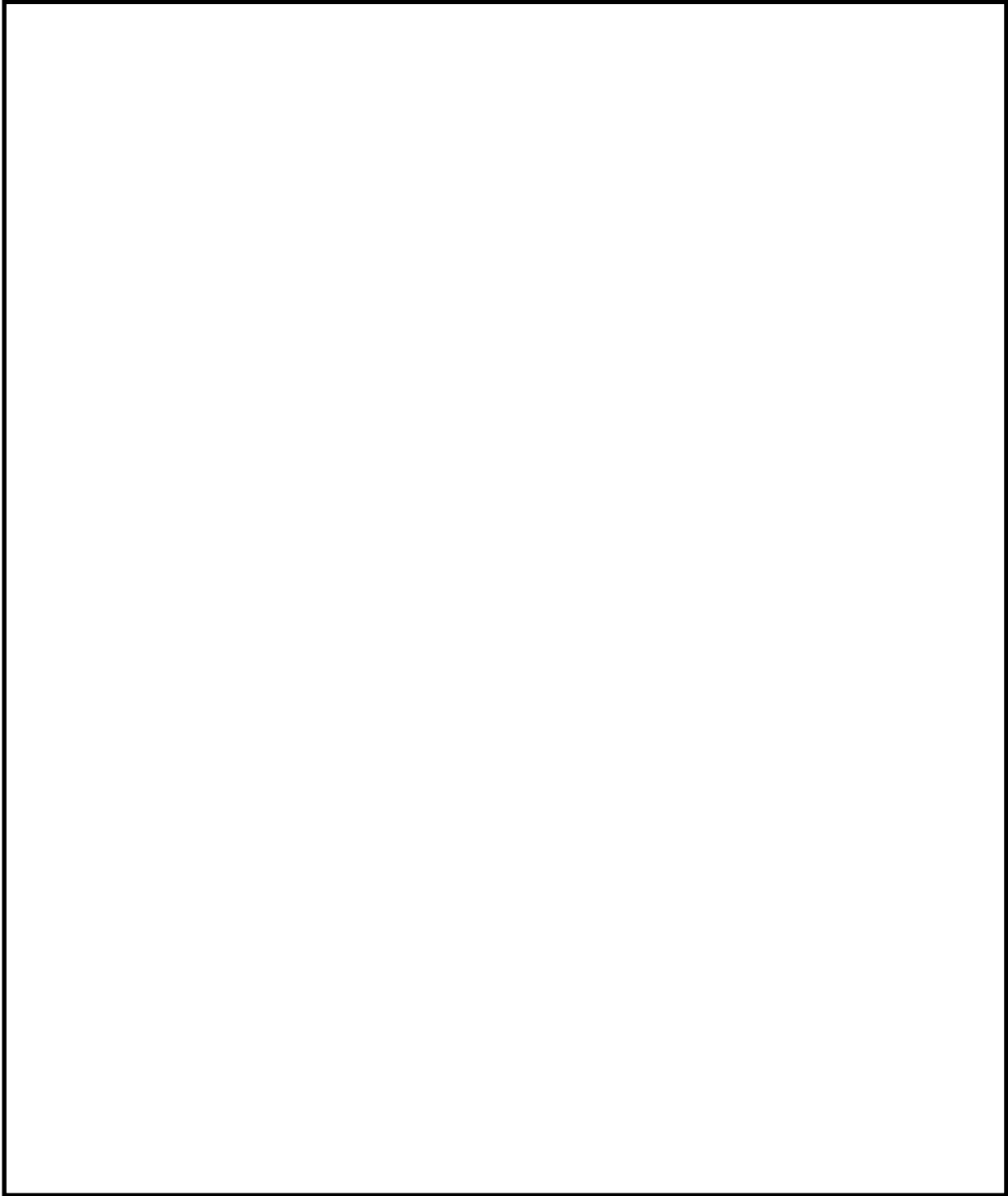


図 57-5-3 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名称	125V 蓄電池 2A		
容量	Ah	8,000	

【設定根拠】

125V 蓄電池 2A は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、負荷切離しを行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給可能な設計とする。

1. 容量

125V 蓄電池 2A の負荷は以下のとおりとなる。

125V 蓄電池 2A 一覧表

負荷名称	0～1	1～60	1～480	480～1,440
	分	分	分	分
	$I_{1m}$	$I_{1h}$	$I_{8h}$	$I_{24h}$
a. 原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	89.0	45.0	45.0	45.0
b. 原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	113.0	57.0	57.0	57.0
c. 原子炉隔離時冷却系制御	3.0	3.0	3.0	3.0
d. 原子炉格納容器フィルタベント系制御	6.0	6.0	6.0	6.0
e. 中央制御室直流照明	2.0	2.0	2.0	2.0
f. 主蒸気逃がし安全弁制御	1.0	1.0	1.0	1.0
g. 直流駆動低圧注水系制御	4.0	4.0	4.0	4.0
h. 非常用ディーゼル発電機 初期励磁*1	(177.0)	-	-	-
i. メタルクラッドスイッチギア並びに パワーセンタの投入及び引外し*1	215.0	-	-	-
j. その他負荷	1,495.3	563.3	147.6	76.8
合計(A)	1,928.3	681.3	265.6	194.8

\*1：非常用ディーゼル発電機初期励磁とメタルクラッドスイッチギア及びパワーセンタ投入及び引外しは重なって操作されることがないため、値の大きい方のみを、蓄電池容量計算上含める。

容量計算条件

- (1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。  
電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)
- (2) 蓄電池温度は+10℃とする。
- (3) 放電終止電圧は 1.75V/セルとする。
- (4) 保守率は 0.8 とする。
- (5) 容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [ K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1}) ]$$

ここに、

C: +10°Cにおける定格放電率換算容量(Ah)

L: 保守率

K: 放電時間 T, 蓄電池の最低温度及び許容できる最低電圧によって  
決められる容量換算時間(時)

I: 放電電流(A)

サフィックス 1, 2, 3, …… , n: 放電電流の変化の順に付番

なお、各容量換算時間 K は下表の値及び計算値を用いた。

制御弁式蓄電池の容量換算時間は下表の通りであり、10 時間以降は以下の式にて計算した値を用いる。

$$K = K_m - T_m + T$$

K<sub>m</sub>: 放電時間 T<sub>m</sub> (時) に対応する容量換算時間 (時)

制御弁式蓄電池容量換算時間一覧表

放電時間 (分)		容量換算時間
1	K <sub>1m</sub>	0.58
59	K <sub>59m</sub>	1.83
60 (1h)	K <sub>1h</sub>	1.85
420 (7h)	K <sub>7h</sub>	7.60
479 (7h59m)	K <sub>7h59m</sub>	8.38
480 (8h)	K <sub>8h</sub>	8.39
600 (10h)	K <sub>10h</sub>	9.89

$$16 \text{ 時間} \quad K_{16h} = 9.89 - 10 + 16 = 15.89$$

$$23 \text{ 時間} \quad K_{23h} = 9.89 - 10 + 23 = 22.89$$

$$23 \text{ 時間 } 59 \text{ 分} \quad K_{23h59m} = 9.89 - 10 + 23.983 = 23.87$$

$$24 \text{ 時間} \quad K_{24h} = 9.89 - 10 + 24 = 23.89$$

125V 蓄電池 2A の容量計算結果

- 1 分時の定格放電率換算容量  $C_1$

$$C_1 = \frac{1}{L} [K_{1m} I_{1m}]$$

$$C_1 = \frac{1}{0.8} [0.58 \times 1,928.3]$$

$$= 1,398.1$$

- 1 時間時の定格放電率換算容量  $C_2$

$$C_2 = \frac{1}{L} [K_{1h} I_{1m} + K_{59m} (I_{1h} - I_{1m})]$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} [1.85 \times 1,928.3 + 1.83 \times (681.3 - 1,928.3)]$$

$$= 1,606.7$$

- 8 時間時の定格放電率換算容量  $C_3$

$$C_3 = \frac{1}{L} [K_{8h} I_{1m} + K_{7h59m} (I_{1h} - I_{1m}) + K_{7h} (I_{8h} - I_{1h})]$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} [8.39 \times 1,928.3 + 8.38 \times (681.3 - 1,928.3) + 7.60 \times (265.6 - 681.3)]$$

$$= 3,211.6$$

- 24 時間時の定格放電率換算容量  $C_4$

$$C_4 = \frac{1}{L} [K_{24h} I_{1m} + K_{23h59m} (I_{1h} - I_{1m}) + K_{23h} (I_{8h} - I_{1h}) + K_{16h} (I_{1h} - I_{24h})]$$

$$C_4 = \frac{1}{0.8} [23.89 \times 1,928.3 + 23.87 \times (681.3 - 1,928.3) + 22.89 \times (265.6 - 681.3) + 15.89 \times (194.8 - 265.6)]$$

$$= 7,076.1$$

上記計算より、125V 蓄電池 2A の蓄電池容量は、7,076.1Ah を上回る 8,000Ah を選定する。

名称	125V 蓄電池 2B		
容量	Ah	6,000	

【設定根拠】

125V 蓄電池 2B は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合、負荷切離しを行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給可能な設計とする。

1. 容量

125V 蓄電池 2B の負荷は以下のとおりとなる。

125V 蓄電池 2B 一覧表

負荷名称	0～1 分	1～60 分	1～480 分	480～1,440 分
	$I_{1m}$	$I_{1h}$	$I_{8h}$	$I_{24h}$
a. 高圧代替注水系制御	20.5	9.0	9.0	9.0
b. 中央制御室直流照明	22.0	22.0	22.0	22.0
c. 主蒸気逃がし安全弁制御	0.4	0.4	0.4	0.4
d. 非常用ディーゼル発電機 初期励磁*1	(177.0)	-	-	-
e. メタルクラッドスイッチギア並びに パワーセンタの投入及び引外し*1	215.0	-	-	-
f. その他負荷	1,073.5	586.2	159.2	88.8
合計(A)	1,331.4	617.6	190.6	120.2

\*1：非常用ディーゼル発電機初期励磁とメタルクラッドスイッチギア及びパワーセンタ投入及び引外しは重なって操作されることがないため、値の大きい方のみを、蓄電池容量計算上含める。

容量計算条件

- (1)蓄電池容量算定法は下記規格による。  
電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)
- (2)蓄電池温度は+10℃とする。
- (3)放電終止電圧は 1.75V/セルとする。
- (4)保守率は 0.8 とする。
- (5)容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [ K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1}) ]$$

ここに、

C: +10°Cにおける定格放電率換算容量(Ah)

L: 保守率

K: 放電時間 T, 蓄電池の最低温度及び許容できる最低電圧によって  
決められる容量換算時間(時)

I: 放電電流(A)

サフィックス 1, 2, 3, …… , n: 放電電流の変化の順に付番

なお、各容量換算時間 K は下表の値及び計算値を用いた。

制御弁式蓄電池の容量換算時間は下表の通りであり、10 時間以降は以下の式にて計算した値を用いる。

$$K = K_m - T_m + T$$

K<sub>m</sub>: 放電時間 T<sub>m</sub> (時) に対応する容量換算時間 (時)

制御弁式蓄電池容量換算時間一覧表

放電時間 (分)		容量換算時間
1	K <sub>1m</sub>	0.58
59	K <sub>59m</sub>	1.83
60 (1h)	K <sub>1h</sub>	1.85
420 (7h)	K <sub>7h</sub>	7.60
479 (7h59m)	K <sub>7h59m</sub>	8.38
480 (8h)	K <sub>8h</sub>	8.39
600 (10h)	K <sub>10h</sub>	9.89

$$16 \text{ 時間} \quad K_{16h} = 9.89 - 10 + 16 = 15.89$$

$$23 \text{ 時間} \quad K_{23h} = 9.89 - 10 + 23 = 22.89$$

$$23 \text{ 時間 } 59 \text{ 分} \quad K_{23h59m} = 9.89 - 10 + 23.983 = 23.87$$

$$24 \text{ 時間} \quad K_{24h} = 9.89 - 10 + 24 = 23.89$$

## 125V 蓄電池 2B の容量計算結果

- 1 分時の定格放電率換算容量  $C_1$

$$C_1 = \frac{1}{L} [K_{1m} I_{1m}]$$

$$C_1 = \frac{1}{0.8} [0.58 \times 1,331.4]$$

$$= 965.3$$

- 1 時間時の定格放電率換算容量  $C_2$

$$C_2 = \frac{1}{L} [K_{1h} I_{1m} + K_{59m} (I_{1h} - I_{1m})]$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} [1.85 \times 1,331.4 + 1.83 \times (617.6 - 1,331.4)]$$

$$= 1,446.1$$

- 8 時間時の定格放電率換算容量  $C_3$

$$C_3 = \frac{1}{L} [K_{8h} I_{1m} + K_{7h59m} (I_{1h} - I_{1m}) + K_{7h} (I_{8h} - I_{1h})]$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} [8.39 \times 1,331.4 + 8.38 \times (617.6 - 1,331.4) + 7.60 \times (190.6 - 617.6)]$$

$$= 2,429.6$$

- 24 時間時の定格放電率換算容量  $C_4$

$$C_4 = \frac{1}{L} [K_{24h} I_{1m} + K_{23h59m} (I_{1h} - I_{1m}) + K_{23h} (I_{8h} - I_{1h}) + K_{16h} (I_{1h} - I_{24h})]$$

$$C_4 = \frac{1}{0.8} [23.89 \times 1,331.4 + 23.87 \times (617.6 - 1,331.4) + 22.89 \times (190.6 - 617.6) + 15.89 \times (120.2 - 190.6)]$$

$$= 4,845.1$$

上記計算より、125V 蓄電池 2B の蓄電池容量は、4,845.1Ah を上回る 6,000Ah を選定する。

名称	125V 充電器盤 2A	
出力	A	700

【設定根拠】

125V 充電器盤 2A は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、ガスタービン発電機や電源車を非常用所内電気設備へ接続することにより、125V 充電器盤 2A を経由し、125V 蓄電池 2A による 24 時間給電以降において、原子炉隔離時冷却系、原子炉格納容器フィルタベント系等の必要な負荷へ直流電源を供給可能な設計とする。

1. 容量

全交流動力電源喪失から 24 時間後の 125V 充電器盤 2A の負荷は以下のとおりとなる。

125V 充電器盤 2A 負荷一覧表

負荷名称	負荷電流
a. 原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	45.0 A
b. 原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	57.0 A
c. 原子炉隔離時冷却系制御	3.0 A
d. 原子炉格納容器フィルタベント系制御	6.0 A
e. 中央制御室直流照明	2.0 A
f. 主蒸気逃がし安全弁制御	1.0 A
g. 直流駆動低圧注水系制御	4.0 A
h. その他負荷	76.8 A
合計	194.8 A

容量計算条件

(1) 充電器盤容量計算は、通常時の使用負荷電流と、125V 蓄電池 2A への最大充電電流を加えたものとする。

(2) 充電器盤容量計算は、125V 蓄電池 2A が放電している状態から 20 時間で充電できるものとする。

$$I = I_L + \frac{C}{20}$$

I : 充電器盤電流容量(A)                      I<sub>L</sub> : 通常使用負荷電流(A) (194.8 A)  
C : 125V蓄電池2A容量(8,000Ah)      20 : 放電時間(20時間)

125V 充電器盤 2A の容量計算結果

$$I = 194.8 + \frac{8,000}{20}$$

$$= 594.8$$

したがって、125V 充電器盤 2A の出力は最大所要負荷である、594.8A に対し、余裕を有する 700A とする。



名称	125V 充電器盤 2B	
出力	A	700

【設定根拠】

125V 充電器盤 2B は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合、ガスタービン発電機や電源車を非常用所内電気設備へ接続することにより、125V 充電器盤 2B を経由し、125V 蓄電池 2B による 24 時間給電以降において、高圧代替注水系等の必要な負荷へ直流電源を供給可能な設計とする。

1. 容量

全交流動力電源喪失から 24 時間後の 125V 充電器盤 2B の負荷は以下のとおりとなる。

125V 充電器盤 2B 負荷一覧表

負荷名称	負荷電流
a. 高圧代替注水系制御	9.0 A
b. 原子炉格納容器フィルタベント系制御	2.0 A
c. 中央制御室直流照明	22.0 A
d. 主蒸気逃がし安全弁制御	0.4 A
e. その他負荷	88.8 A
合計	120.2 A

容量計算条件

- (1) 充電器盤容量計算は、通常時の使用負荷電流と、125V 蓄電池 2B への最大充電電流を加えたものとする。
- (2) 充電器盤容量計算は、125V 蓄電池 2B が放電している状態から 20 時間で充電できるものとする。

$$I = I_L + \frac{C}{20}$$

I : 充電器盤電流容量(A)       $I_L$  : 通常使用負荷電流(A) (120.2A)  
C : 125V蓄電池2B容量(6,000Ah)      20 : 放電時間(20時間)

125V 充電器盤 2B の容量計算結果

$$I = 120.2 + \frac{6,000}{20}$$

$$= 420.2$$

したがって、125V 充電器盤 2B の出力は最大所要負荷である、420.2A に対し、余裕を有する 700A とする。

名称	125V 代替蓄電池 (8 時間放電)	
容量	Ah	2,000

**【設定根拠】**

125V 代替蓄電池は、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合、8 時間にわたり、高圧代替注水系等の必要な負荷へ直流電源を供給可能な設計とする。

なお、可搬型代替直流電源設備は、8 時間以降は電源車より必要な電力を供給可能な設計とする。

1. 容量

125V 代替蓄電池の負荷は、以下のとおりとなる。

125V 代替蓄電池負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～480 分
a. 高圧代替注水系制御	20.5	9.0
b. 中央制御室直流照明	2.0	2.0
c. 主蒸気逃がし安全弁制御	0.4	0.4
d. 直流駆動低圧注水系制御	4.0	4.0
e. その他負荷	1,200.3	69.7
合計(A)	1,227.2	85.1

容量計算条件

- (1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。  
電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)
- (2) 蓄電池温度は+10°Cとする。
- (3) 放電終止電圧は 1.75V/セルとする。
- (4) 保守率は 0.8 とする。
- (5) 容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [ K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1}) ]$$

ここに、

- C: +10°Cにおける定格放電率換算容量(Ah)
- L: 保守率
- K: 放電時間 T, 蓄電池の最低温度及び許容できる最低電圧によって決められる容量換算時間(時)
- I: 放電電流(A)  
    サフィックス 1, 2, 3, …… , n: 放電電流の変化の順に付番

なお、各容量換算時間 K は下表の値を用いた。

制御弁式蓄電池容量換算時間一覧表

放電時間 (分)		容量換算時間
1	K <sub>1m</sub>	0.58
479 (7h59m)	K <sub>7h59m</sub>	8.38
480 (8h)	K <sub>8h</sub>	8.39

125V 代替蓄電池の容量計算結果

- 1 分時の定格放電率換算容量 C<sub>1</sub>

$$C_1 = \frac{1}{L} [K_{1m} I_{1m}]$$

$$C_1 = \frac{1}{0.8} [0.58 \times 1, 227.2]$$

$$= 889.8$$

- 8 時間時の定格放電率換算容量 C<sub>3</sub>

$$C_2 = \frac{1}{L} [K_{8h} I_{1m} + K_{7h59m} (I_{1h} - I_{1m}) + K_{7h} (I_{8h} - I_{1h})]$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} [8.39 \times 1, 227.2 + 8.38 \times (85.1 - 1, 227.2)]$$

$$= 906.8$$

上記計算より、125V 代替蓄電池容量は、906.8Ah を上回る 2,000Ah を選定する。

名称		250V 蓄電池
容量	Ah	6,000

【設定根拠】

250V 蓄電池は、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合、24 時間にわたり、直流駆動低圧注水系の必要な負荷へ直流電源を供給可能な設計とする。

1. 容量

250V 蓄電池の負荷は、以下のとおりとなる。

250V 蓄電池負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～ 30分	30～ 31分	31～ 60分	60～ 840分	840～ 930分
a. 直流駆動低圧注水ポンプ	—	—	600	200	200	0
b. その他の負荷*1	1,893	1,023	1,023	1,023	0	0
合計(A)	1,893	1,023	1,623	1,223	200	0

負荷名称	930～ 931分	931～ 990分	990～ 1080分	1080～ 1081分	1081～ 1140分	1140～ 1230分
a. 直流駆動低圧注水ポンプ	600	200	0	600	200	0
b. その他の負荷*1	0	0	0	0	0	0
合計(A)	600	200	0	600	200	0

負荷名称	1230～ 1231分	1231～ 1290分	1290～ 1380分	1380～ 1381分	1381～ 1440分
a. 直流駆動低圧注水ポンプ	600	200	0	600	200
b. その他の負荷*1	0	0	0	0	0
合計(A)	600	200	0	600	200

\*1：重大事故等時に使用しない負荷（タービン非常用油ポンプ，大型機器用非常用油ポンプ，タービン発電機初期励磁及び計算機用無停電電源装置等）

容量計算条件

- (1)蓄電池容量算定法は下記規格による。  
電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)
- (2)蓄電池温度は+10℃とする。
- (3)放電終止電圧は1.75V/セルとする。
- (4)保守率は0.8とする。
- (5)容量算出の一般式

$$C = \frac{1}{L} [ K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1}) ]$$

ここに、

C: +10°Cにおける定格放電率換算容量(Ah)

L: 保守率

K: 放電時間 T, 蓄電池の最低温度及び許容できる最低電圧によって  
決められる容量換算時間(時)

I: 放電電流(A)

サフィックス 1, 2, 3, …… , n: 放電電流の変化の順に付番

なお、各容量換算時間 K は下表の値及び計算値を用いた。

制御弁式蓄電池の容量換算時間は下表の通りであり、10 時間以降は以下の式にて計算した値を用いる。

$$K = K_m - T_m + T$$

K<sub>m</sub>: 放電時間 T<sub>m</sub> (時) に対応する容量換算時間 (時)

制御弁式蓄電池容量換算時間一覧表

放電時間 (分)		容量換算時間
1	K <sub>1m</sub>	0.58
59	K <sub>59m</sub>	1.83
60 (1h)	K <sub>1h</sub>	1.85
150 (2h30m)	K <sub>2h30m</sub>	3.55
209 (3h29m)	K <sub>3h29m</sub>	4.55
210 (3h30m)	K <sub>3h30m</sub>	4.60
300 (5h)	K <sub>5h</sub>	5.87
359 (5h59m)	K <sub>5h59m</sub>	6.74
360 (6h)	K <sub>6h</sub>	6.75
450 (7h30m)	K <sub>7h30m</sub>	8.01
509 (8h29m)	K <sub>8h29m</sub>	8.81
510 (8h30m)	K <sub>8h30m</sub>	8.82
600 (10h)	K <sub>10h</sub>	9.89
1380 (23h)	K <sub>23h</sub>	22.89
1409 (23h29m)	K <sub>23h29m</sub>	23.37
1410 (23h30m)	K <sub>23h30m</sub>	23.39
1439 (23h59m)	K <sub>23h59m</sub>	23.87
1440 (24h)	K <sub>24h</sub>	23.89

## 250V 蓄電池の容量計算結果

- 24 時間運転（間欠運転）時の定格放電率換算容量  $C_{24}$

$$C_{24} = \frac{1}{L} [K_{24} I_{1m} + K_{24-1m} (I_{30m} - I_{1m}) + K_{24-30m} (I_{30m} - I_{31m}) \cdot \cdot \cdot \cdot K_{1h} (I_{23h} - I_{24h})]$$

$$\begin{aligned} C_{24} &= \frac{1}{0.8} [1,893 \times 23.89 + (1,023 - 1,893) \times 23.87 + (1,623 - 1,023) \times 23.39 + \\ &\quad (1,223 - 1,623) \times 23.37 + (200 - 1,223) \times 22.89 + (0 - 200) \times 9.89 + (600 - 0) \times \\ &\quad 8.82 + (200 - 600) \times 8.81 + (0 - 200) \times 8.01 + (600 - 0) \times 6.75 + (200 - 600) \times \\ &\quad 6.74 + (0 - 200) \times 5.87 + (600 - 0) \times 4.6 + (200 - 600) \times 4.55 + (0 - 200) \times 3.55 + \\ &\quad (600 - 0) \times 1.85 + (200 - 600) \times 1.83] \\ &= 5,884.0 \end{aligned}$$

上記計算より、250V 蓄電池容量は、5,884.0Ah を上回る 6,000Ah を選定する。

名称	125V 代替充電器盤	
出力	A	700

【設定根拠】

125V 代替充電器盤は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失及び直流電源が喪失した場合、電源車を代替所内電気設備へ接続することにより、125V 代替充電器盤を経由し、125V 代替蓄電池による 8 時間給電と合わせて 24 時間にわたり、高圧代替注水系等の必要な負荷へ直流電源を供給可能な設計とする。

1. 容量

全交流動力電源喪失から 8 時間後の 125V 代替充電器盤の負荷は以下のとおりとなる。

125V 代替充電器盤負荷一覧表

負荷名称	負荷電流
a. 高圧代替注水系制御	9.0 A
b. 中央制御室直流照明	2.0 A
c. 主蒸気逃がし安全弁制御	0.4 A
d. その他負荷	73.7 A
合計	85.1 A

容量計算条件

- (1) 充電器盤容量計算は、通常時の使用負荷電流と 125V 代替蓄電池への最大充電電流を加えたものとする。
- (2) 充電器盤容量計算は、125V 代替蓄電池が放電している状態から 20 時間で充電できるものとする。

$$I = I_L + \frac{C}{20}$$

I : 代替充電器盤電流容量(A)       $I_L$  : 通常使用負荷電流(A) (85.1A)  
C : 125V 代替蓄電池容量(2,000Ah)      20 : 放電時間(20 時間)

125V 代替充電器盤の容量計算結果

$$I = 85.1 + \frac{2,000}{20}$$

$$= 185.1$$

したがって、125V 代替充電器盤の出力は最大所要負荷である、185.1A に対し、余裕を有する 700A とする。

名称	250V 充電器盤	
出力	A	600

【設定根拠】

250V 充電器盤は、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合、ガスタービン発電機や電源車を非常用所内電気設備へ接続することにより、250V 充電器盤を経由し、250V 蓄電池による 24 時間給電以降において、直流駆動低圧注水系の必要な負荷へ直流電源を供給可能な設計とする。

1. 容量

全交流動力電源喪失から 24 時間後の 250V 充電器盤の負荷は以下のとおりとなる。

250V 充電器盤負荷一覧表

負荷名称	負荷電流
a. 常設直流ポンプ	200.0 A
合計	200.0 A

容量計算条件

- (1) 充電器盤容量計算は、通常時の使用負荷電流と 250V 蓄電池への最大充電電流を加えたものとする。
- (2) 充電器盤容量計算は、250V 蓄電池が放電している状態から 20 時間で充電できるものとする。

$$I = I_L + \frac{C}{20}$$

I : 250V 充電器盤電流容量(A)       $I_L$  : 通常使用負荷電流(A) (200.0A)

C : 250V 蓄電池容量(6,000Ah)      20 : 放電時間(20 時間)

250V 充電器盤の容量計算結果

$$I = 200.0 + \frac{6,000}{20}$$

$$= 500.0$$

したがって、250V 充電器盤の出力は最大所要負荷である、500.0A に対し、余裕を有する 600A とする。



名称		ガスタービン発電機接続盤
電流容量	A	1,200
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>ガスタービン発電機接続盤は、常設重大事故等対処設備として設置する。  ガスタービン発電機接続盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等に対処するために必要な電力を供給可能な設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>ガスタービン発電機接続盤は、ガスタービン発電機 1 台が接続可能であることから、ガスタービン発電機 1 台の定格電流*1 以上に設定する。</p> <p>ガスタービン発電機 1 台分の定格電流である約 377A に対し、余裕を有する 1,200A とする。</p> <p>*1:ガスタービン発電機 1 台分の定格電流：<math>4,500\text{kVA} \div (\sqrt{3} \times 6.9\text{kV}) = \text{約 } 377\text{A}</math></p>		

名称		緊急用高圧母線
母線電流容量	A	1,200
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>緊急用高圧母線は，常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>緊急用高圧母線 2F 系及び緊急用高圧母線 2G 系は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等に対処するために必要な電力を供給可能な設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用高圧母線の母線電流容量は，最大でガスタービン発電機 2 台が接続可能であることから，ガスタービン発電機 2 台の定格電流<sup>*1</sup>以上に設定する。</p> <p>ガスタービン発電機 2 台分の定格電流である約 754A に対し，余裕を有する 1,200A とする。</p> <p>*1:ガスタービン発電機 1 台分の定格電流：<math>4,500\text{kVA} \div (\sqrt{3} \times 6.9\text{kV}) = \text{約 } 377\text{A}</math>  ガスタービン発電機 2 台分の定格電流：約 <math>377\text{A} \times 2 \text{ 個} = \text{約 } 754\text{A}</math></p>		

名称		緊急用動力変圧器								
容量	kVA	750								
<p>【設定根拠】</p> <p>緊急用動力変圧器は、常設重大事故等対処設備として設置する。  緊急用動力変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給可能な設計とする。</p> <p>1. 容量  負荷は約 340kVA である。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>負荷名称</th> <th>負荷容量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>460V 原子炉建屋 MCC 2G-1</td> <td>約 220kVA</td> </tr> <tr> <td>460V 原子炉建屋 MCC 2G-2</td> <td>約 120kVA</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 340kVA</td> </tr> </tbody> </table> <p>したがって、約 340kVA に余裕を考慮し、750kVA とする。</p>			負荷名称	負荷容量	460V 原子炉建屋 MCC 2G-1	約 220kVA	460V 原子炉建屋 MCC 2G-2	約 120kVA	合計	約 340kVA
負荷名称	負荷容量									
460V 原子炉建屋 MCC 2G-1	約 220kVA									
460V 原子炉建屋 MCC 2G-2	約 120kVA									
合計	約 340kVA									

名称	緊急用低圧母線（パワーセンタ）	
母線定格電流	A	3,000
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>緊急用低圧母線は，設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給可能な設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用動力変圧器(750kVA)からの電力を通電可能な母線容量とする。</p> <p>緊急用動力変圧器の電流約 942A(=750kVA÷(√3×460V))に余裕を考慮し, 3,000Aとする。</p>		

名称	緊急用低圧母線（モータコントロールセンタ）	
母線定格電流	A	800

【設定根拠】

緊急用低圧母線は，設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給可能な設計とする。

1. 緊急用低圧母線 2G-1 の容量  
 負荷は 170.7kW である。

負荷名称	負荷容量
復水移送ポンプ	45.00 kW
125V 代替充電器盤	105.00 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2G 用変圧器	14.00 kW
フィルタベント装置出口水素・酸素濃度計吸引ポンプ	0.75 kW
フィルタベント装置出口水素・酸素濃度計吸引ポンプ	0.75 kW
FCVS pH 計測用サンプリングポンプ	1.50 kW
計測制御電源室排風機	3.70 kW
合計	170.70 kW

したがって，約 270A ( $= (170.7\text{kW} \div \text{力率 } 0.8) \div (\sqrt{3} \times 460\text{V})$ ) に余裕を考慮し，800A とする。

2. 緊急用低圧母線 2G-2 の容量  
 負荷は 90.0kW である。

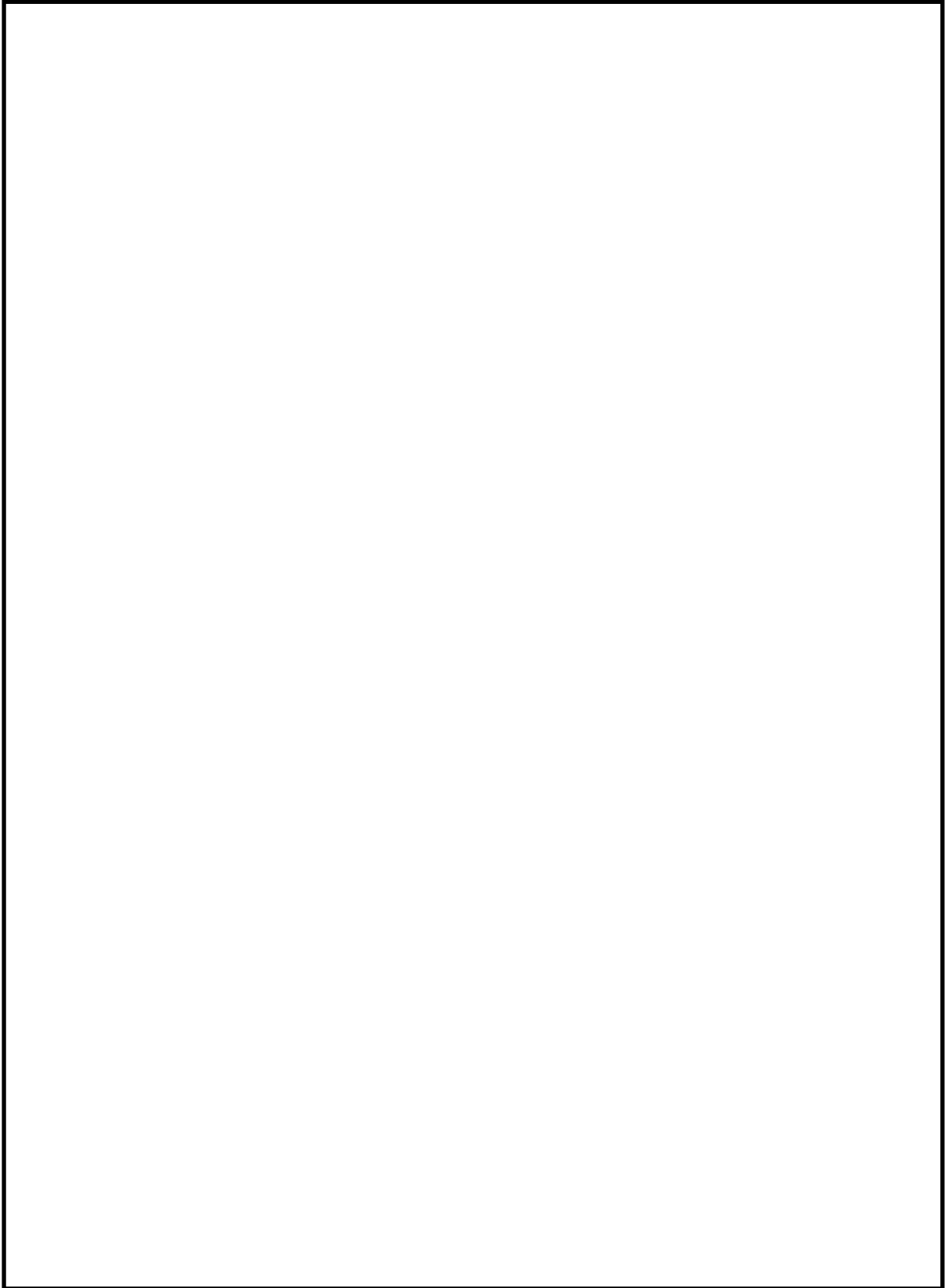
負荷名称	負荷容量
復水移送ポンプ	45.0 kW
復水移送ポンプ	45.0 kW
合計	90.0 kW

したがって，約 150A ( $= (\text{約 } 90.0\text{kW} \div \text{力率 } 0.8) \div (\sqrt{3} \times 460\text{V})$ ) に余裕を考慮し，800A とする。

なお，緊急用電源切替盤については，緊急用電源切替盤に接続される負荷の容量にあわせた定格電流値を設定する。

名称		非常用高压母線
母線電流容量	A	1,200
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系は、常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等に対処するために必要な電力を供給可能な設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系は、ガスタービン発電機からの電力を通電可能な設計とする。</p> <p>具体的には、非常用高压母線 2C 系(又は非常用高压母線 2D 系)の母線電流容量は、ガスタービン発電機の定格容量 4,500kVA と非常用ディーゼル発電機約 7,625kVA の容量の大きい非常用ディーゼル発電機の定格電流以上に設定する。</p> <p>非常用ディーゼル発電機1個分の定格電流である約639A (<math>7,625\text{kVA} \div (\sqrt{3} \times 6.9\text{kV}) = \text{約 } 639\text{A}</math>) に対し、十分余裕を有する約 1,200A とする。</p>		

57-6  
アクセスルート図



女川原子力発電所 2 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 (O2-NP-0026 (改 7))」  
(平成 30 年 4 月 19 日 提出版) より抜粋

図 57-6-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



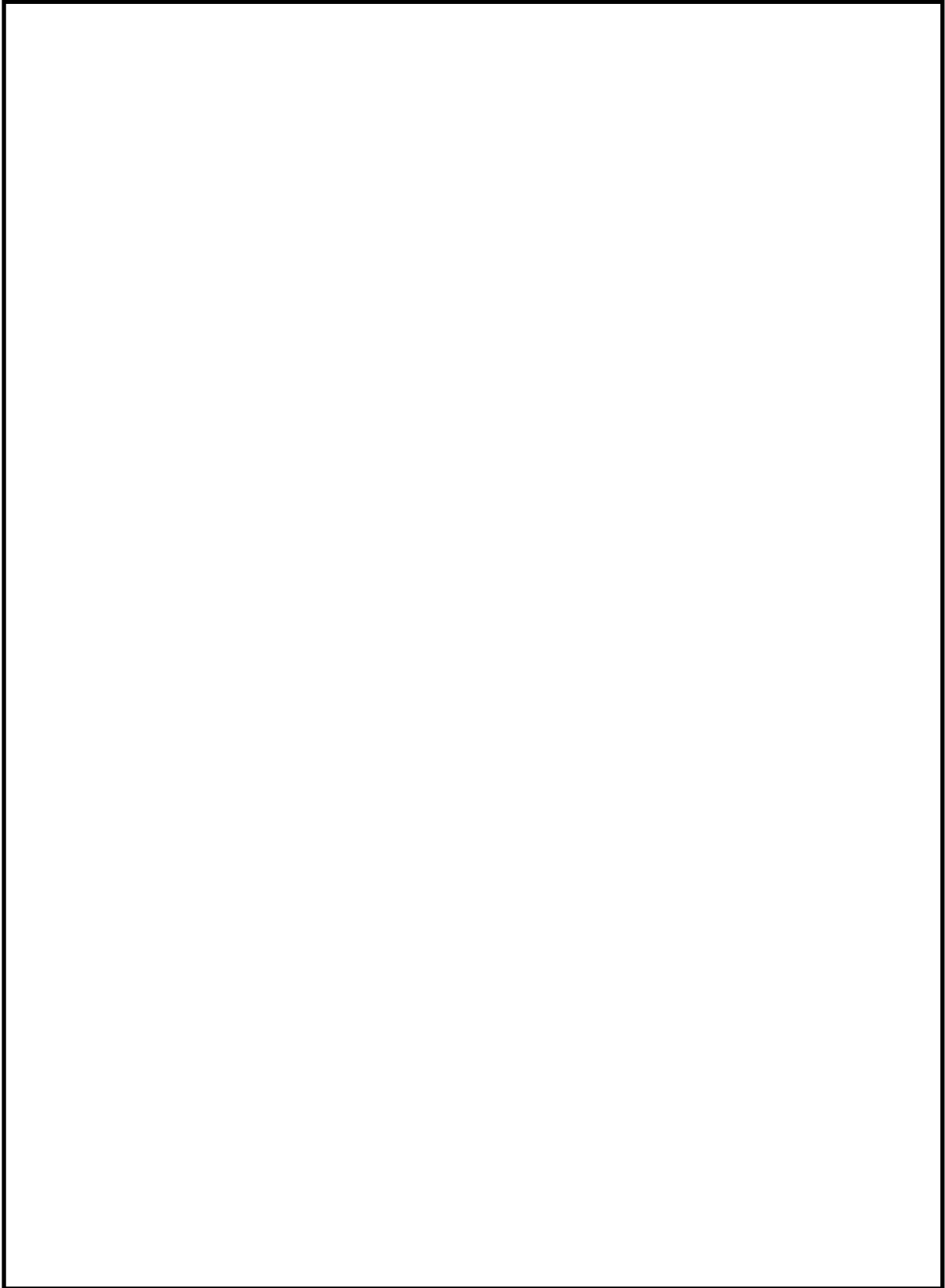


図 57-6-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

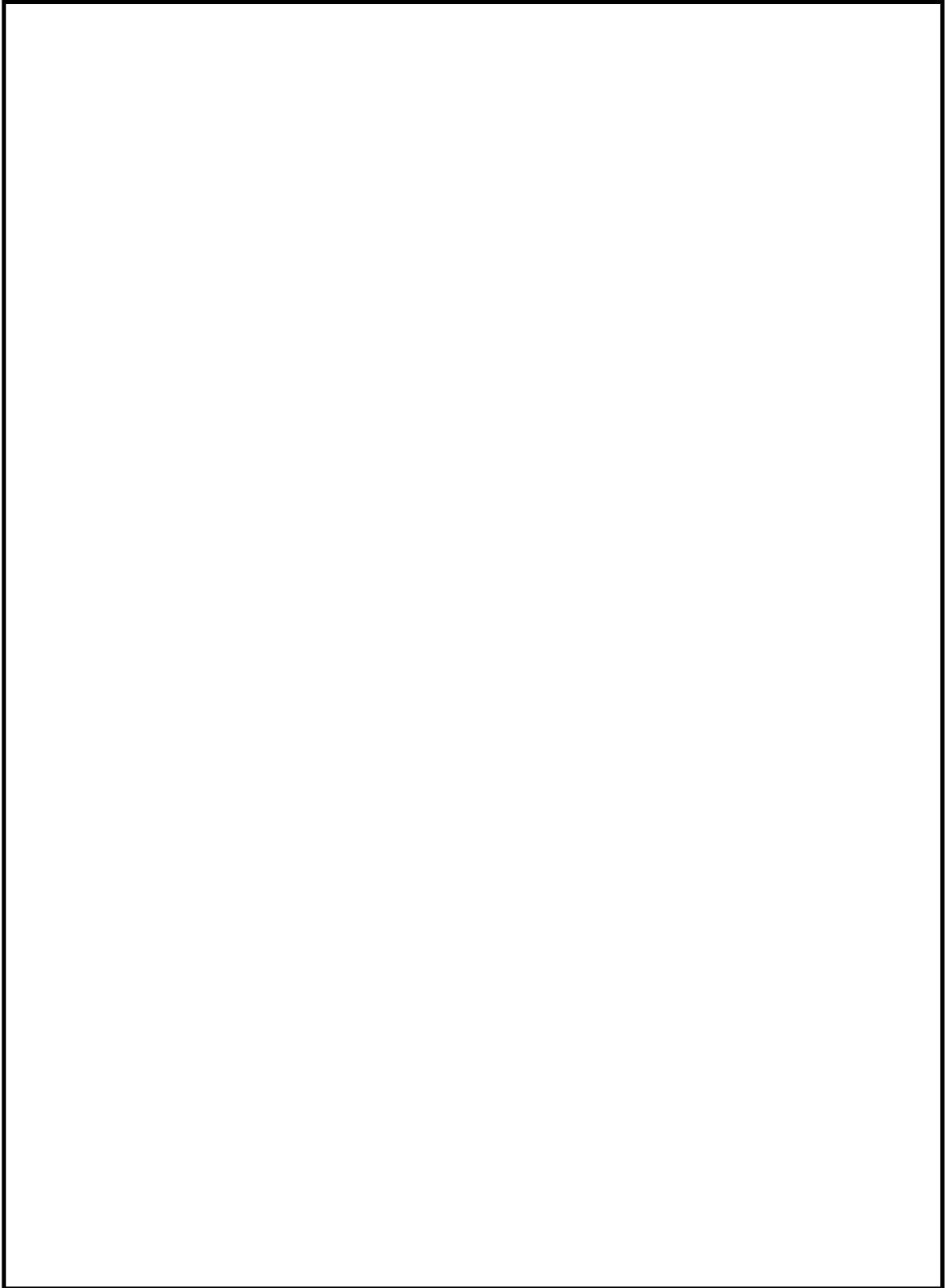


図 57-6-3 津波時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

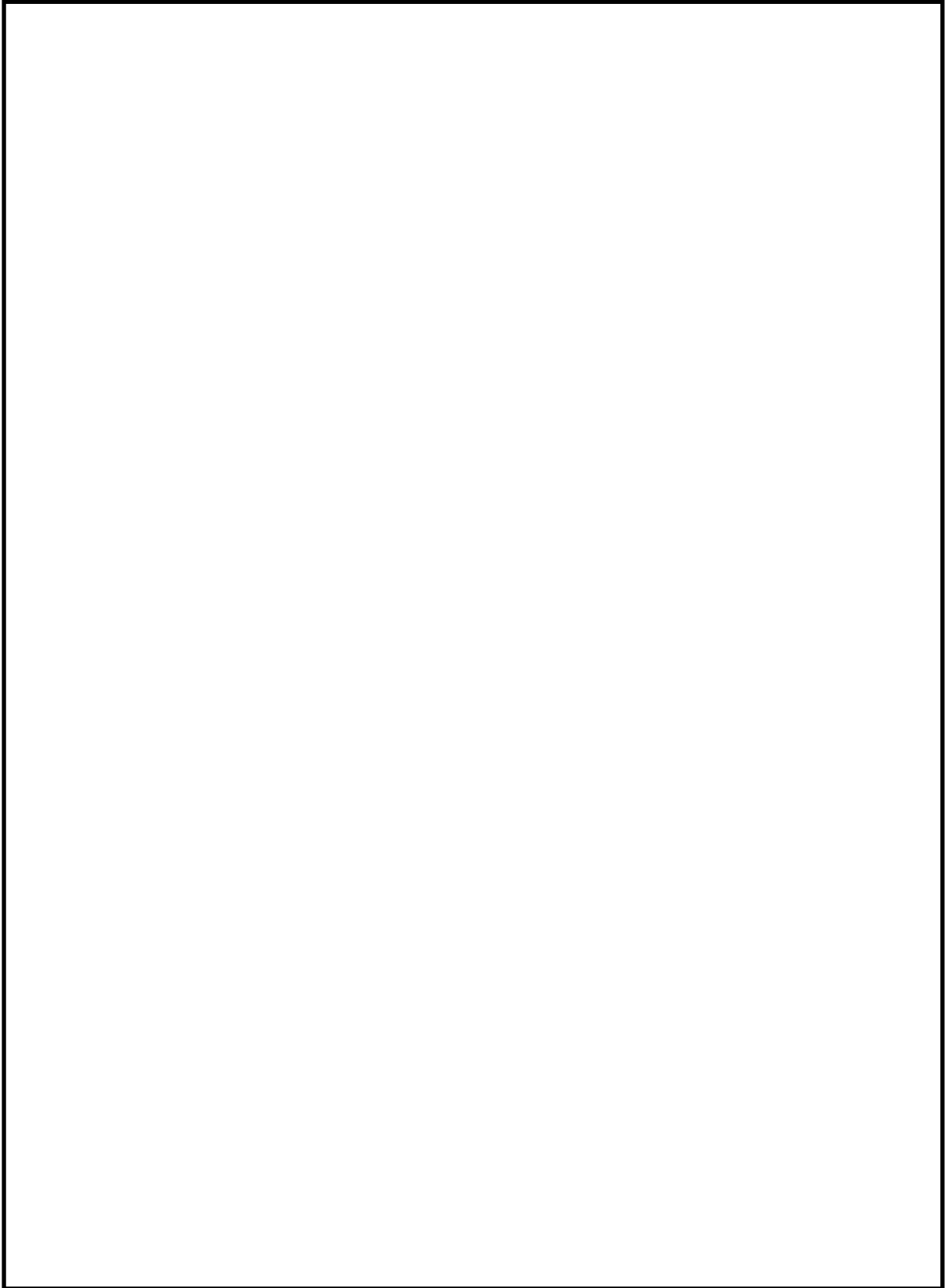


図 57-6-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

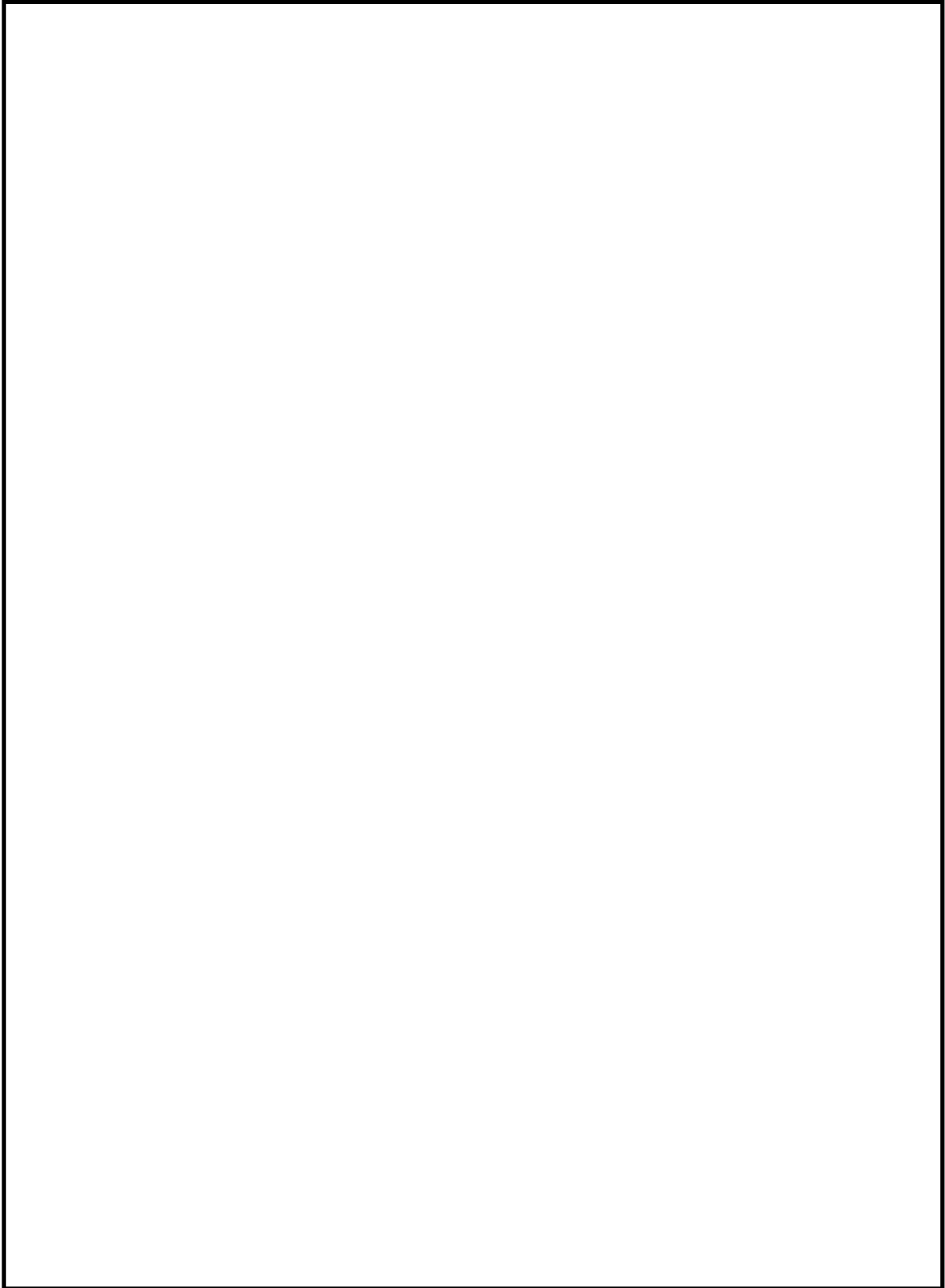


図 57-6-5 屋内アクセスルート図(1/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

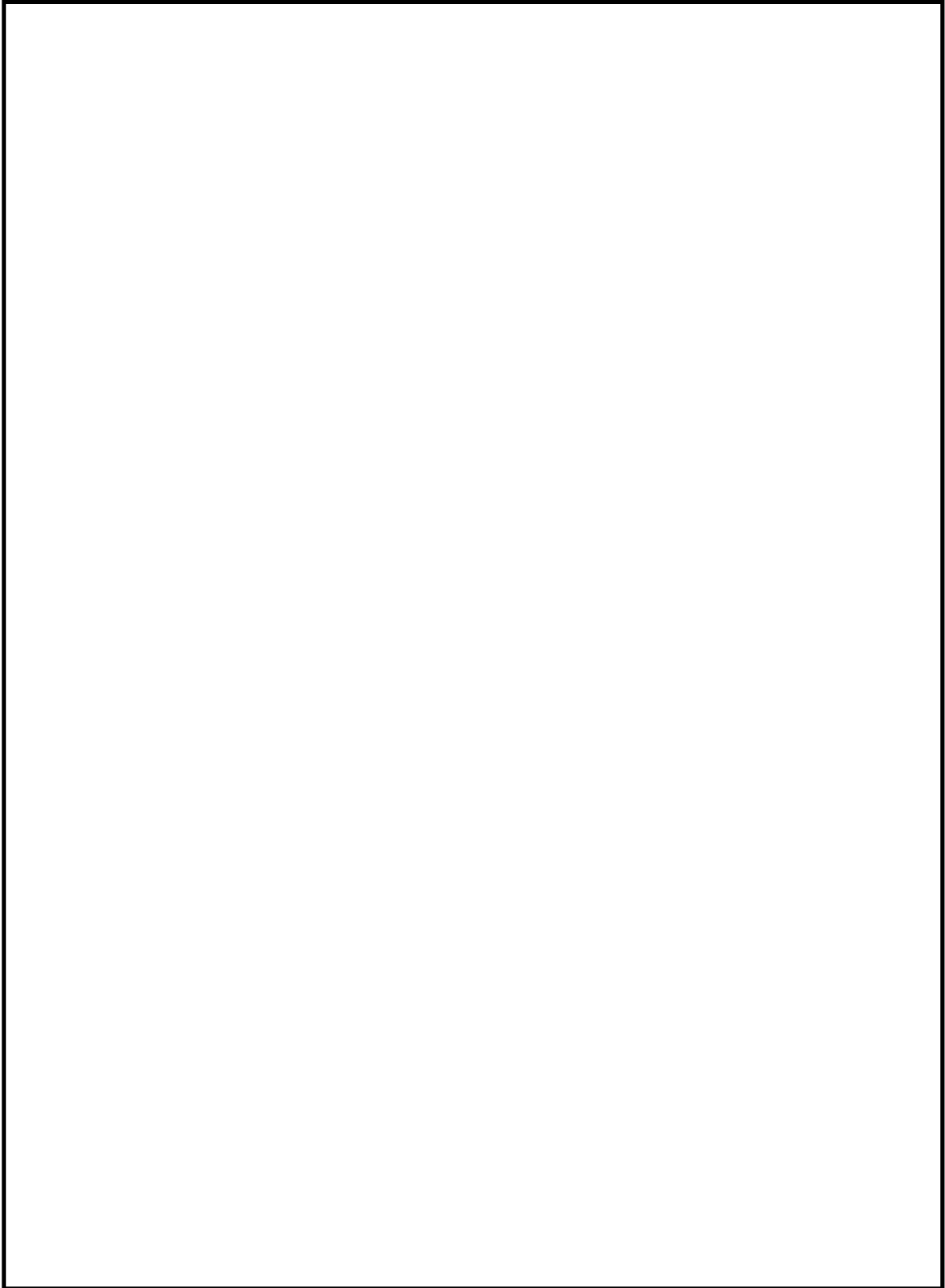


図 57-6-6 屋内アクセスルート図(2/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

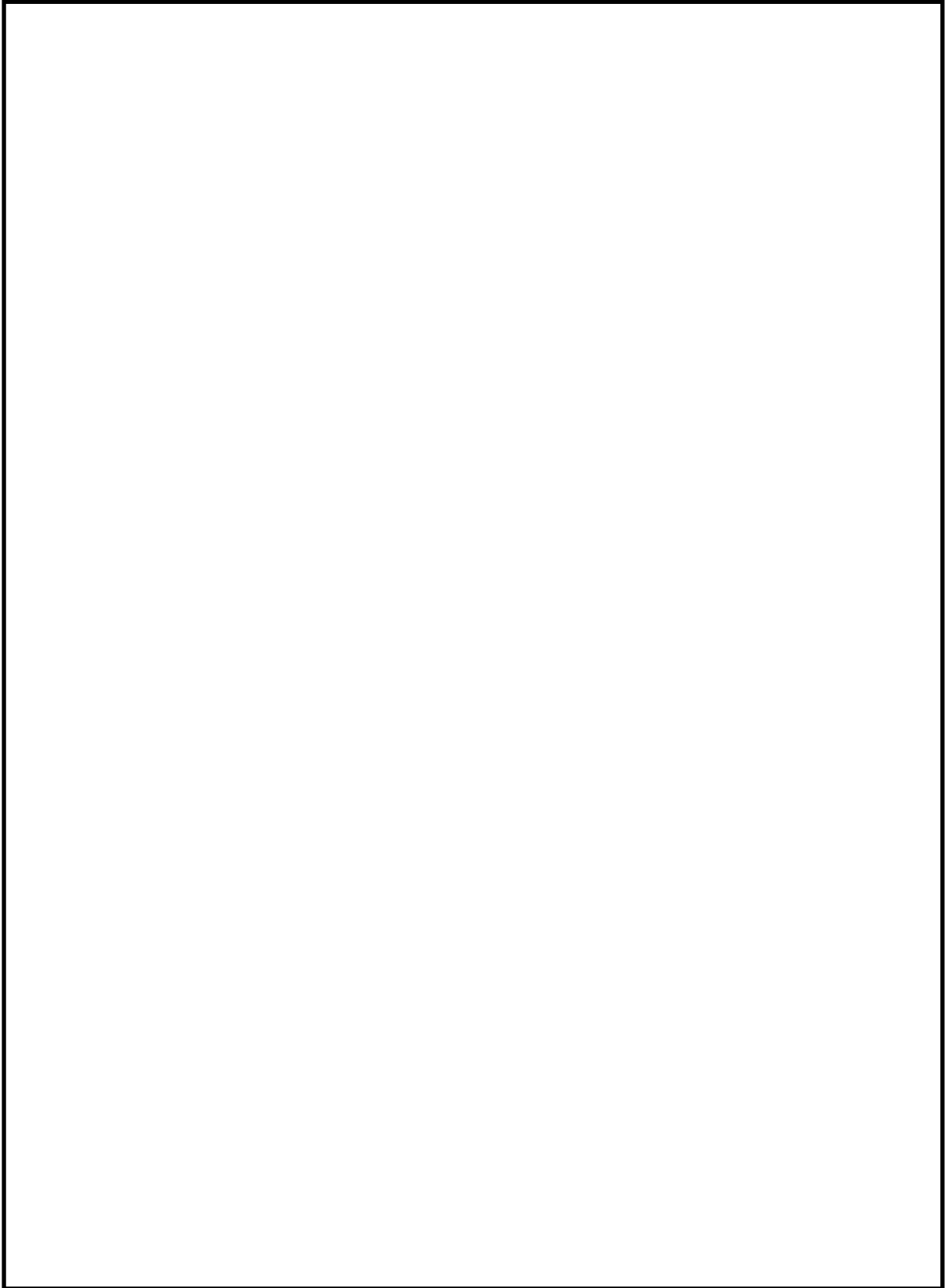


図 57-6-7 屋内アクセスルート図(3/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

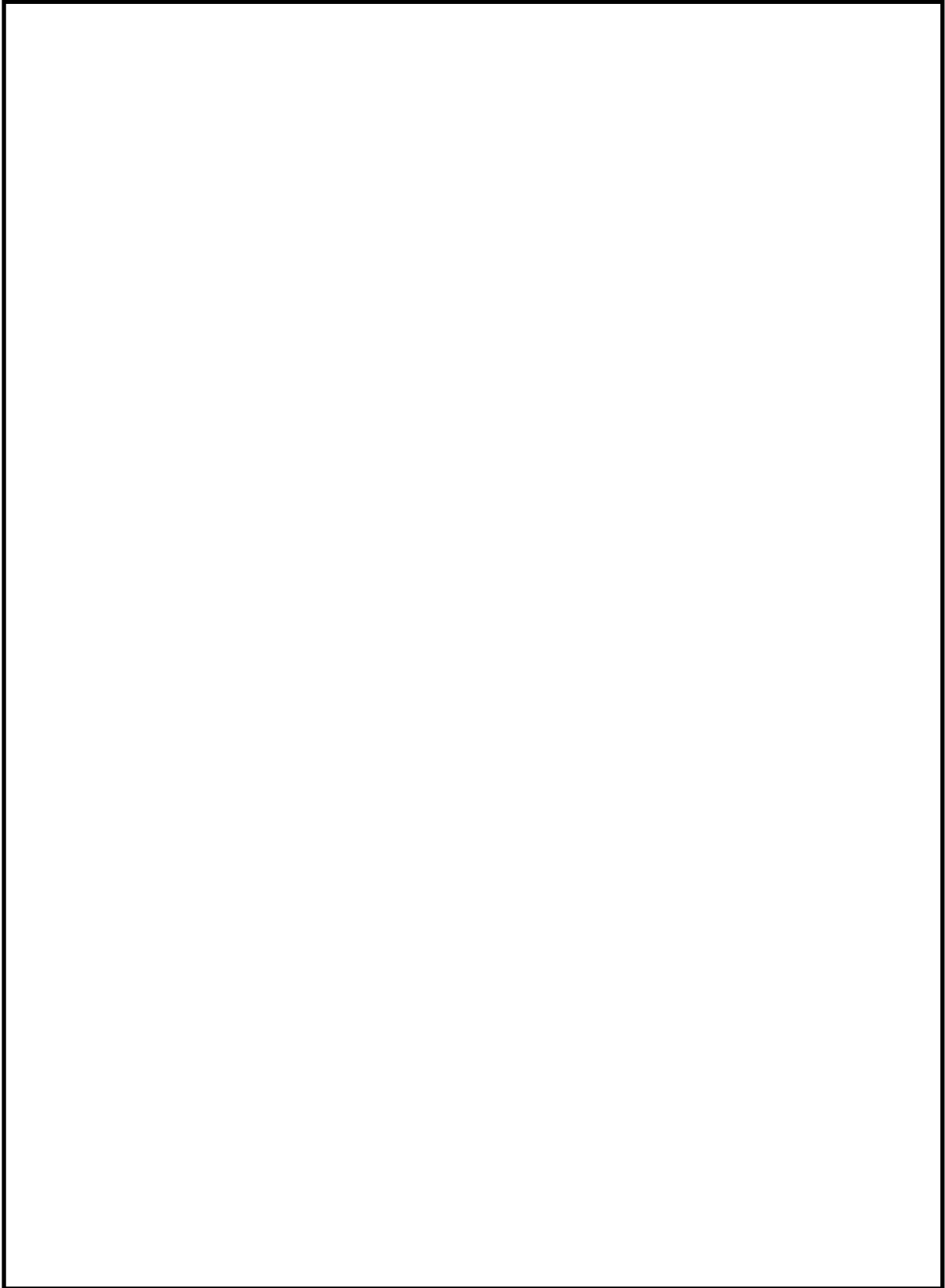


図 57-6-8 屋内アクセスルート図(4/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-7  
バウンダリ系統図



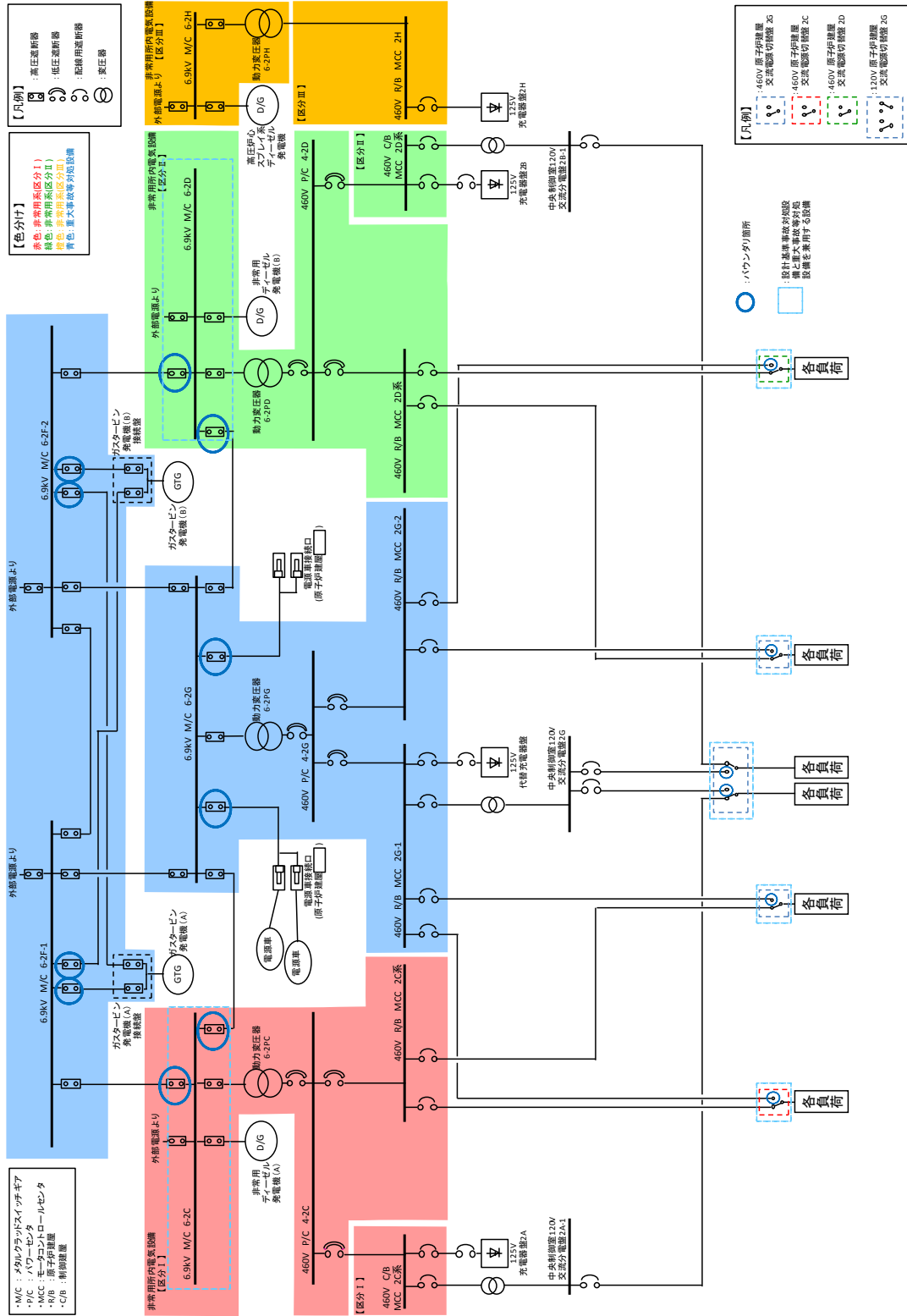


図 57-7-1 バウンダリ系統図 (交流電源)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

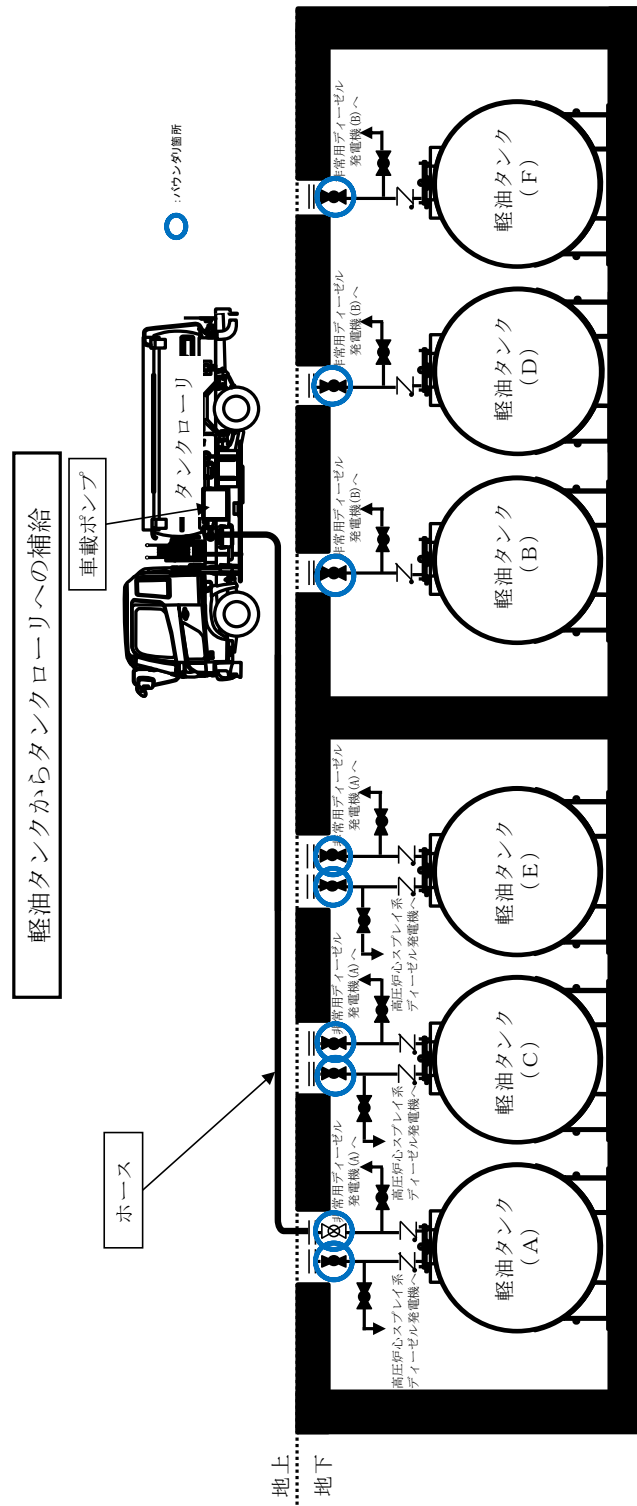


図 57-7-2 バウンダリ系統図 (軽油タンク)

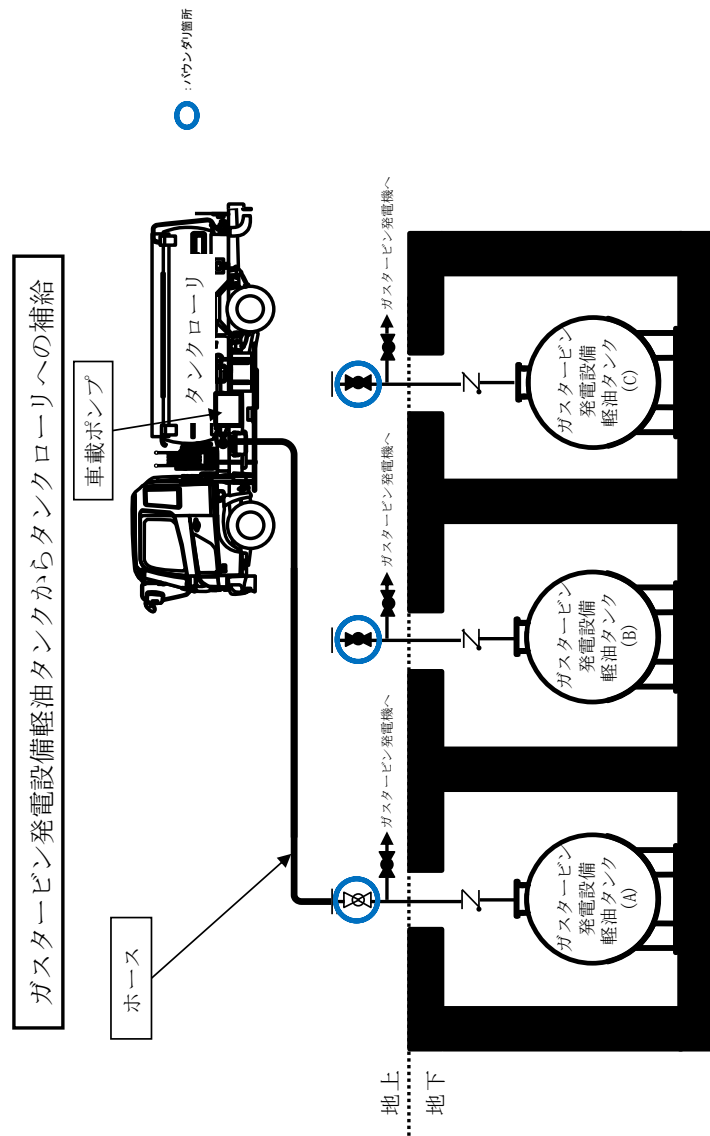


図 57-7-3 バウンダリ系統図 (ガスタービン発電設備軽油タンク)

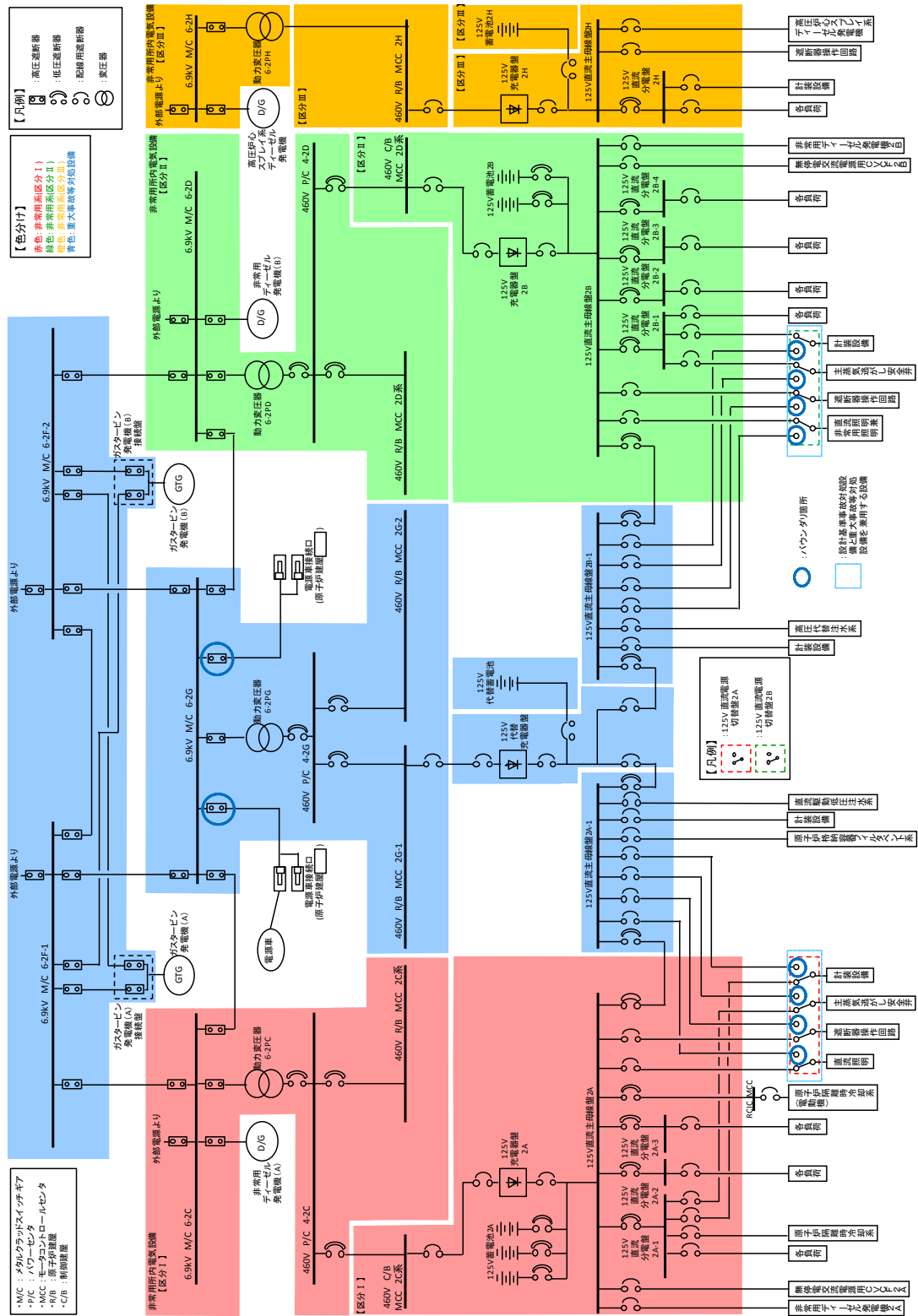


図 57-7-4 バウンダリシステム図 (直流電源)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-8

電源車接続に関する説明書

1. 電源車接続方法について

電源車は以下の4ルートにて接続可能な設計とする。

- ① 電源車～電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )  
～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路  
電源車配置場所 図 57-8-1  
系統接続図 図 57-8-2
- ② 電源車～電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )  
～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路  
電源車配置場所 図 57-8-3  
系統接続図 図 57-8-4
- ③ 電源車～電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )～緊急用低压母線 2G 系電路  
電源車配置場所 図 57-8-5  
系統接続図 図 57-8-6
- ④ 電源車～電源車接続口(原子炉建屋 $\square$ )～緊急用低压母線 2G 系電路  
電源車配置場所 図 57-8-7  
系統接続図 図 57-8-8

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

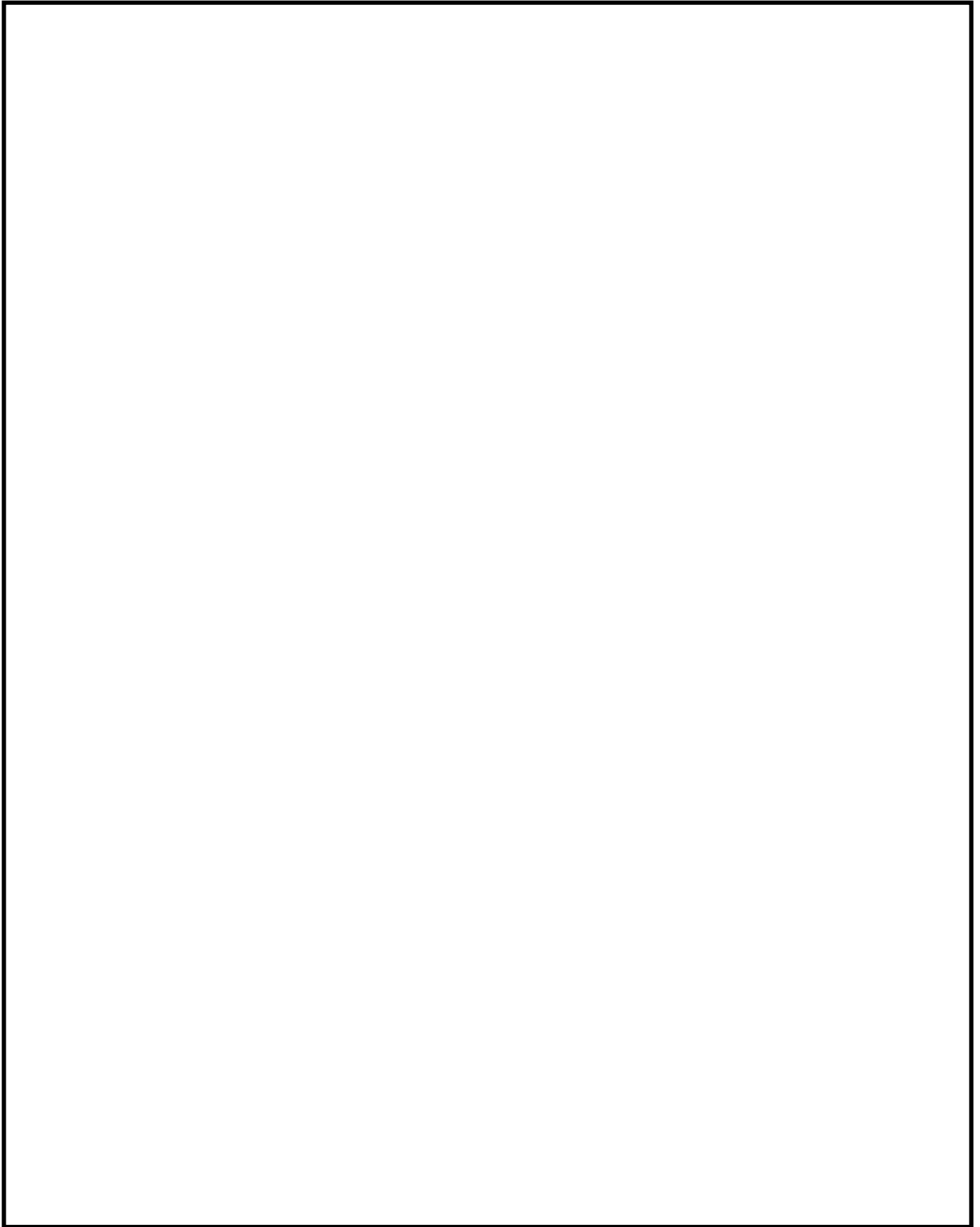


図 57-8-1 電源車～電源車接続口(原子炉建屋 )  
～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 電源車配置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

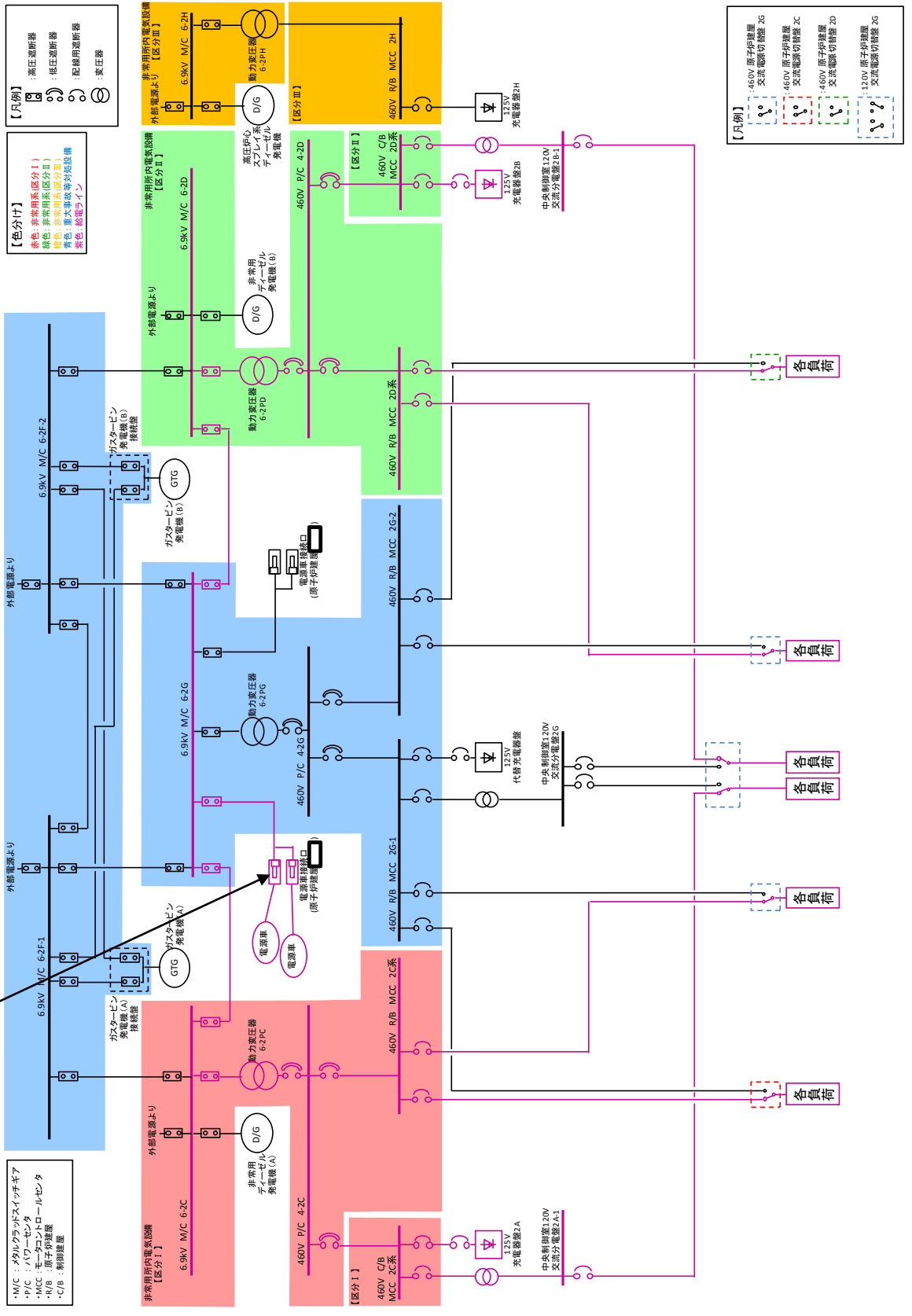


図 57-8-2 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系 系統接続図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



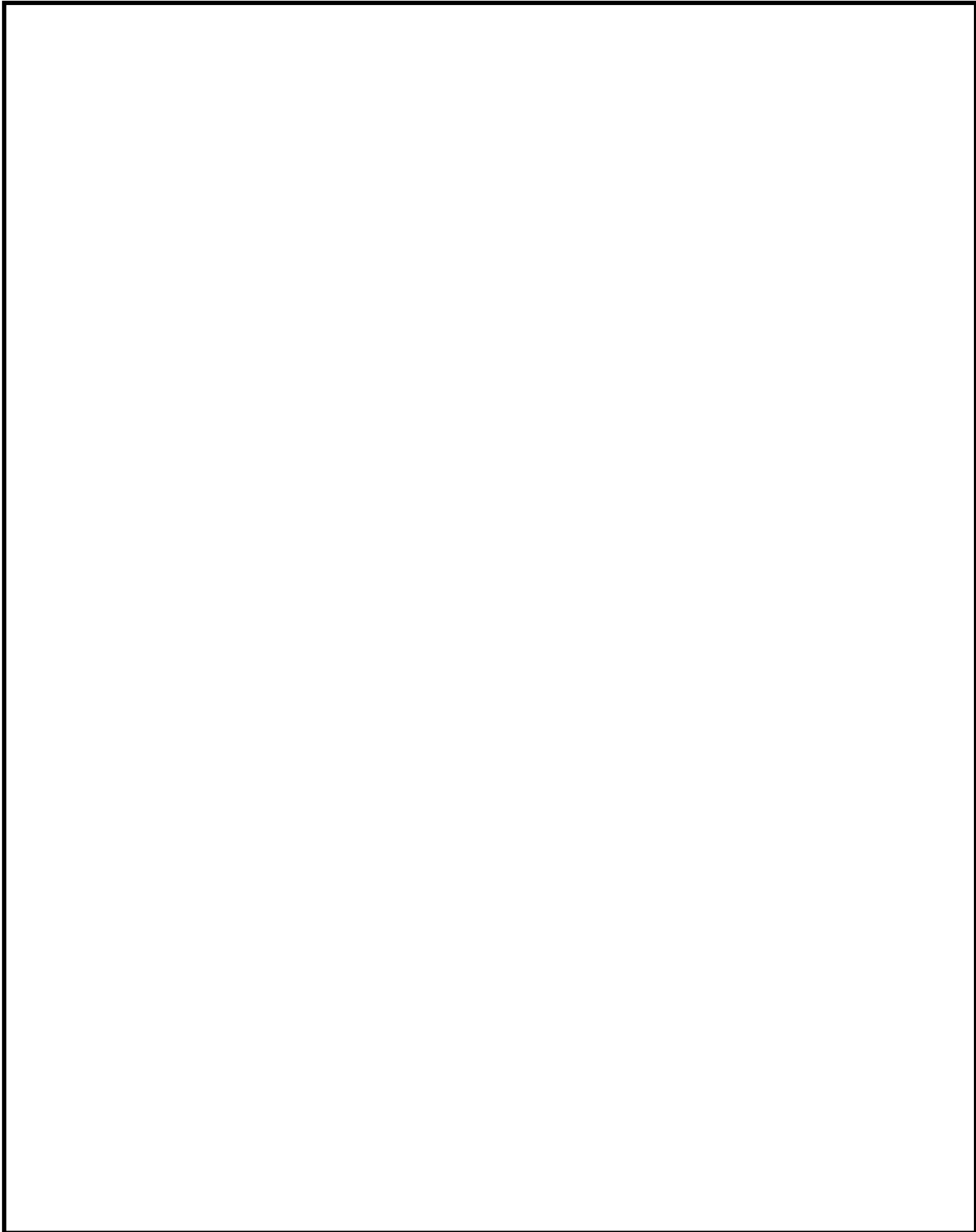


図 57-8-3 電源車～電源車接続口(原子炉建屋 )  
～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 電源車配置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

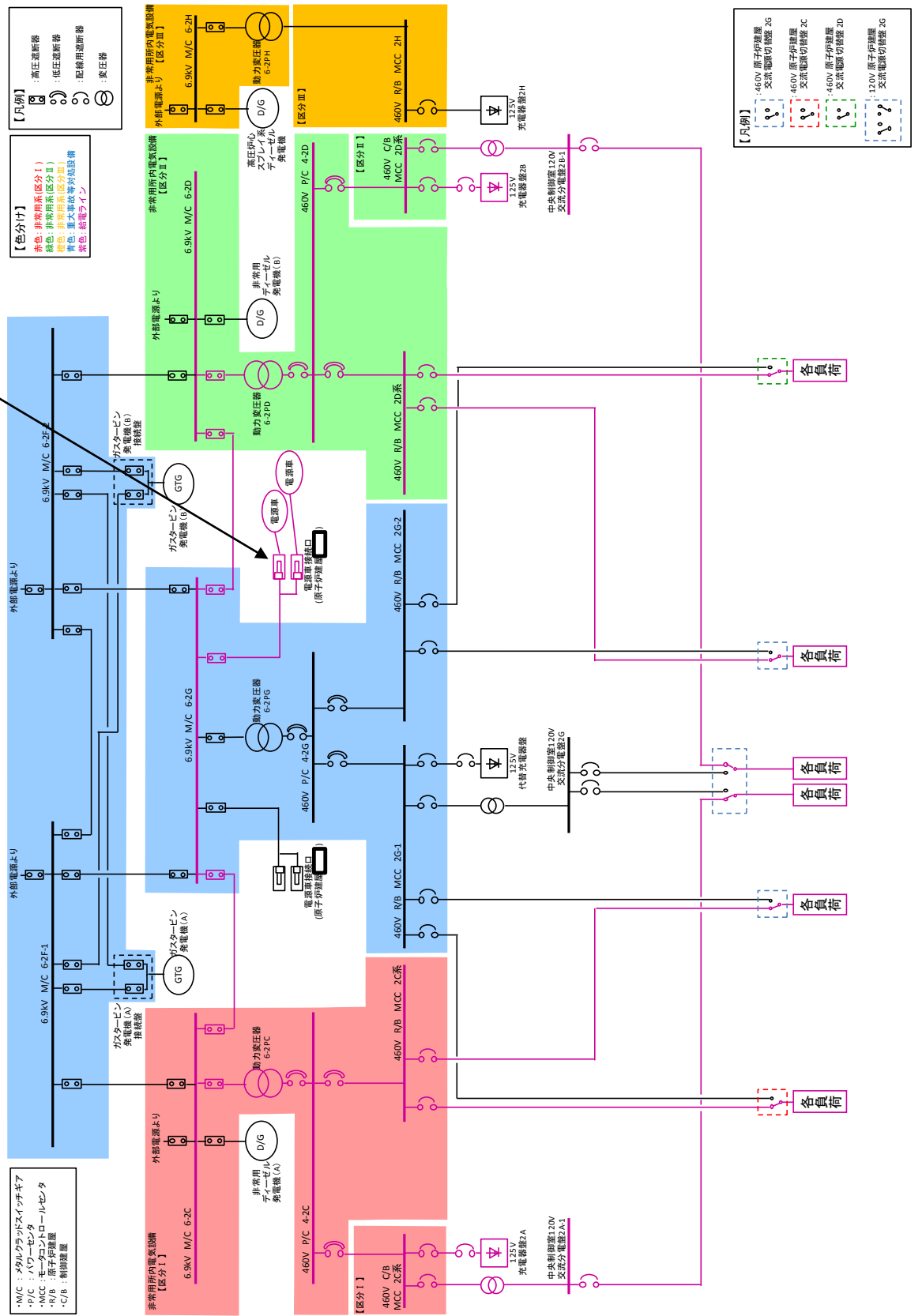


図 57-8-4 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 系統接続図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

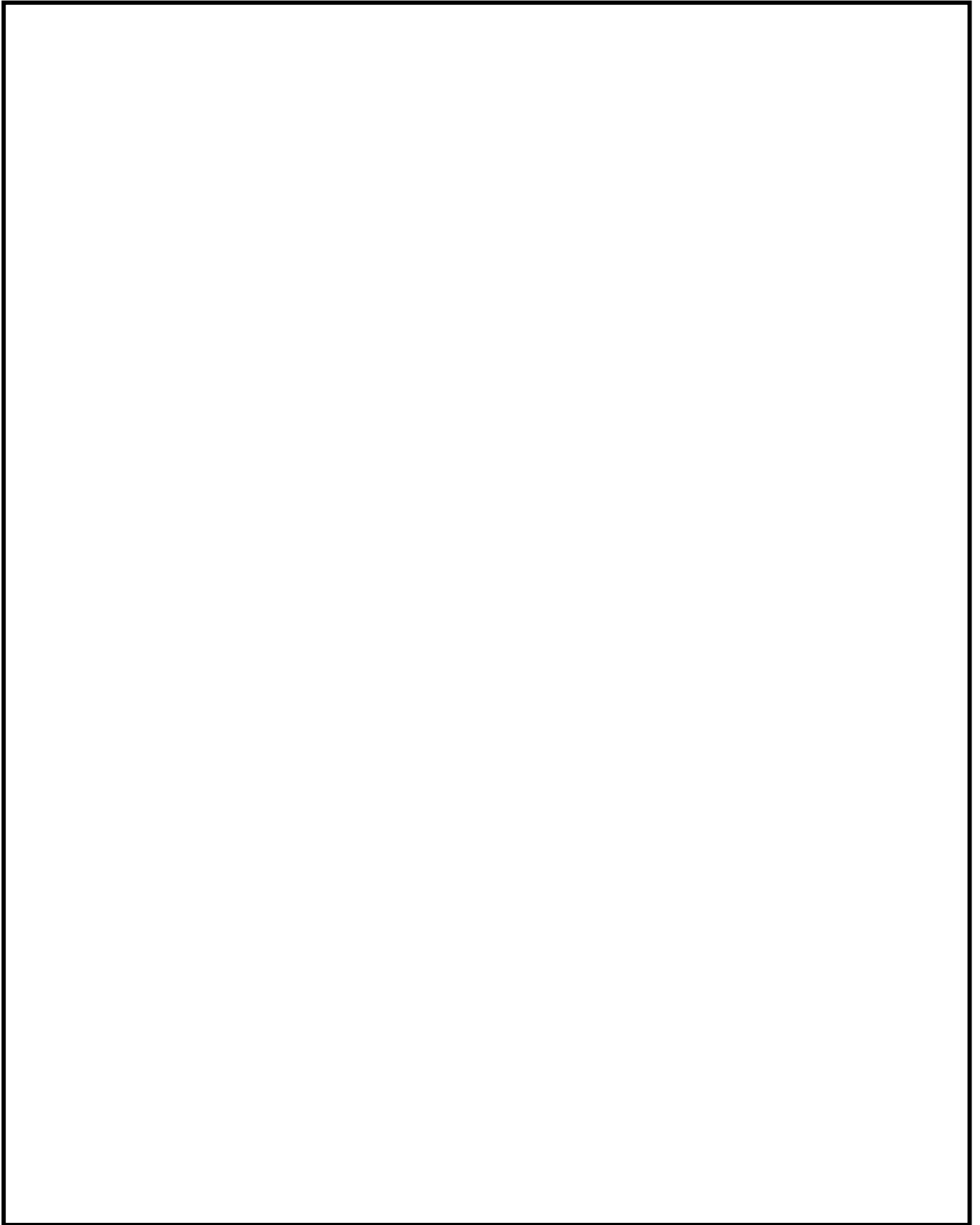


図 57-8-5 電源車～電源車接続口(原子炉建屋 )  
～緊急用低圧母線 2G 系電路 電源車配置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

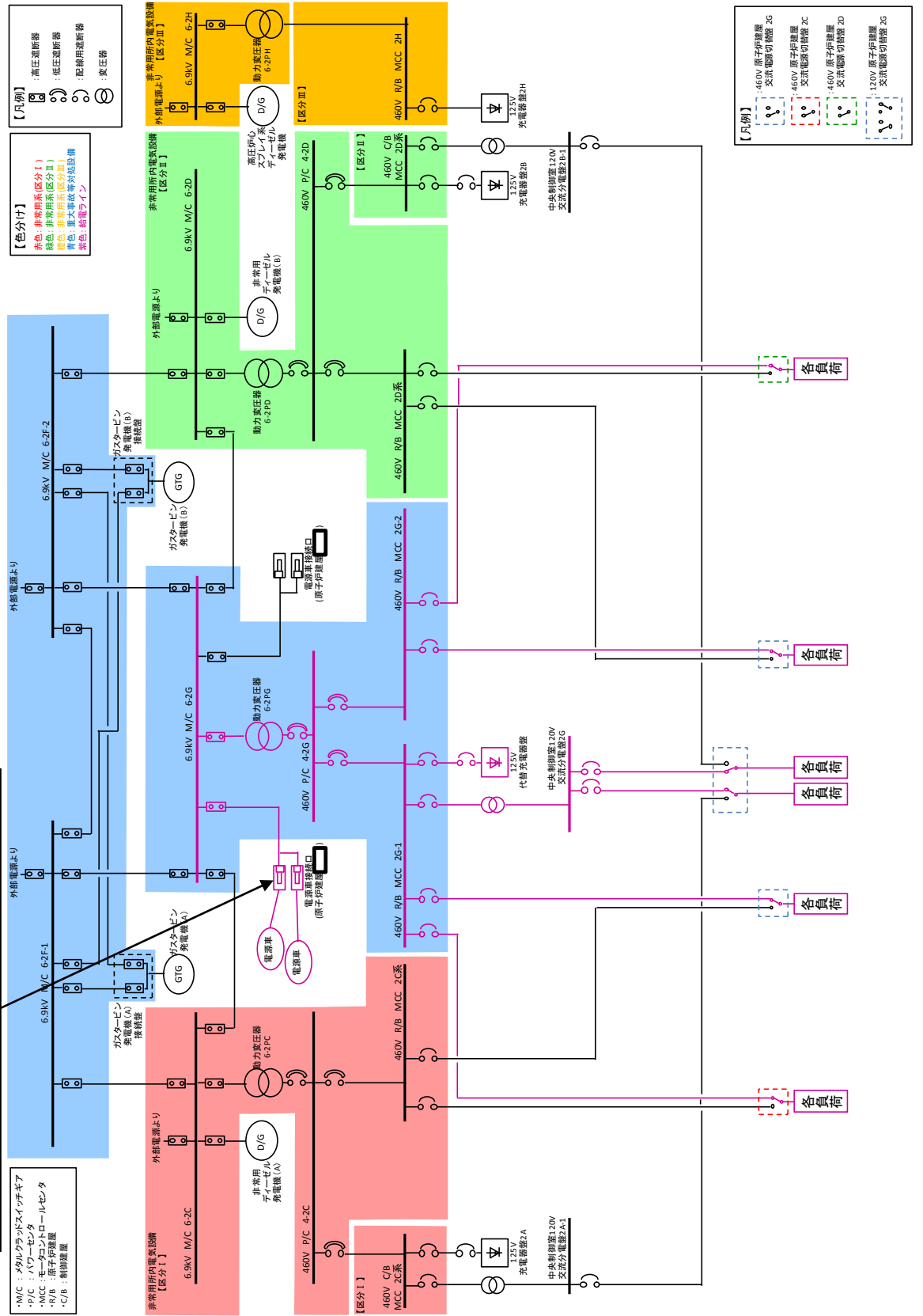


図 57-8-6 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路 系統接続図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

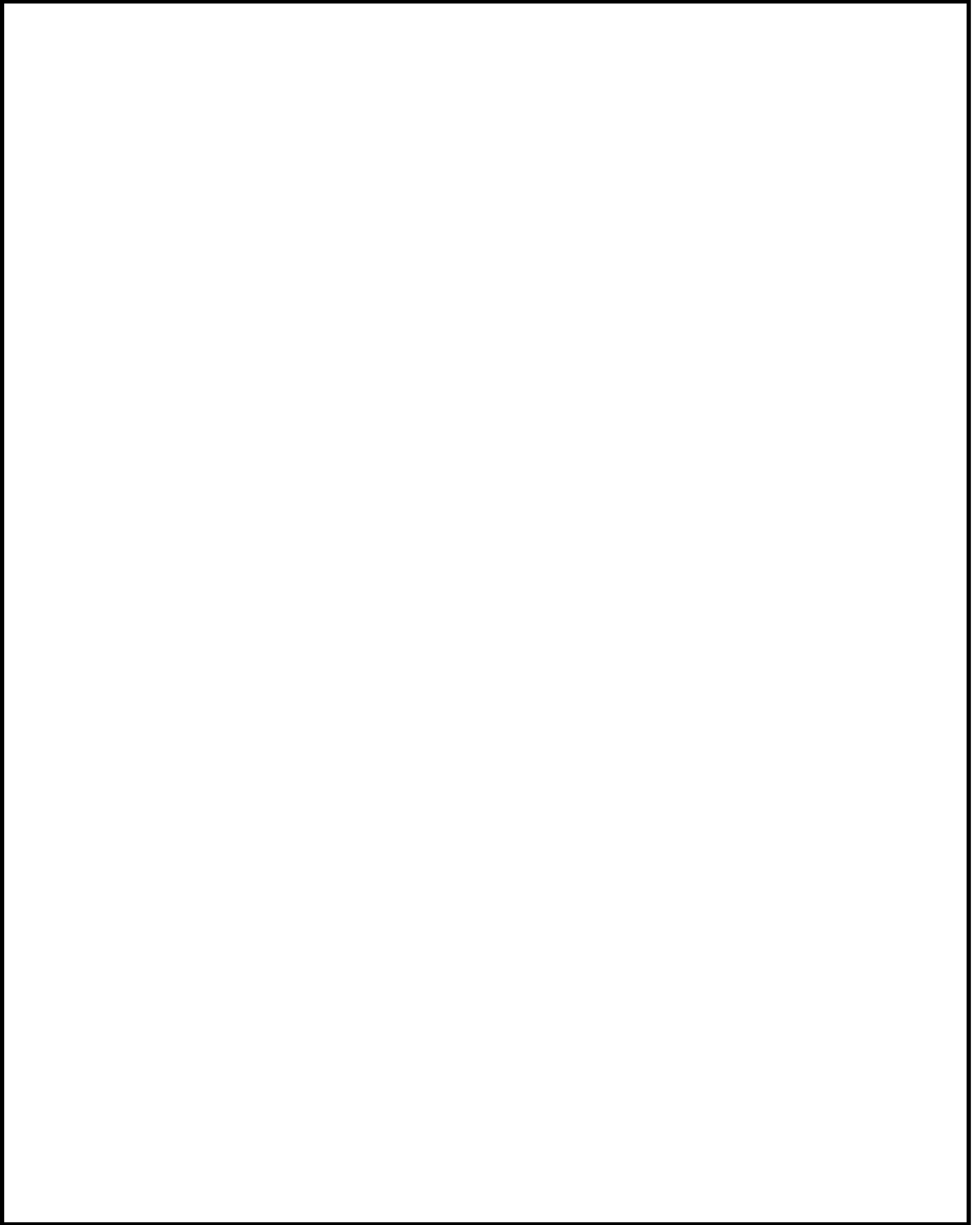


図 57-8-7 電源車～電源車接続口(原子炉建屋 )  
～緊急用低圧母線 2G 系電路 電源車配置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

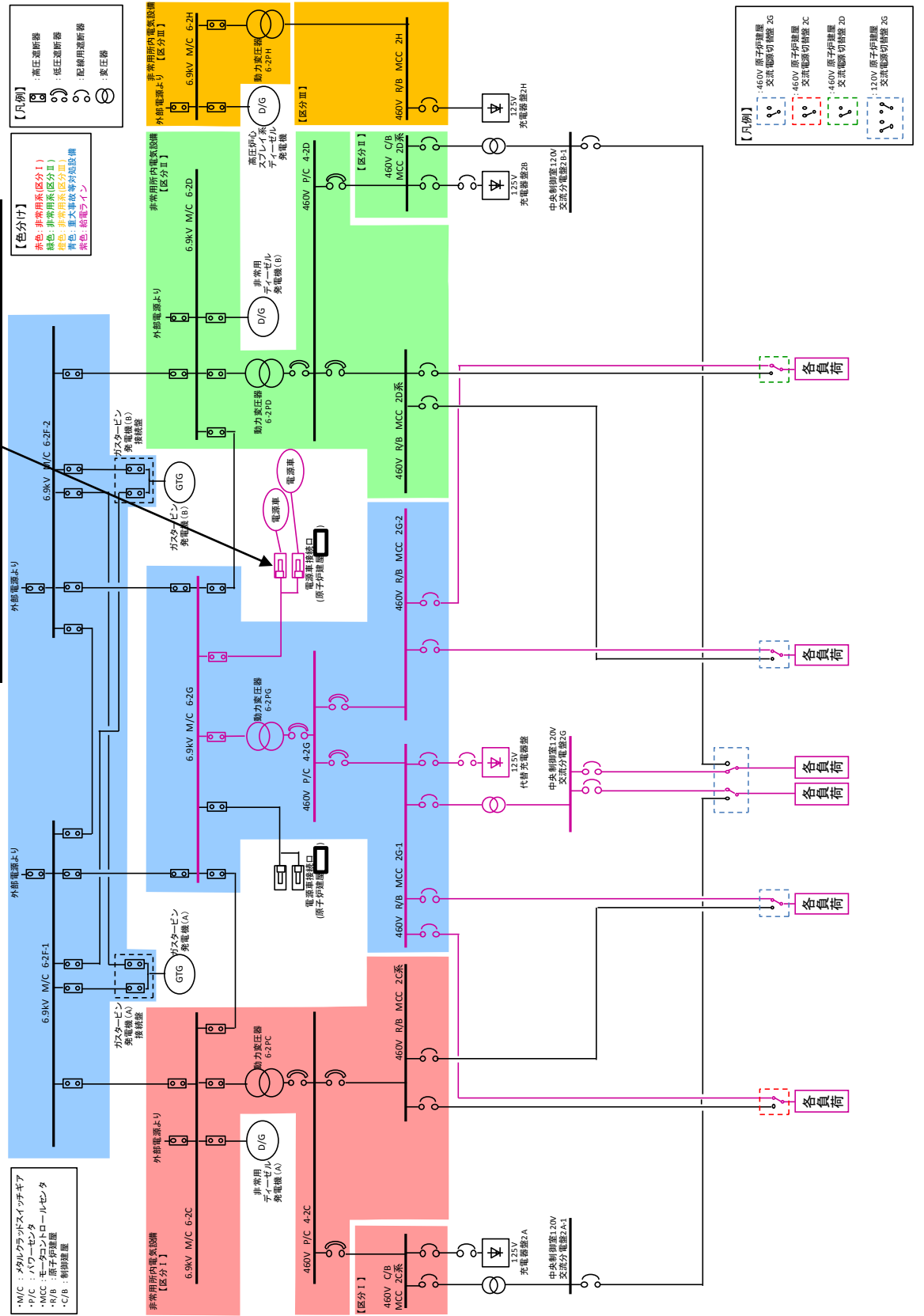


図 57-8-8 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路 系統接続図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9  
代替電源設備について

## 1. 代替電源設備について

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故においては、津波により非常用ディーゼル発電機の冷却機能（海水系）が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機及び非常用高圧母線等は浸水被害により、多重化された電源設備が同時に機能喪失するに至ったとの報告がある。

女川原子力発電所 2 号炉においては、設計基準事故対処設備として非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用高圧母線等の電気設備を設置している。女川原子力発電所 2 号炉の敷地高さは、O.P. 約+13.8m であり、設計基準津波 O.P. +23.1m より低い。高さ約 15m(O.P. 約+29m) の防潮堤を設置するため、敷地内に津波流入の恐れがない。また、隔壁によって区画化された電気室に設置し、多重化を図ることにより、互いに独立させており、共通要因により同時に機能喪失することなく、人の接近性を確保可能な設計としている。(図 57-9-1～3)

\* O.P. : 女川原子力発電所工事用基準面



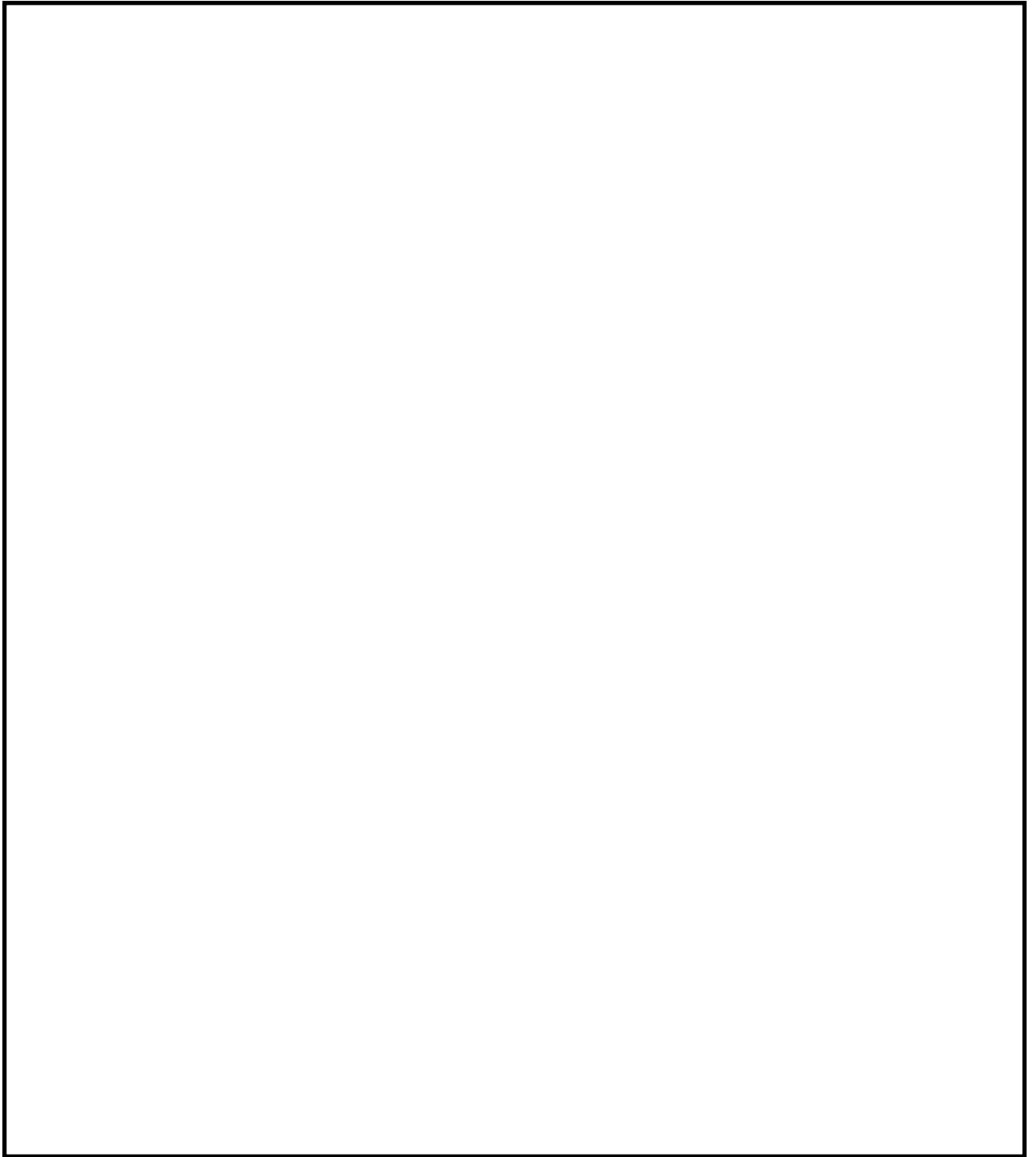


図 57-9-1 非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機  
及び非常用高圧母線の配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

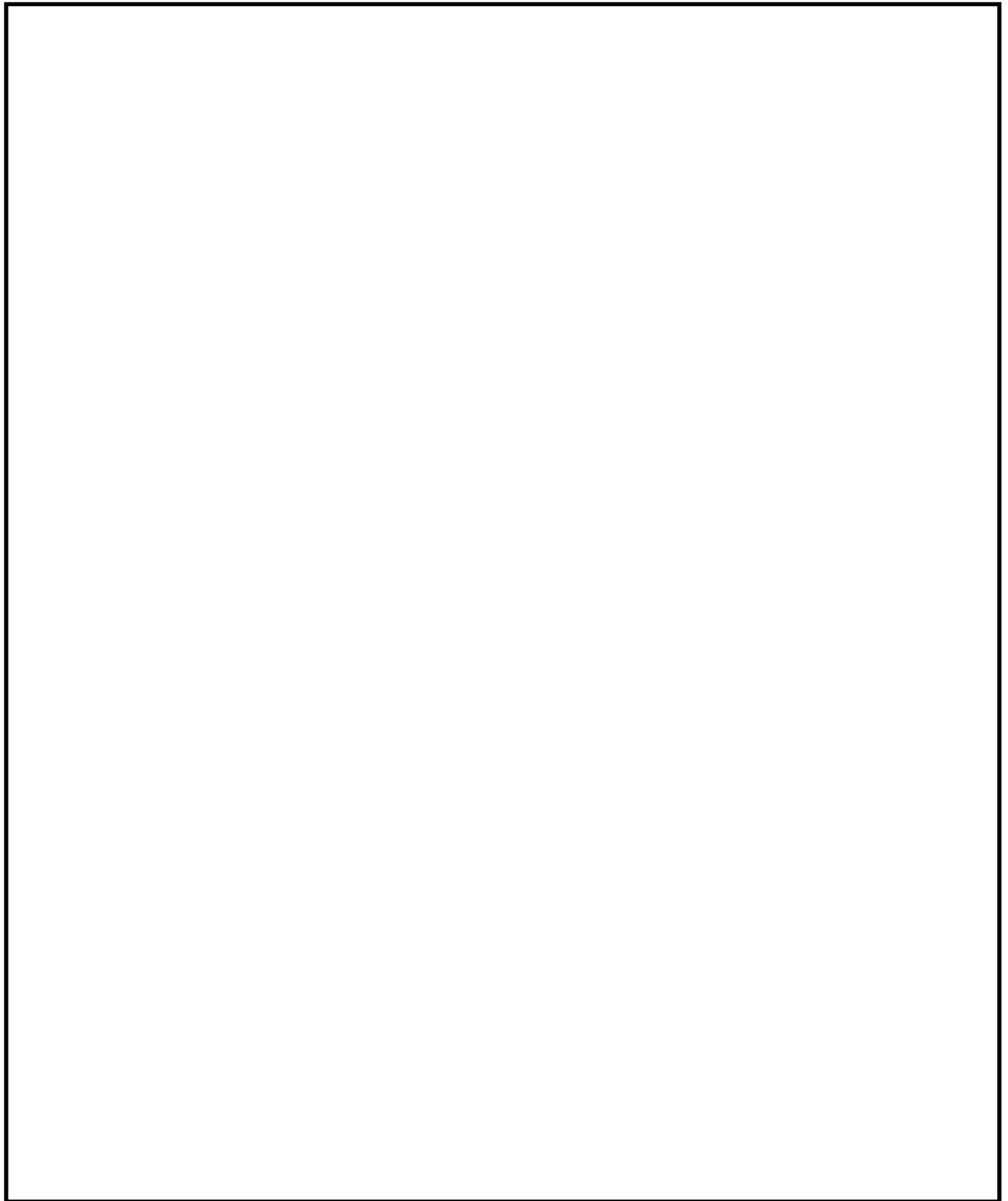


図 57-9-2 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B  
並びに 125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2B の配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

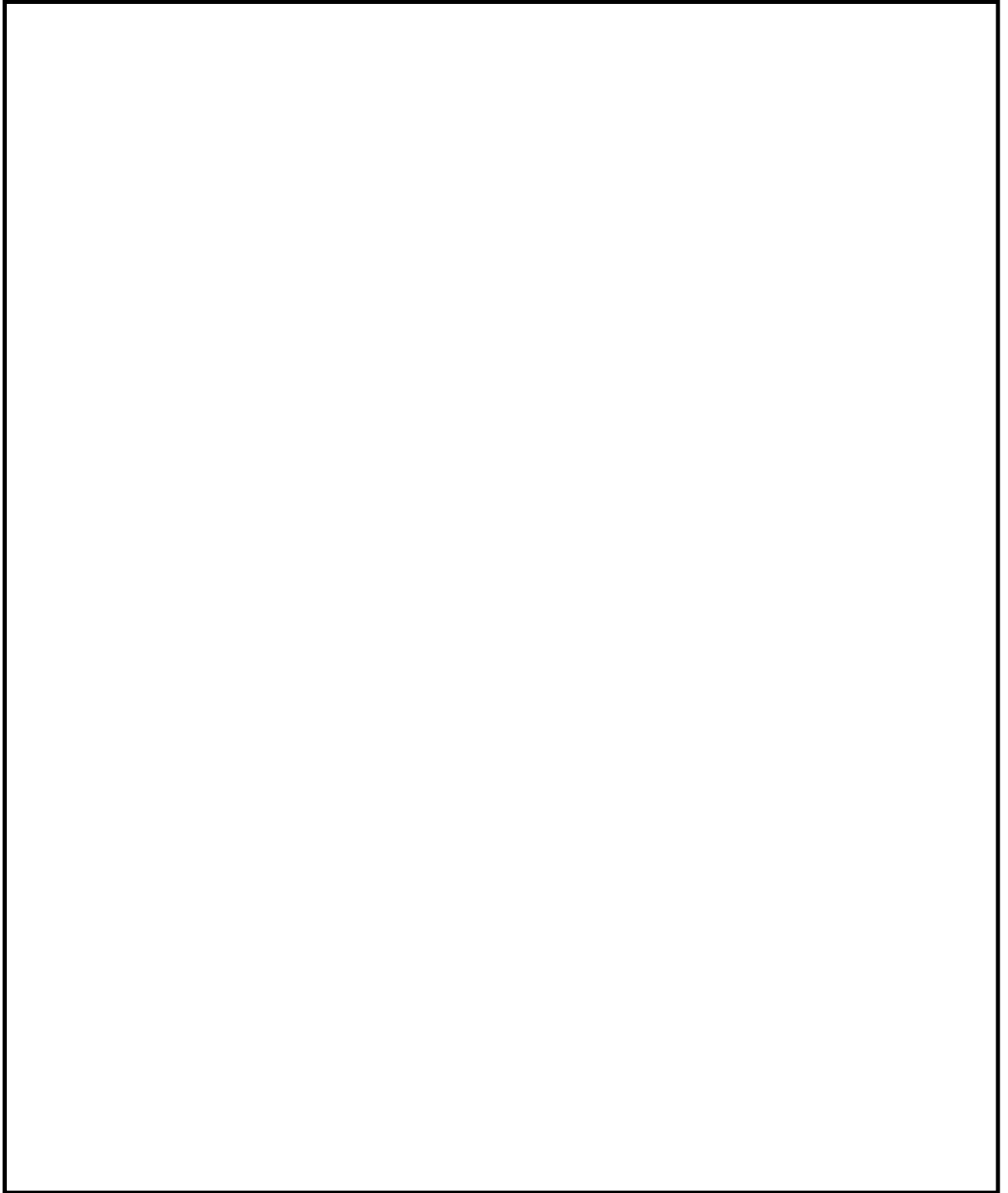


図 57-9-3 125V 蓄電池 2H 及び直流主母線盤 2H の配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

しかしながら、これら設計基準事故対処設備の電気設備が機能喪失した場合においても、重大事故等に対処できるよう常設又は可搬の代替電源等の設備を設置している。

これら常設又は可搬の代替電源等の設備は、設置許可基準規則第 57 条及び技術基準規則第 72 条に要求事項が示されている。また、設置許可基準規則第 57 条及び技術基準規則第 72 条以外で、代替電源からの給電が要求される条文を表 57-9-1 に示す。

また、代替電源からの給電が要求される各設備の単線結線図は下記のとおり添付している。

設置許可基準規則第 46 条／技術基準規則第 61 条：57-9-(46-1)～57-9-(46-2)

設置許可基準規則第 51 条／技術基準規則第 66 条：57-9-(51-1)～57-9-(51-2)

設置許可基準規則第 52 条／技術基準規則第 67 条：57-9-(52-1)～57-9-(52-2)

設置許可基準規則第 53 条／技術基準規則第 68 条：57-9-(53-1)～57-9-(53-2)

設置許可基準規則第 54 条／技術基準規則第 69 条：57-9-(54-1)～57-9-(54-2)

設置許可基準規則第 59 条／技術基準規則第 74 条：57-9-(59)

設置許可基準規則第 60 条／技術基準規則第 75 条：57-9-(60-1)～57-9-(60-2)

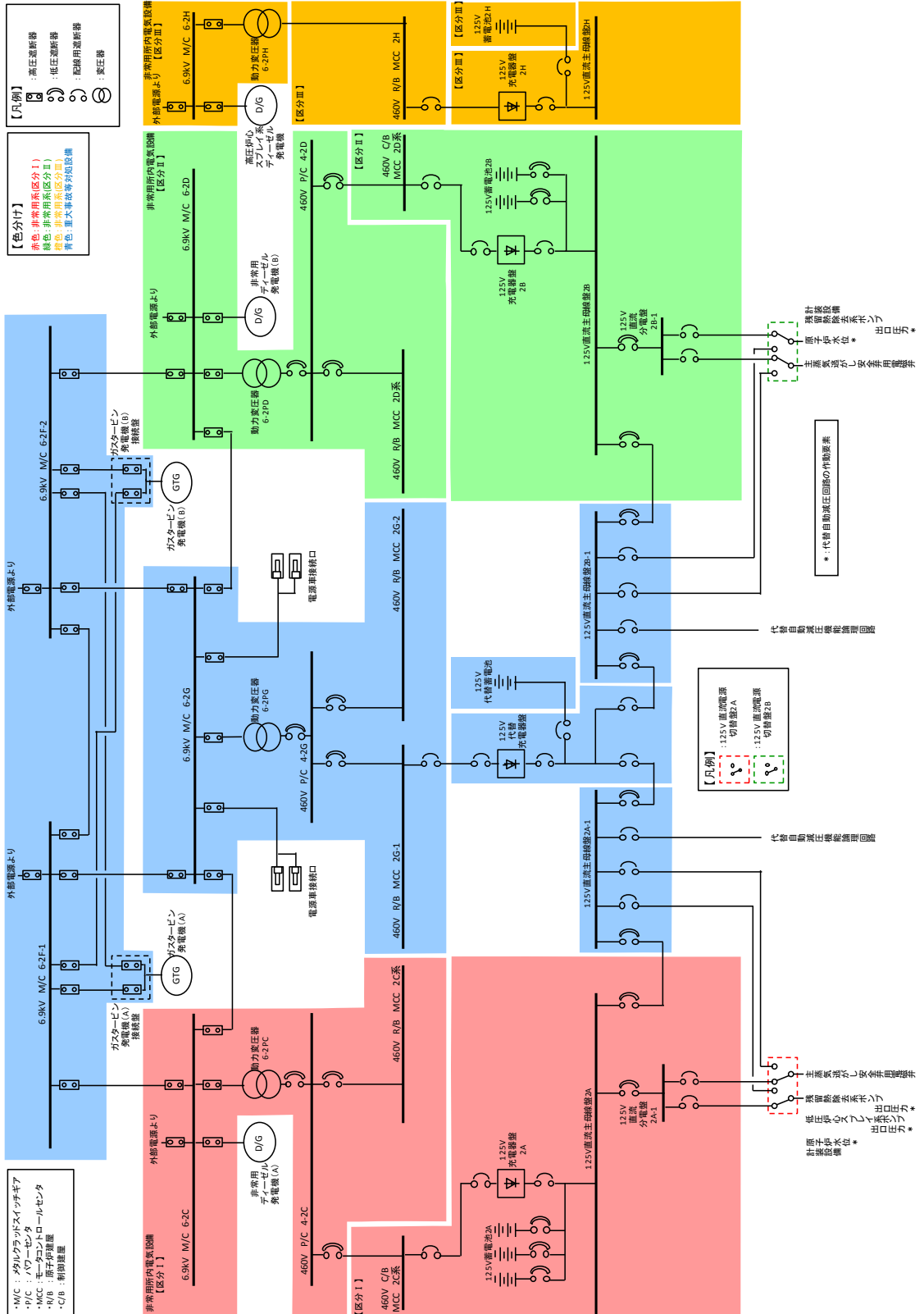
設置許可基準規則第 61 条／技術基準規則第 76 条：57-9-(61)

設置許可基準規則第 62 条／技術基準規則第 77 条：57-9-(62-1)～57-9-(62-2)

表 57-9-1 代替電源からの給電が要求される条文

設置許可基準／技術基準条文番号		記載内容	備考
第 46 条	第 61 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	・常設直流電源系統喪失時に操作できる手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備する。
第 51 条	第 66 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	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。
第 52 条	第 67 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	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。
第 53 条	第 68 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	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。
第 54 条	第 69 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	・交流又は直流電源が必要な場合には代替電源設備からの給電を可能とする。
第 59 条	第 74 条	原子炉制御室	・原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とする。
第 60 条	第 75 条	監視測定設備	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。
第 61 条	第 76 条	緊急時対策所	・代替交流電源からの給電を可能とする。
第 62 条	第 77 条	通信連絡を行うために必要な設備	・通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とする。





**【凡例】**

- : 高圧遮断器
- : 低圧遮断器
- : 配線用遮断器
- : 変圧器

**【色分け】**

- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
- 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
- 青色: 非常用系(区分Ⅲ)
- 黄色: 重大事故等対応設備

M/C : マルチトラッドスイッチギヤ  
 P/C : パワーセンタ  
 MCC : マイクロドローセンタ  
 D/G : 電子制御装置  
 C/B : 制御装置

図 57-9-(46-2) 単線結線図(直流) (第 46 条)

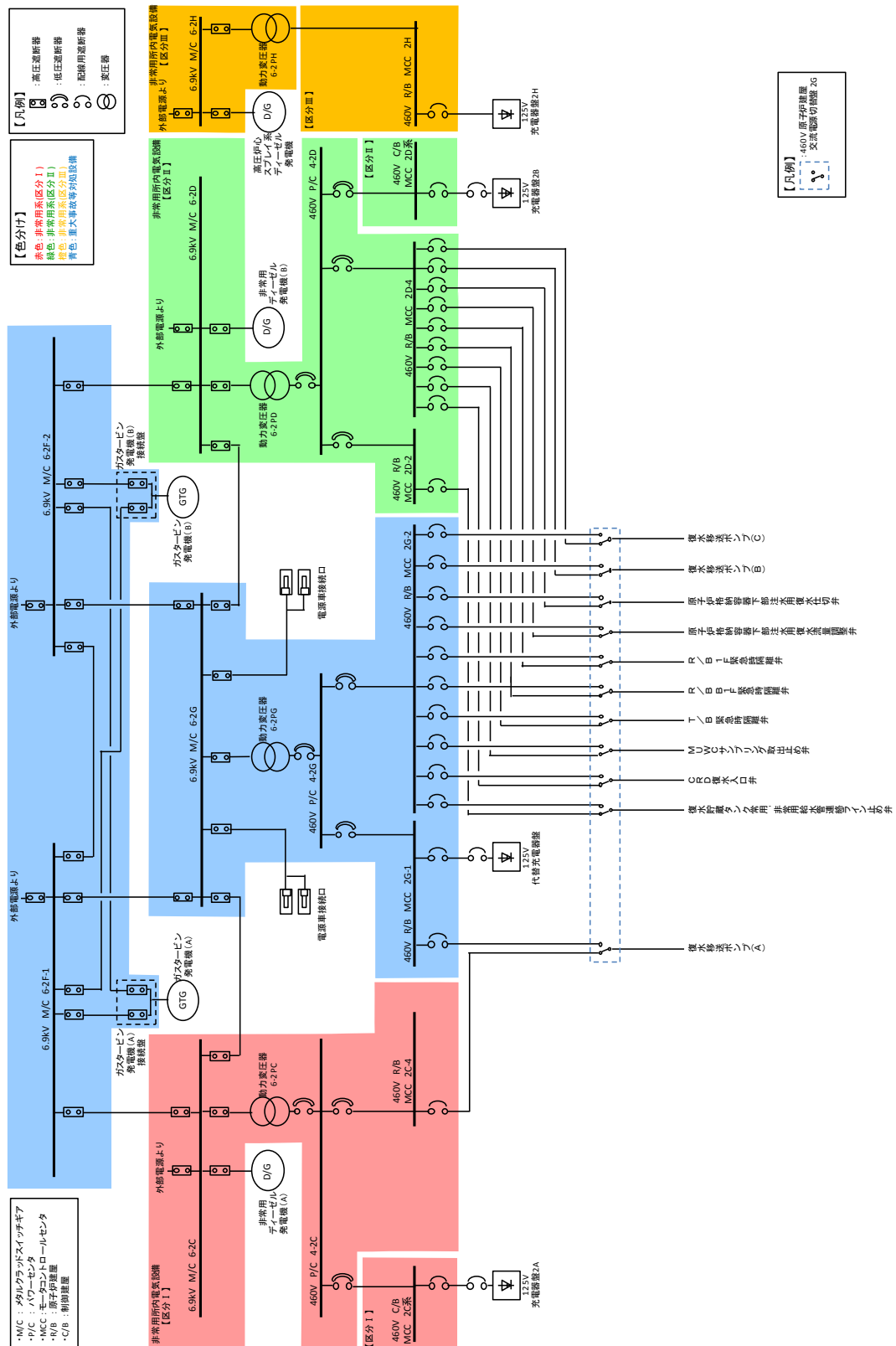


図 57-9-(51-1) 単線結線図(交流)(第 51 条)



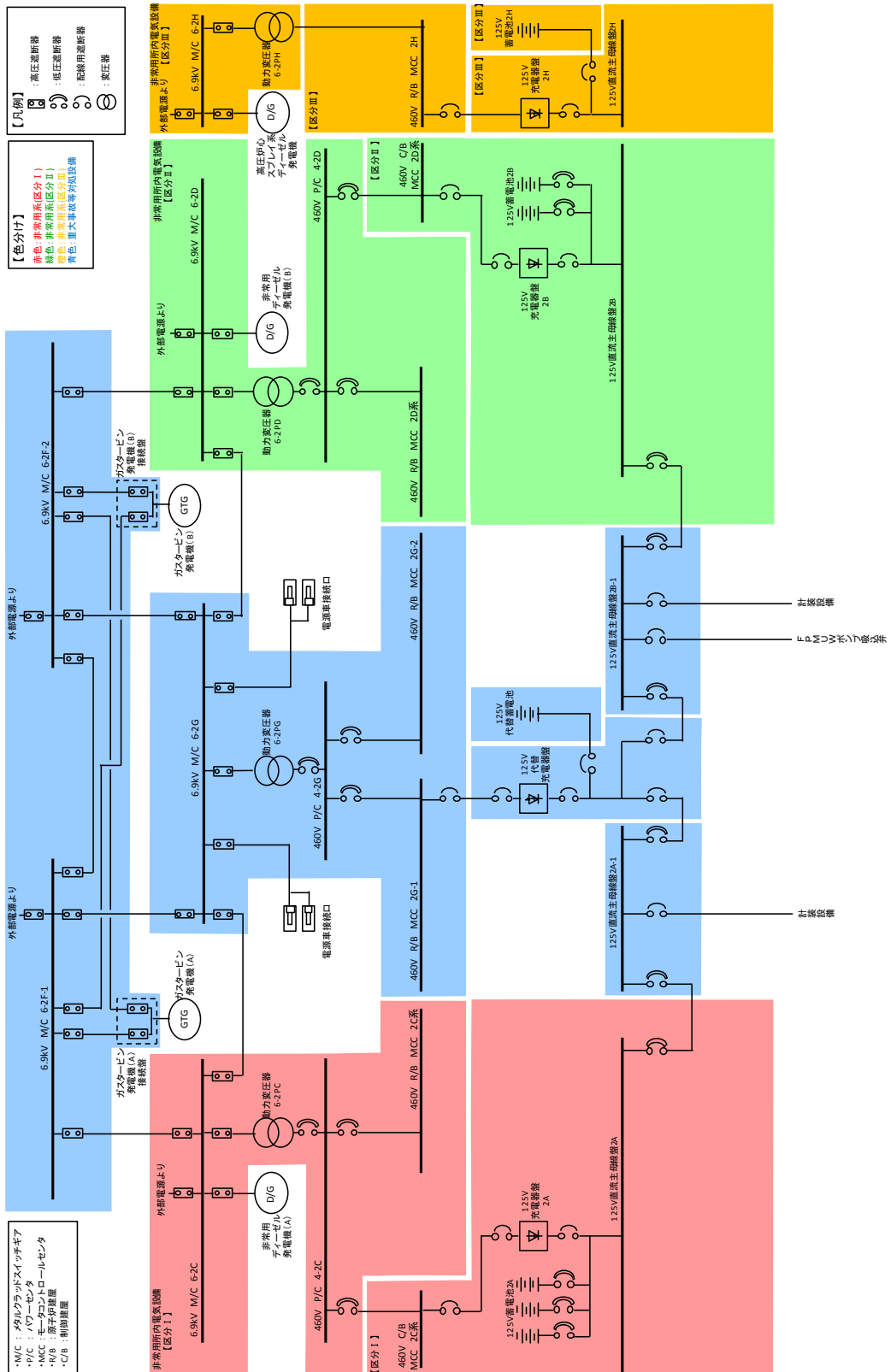


図 57-9-(51-2) 単線結線図(直流) (第 51 条)

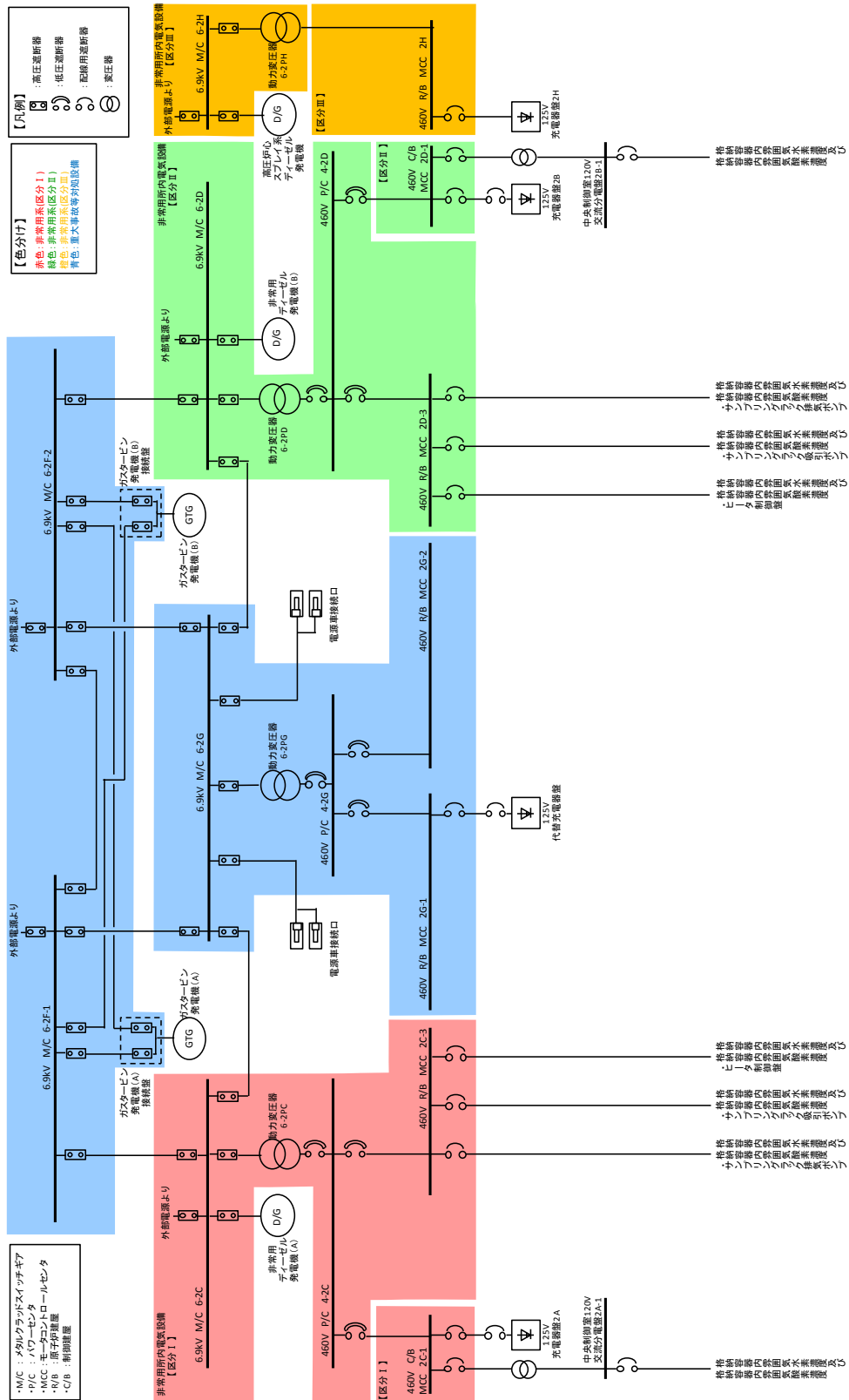


図 57-9-(52-1) 単線結線図(交流)(第 52 条)

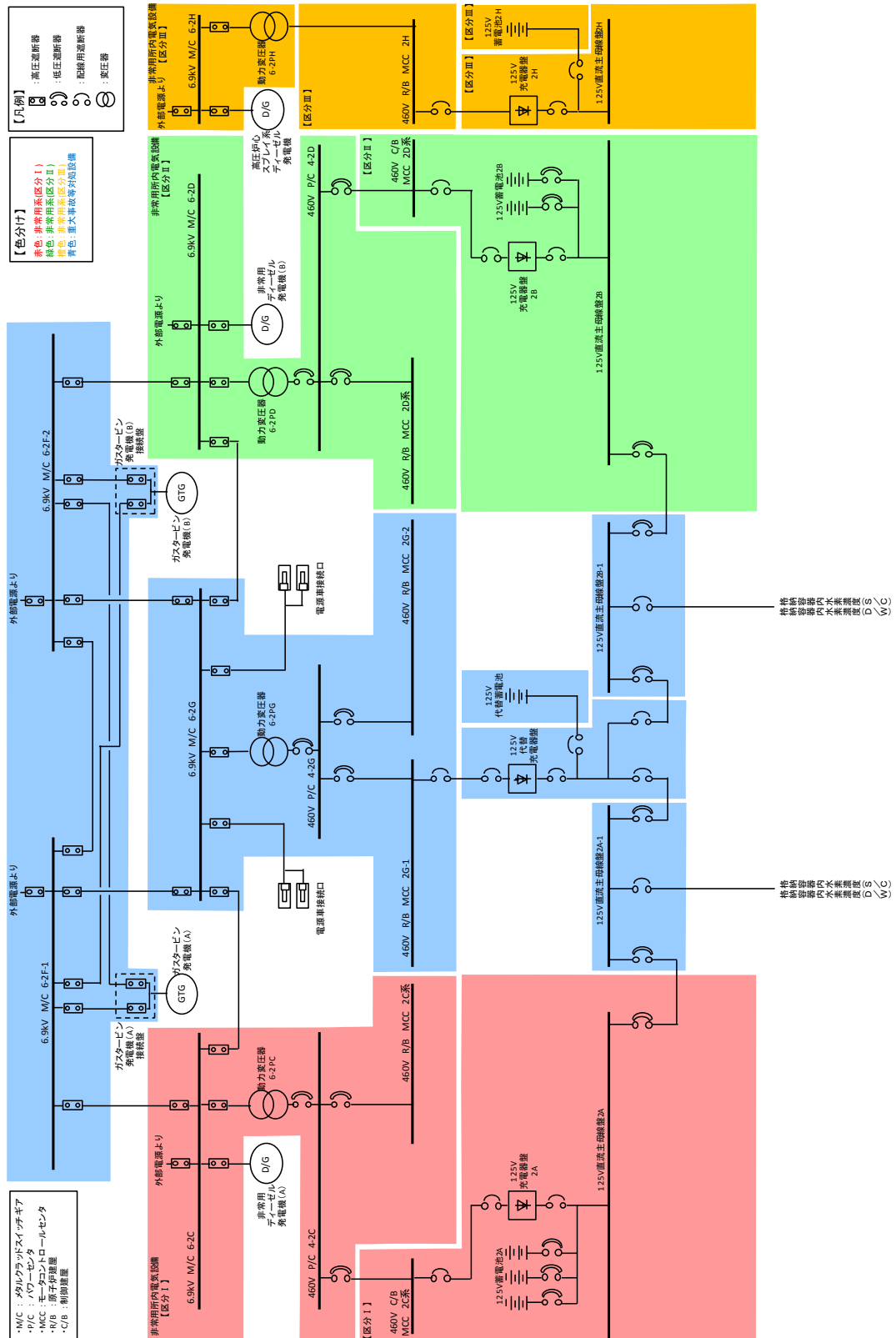


図 57-9-(52-2) 単線結線図(直流)(第 52 条)

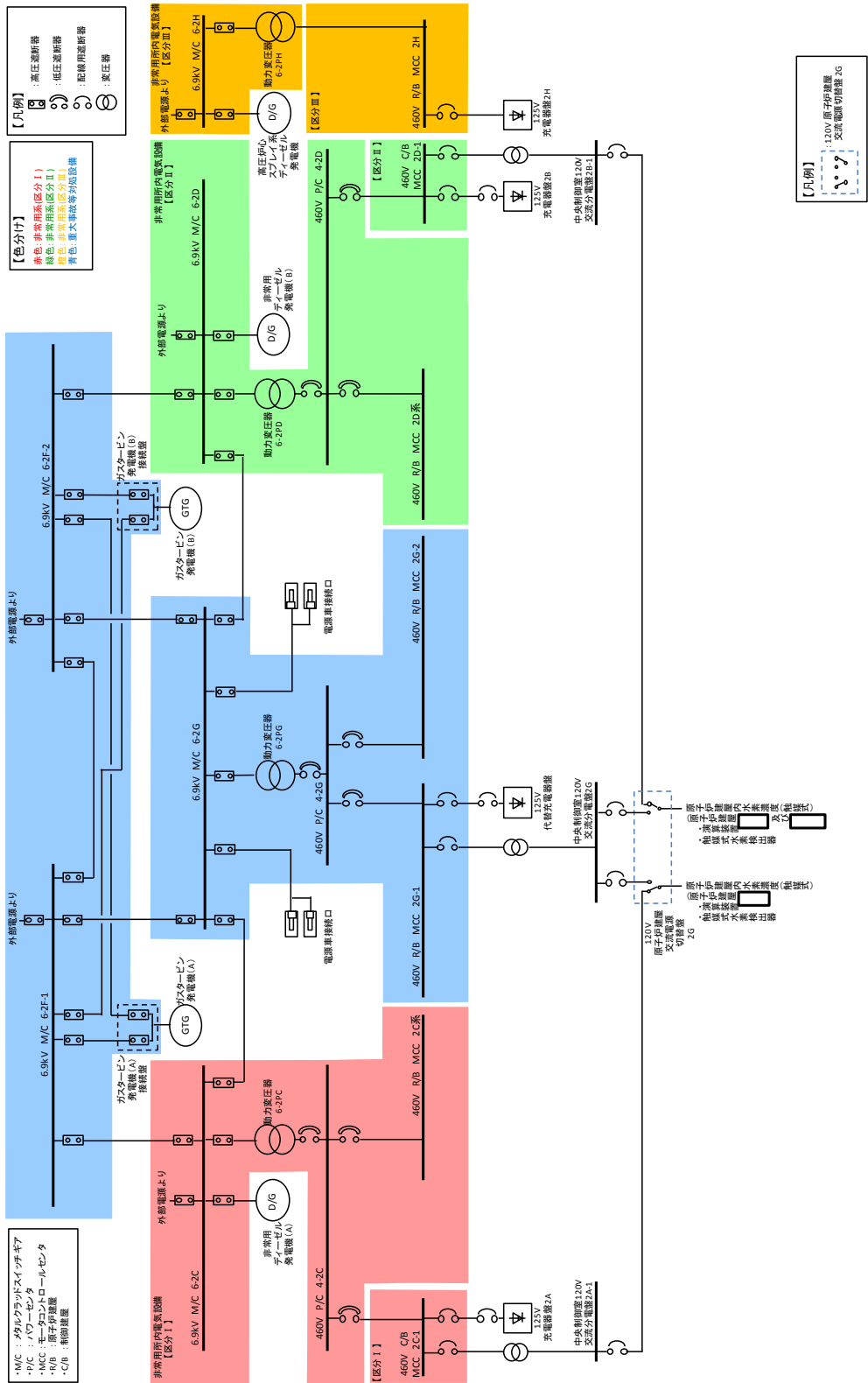


図 57-9-(53-1) 単線結線図(交流)(第 53 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

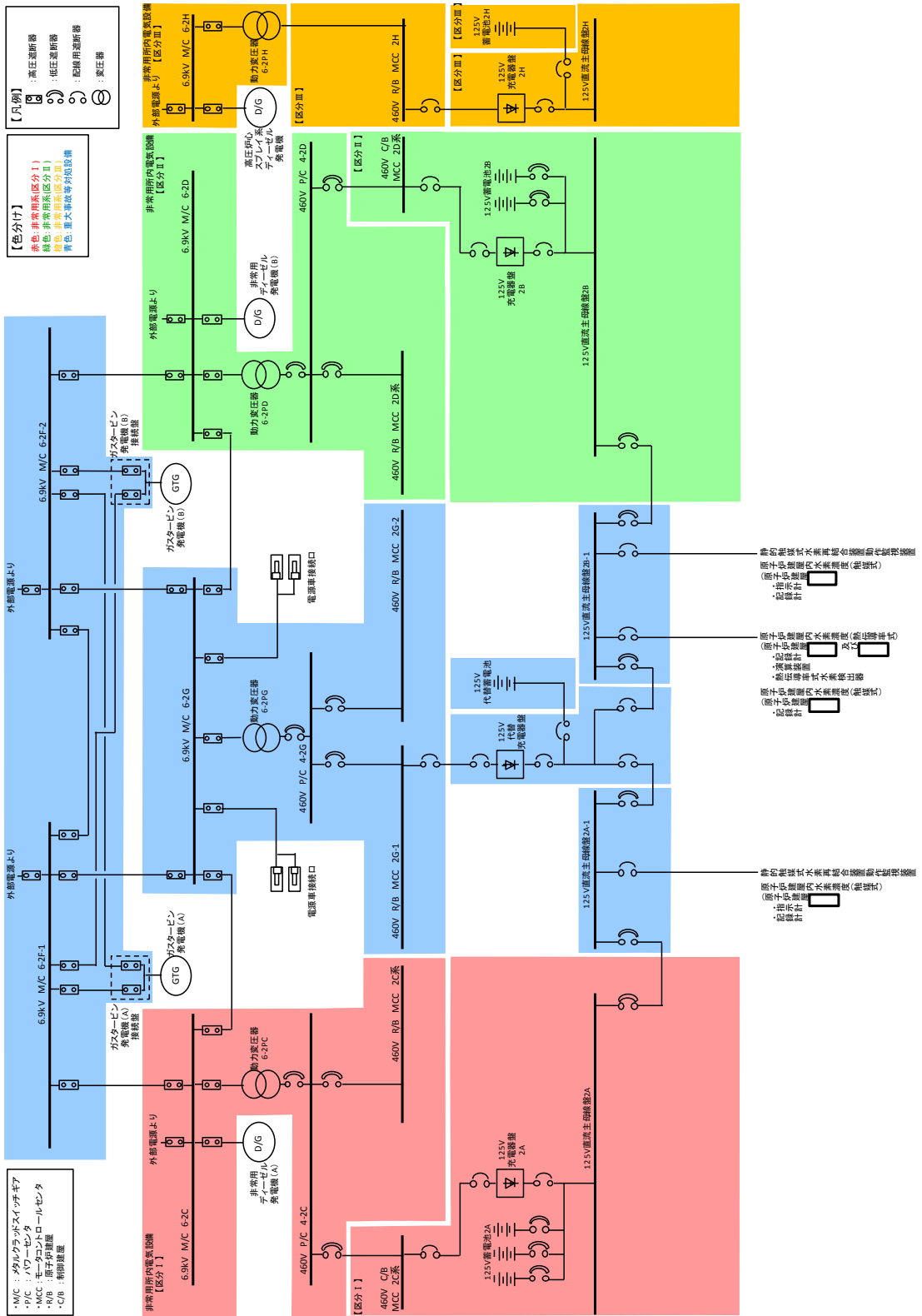


図 57-9-(53-2) 単線結線図(直流) (第 53 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

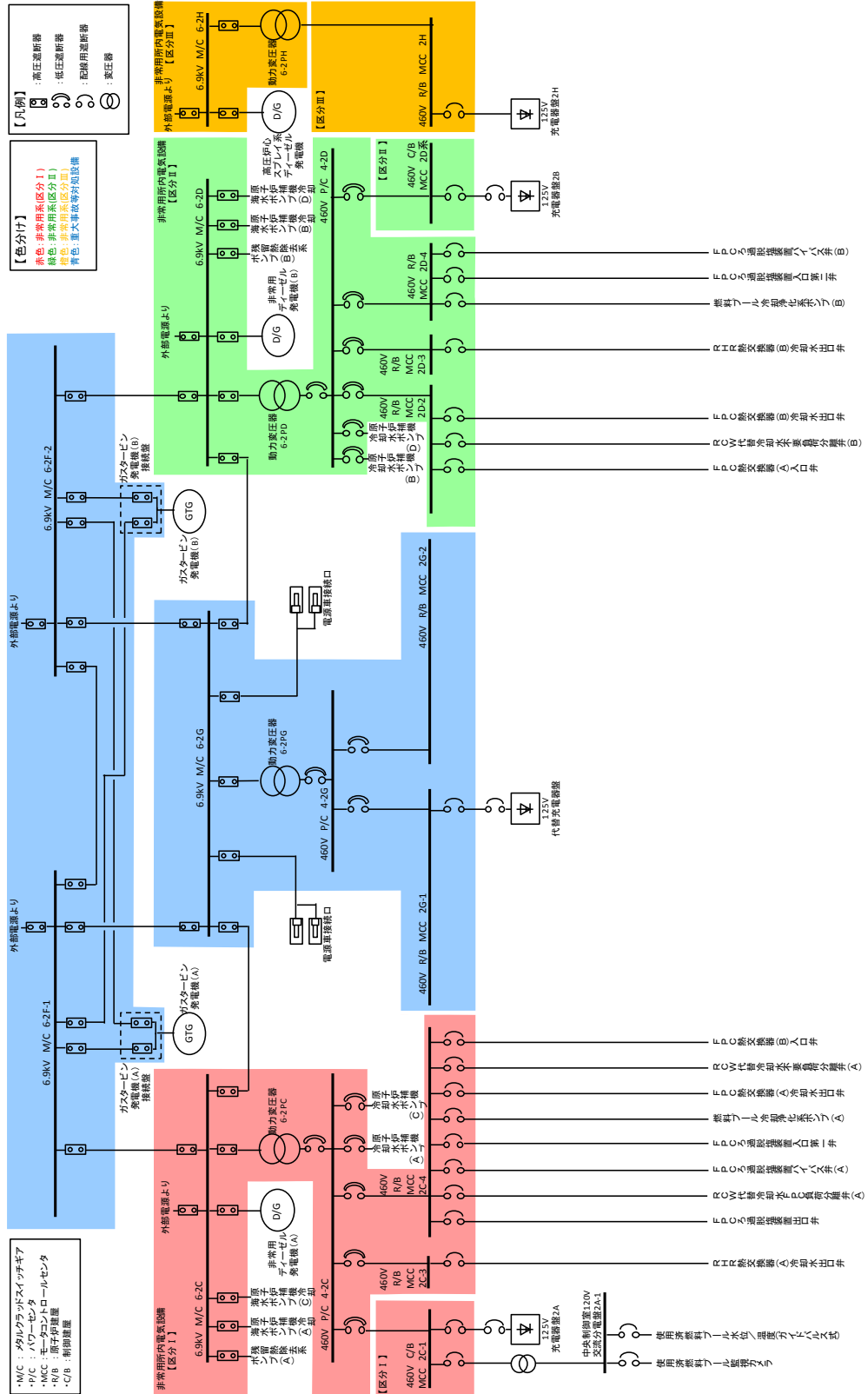


図 57-9-(54-1) 単線結線図(交流)(第 54 条)

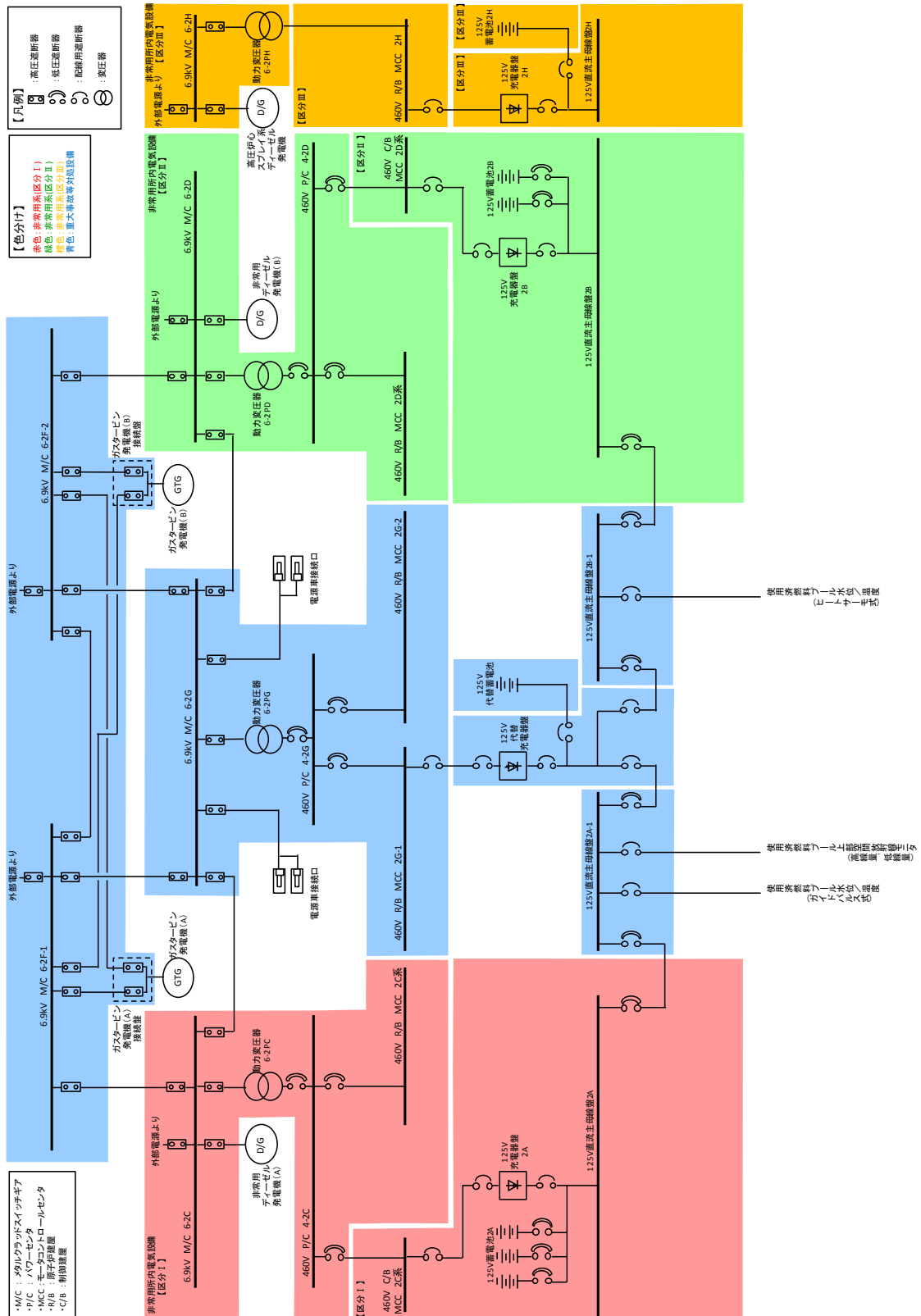


図 57-9-(54-2) 単線結線図(直流)(第 54 条)

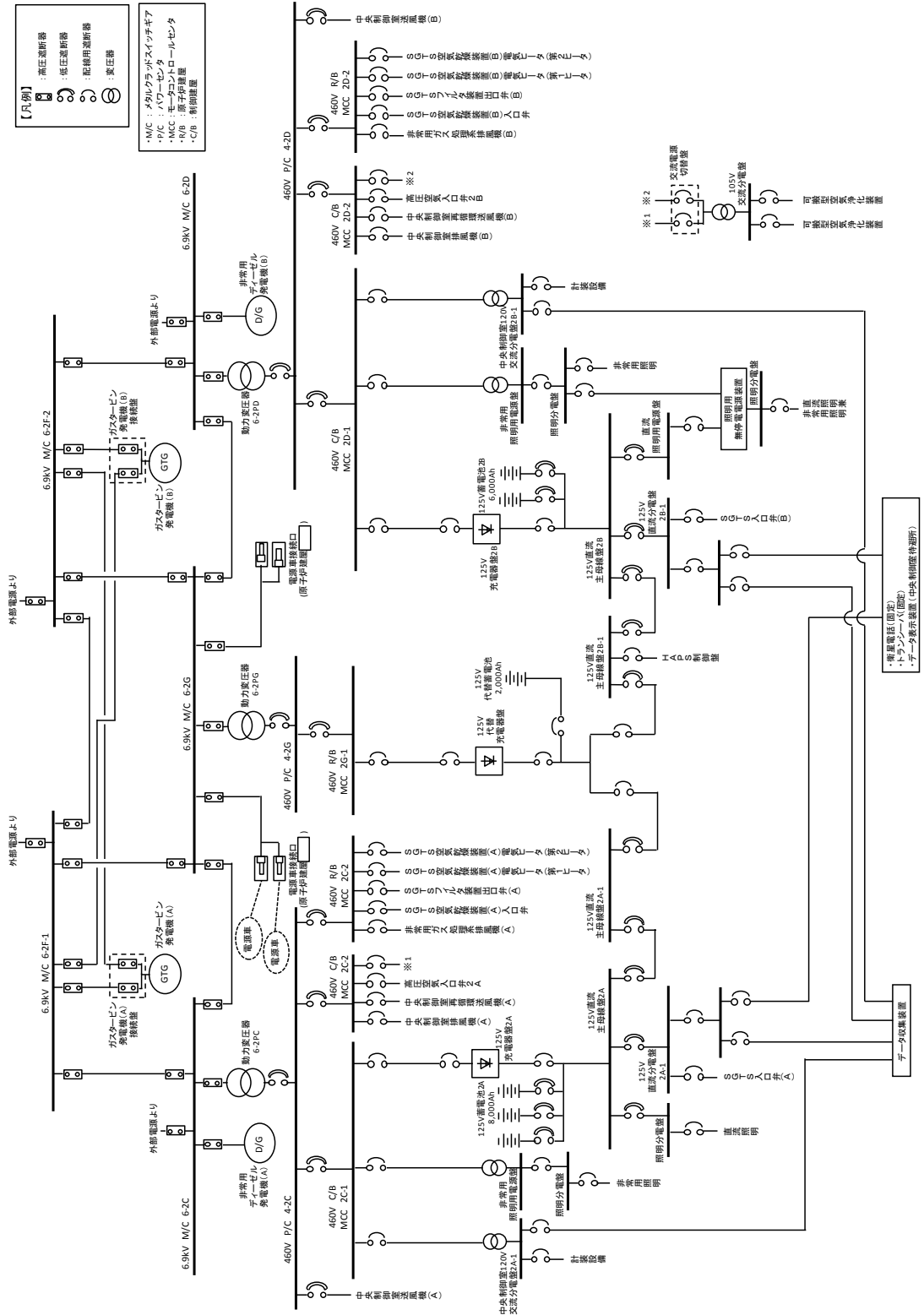


図 57-9-(59) 単線結線図(第 59 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



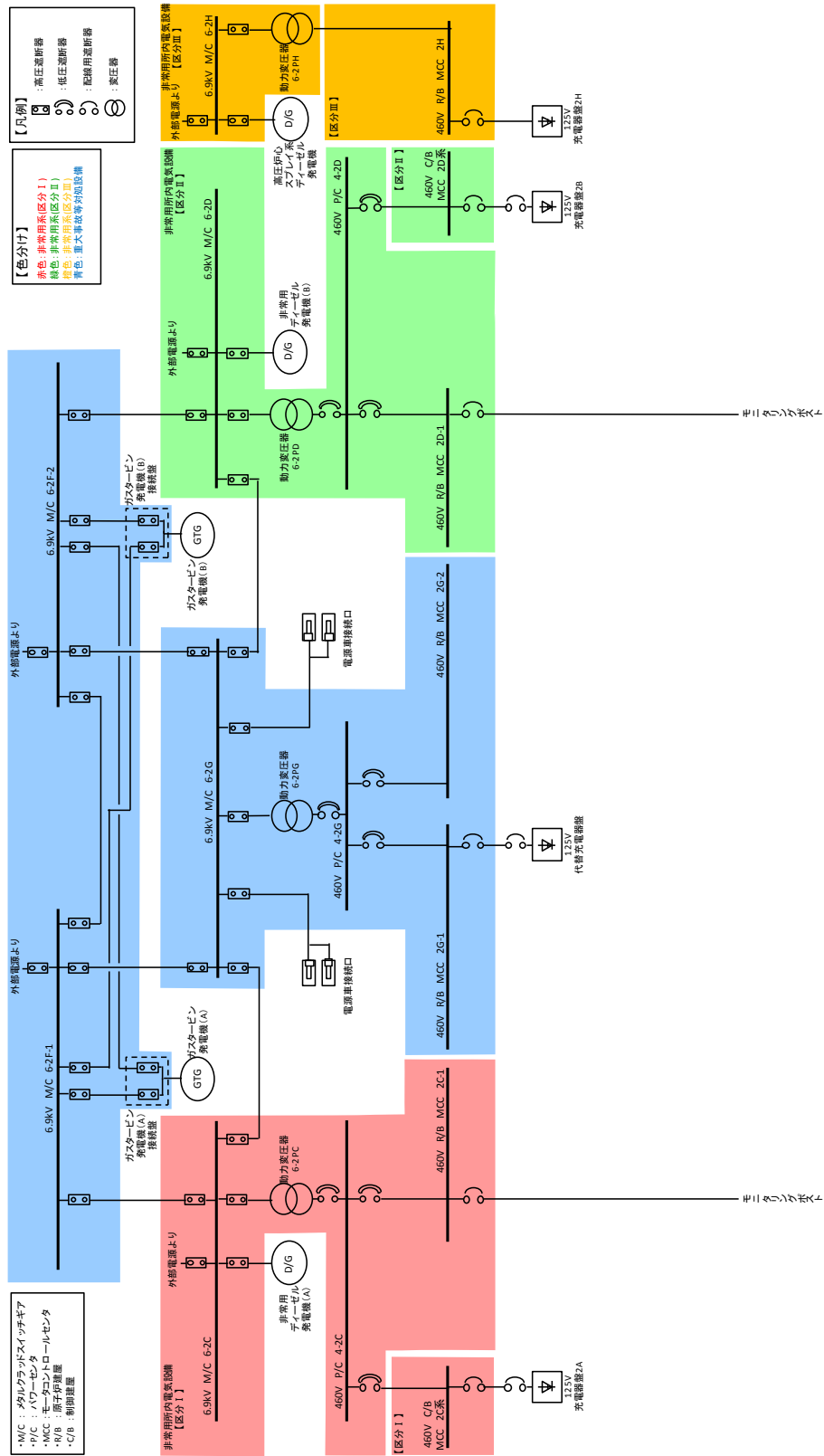


図 57-9-(60-1) 単線結線図(交流)(第 60 条)

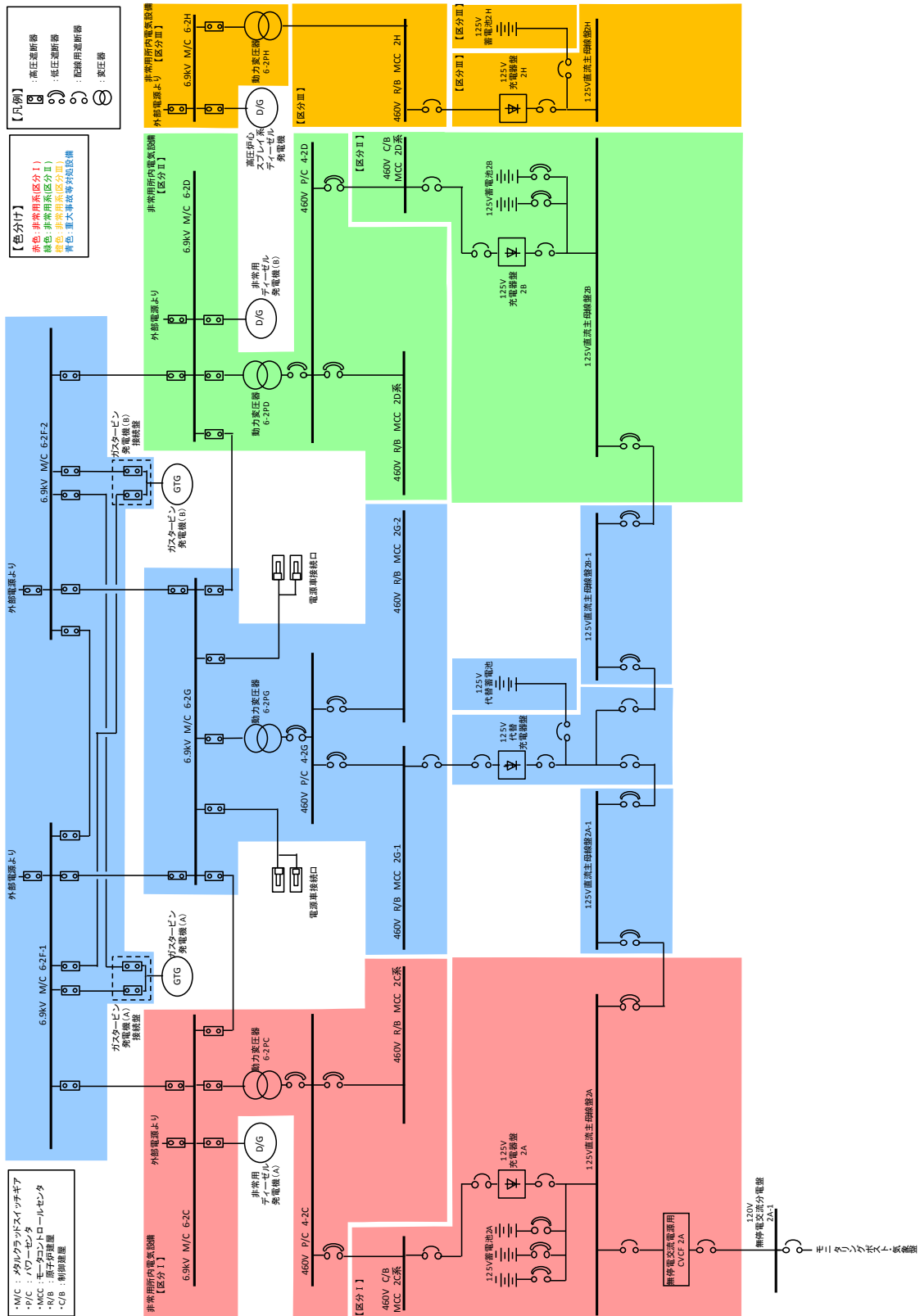


図 57-9-(60-2) 単線結線図(直流)(第 60 条)

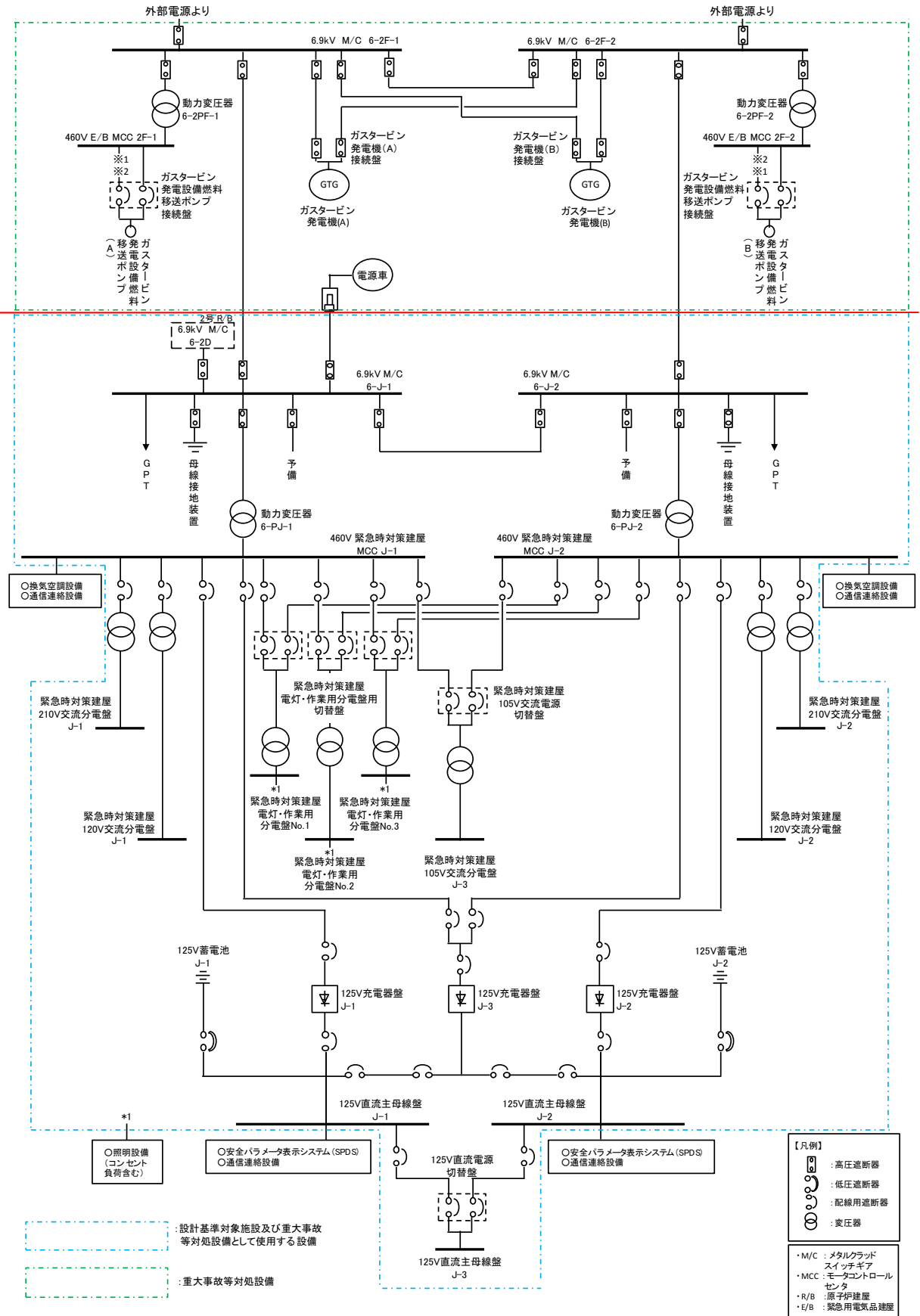


図 57-9-(61) 単線結線図(第 61 条)

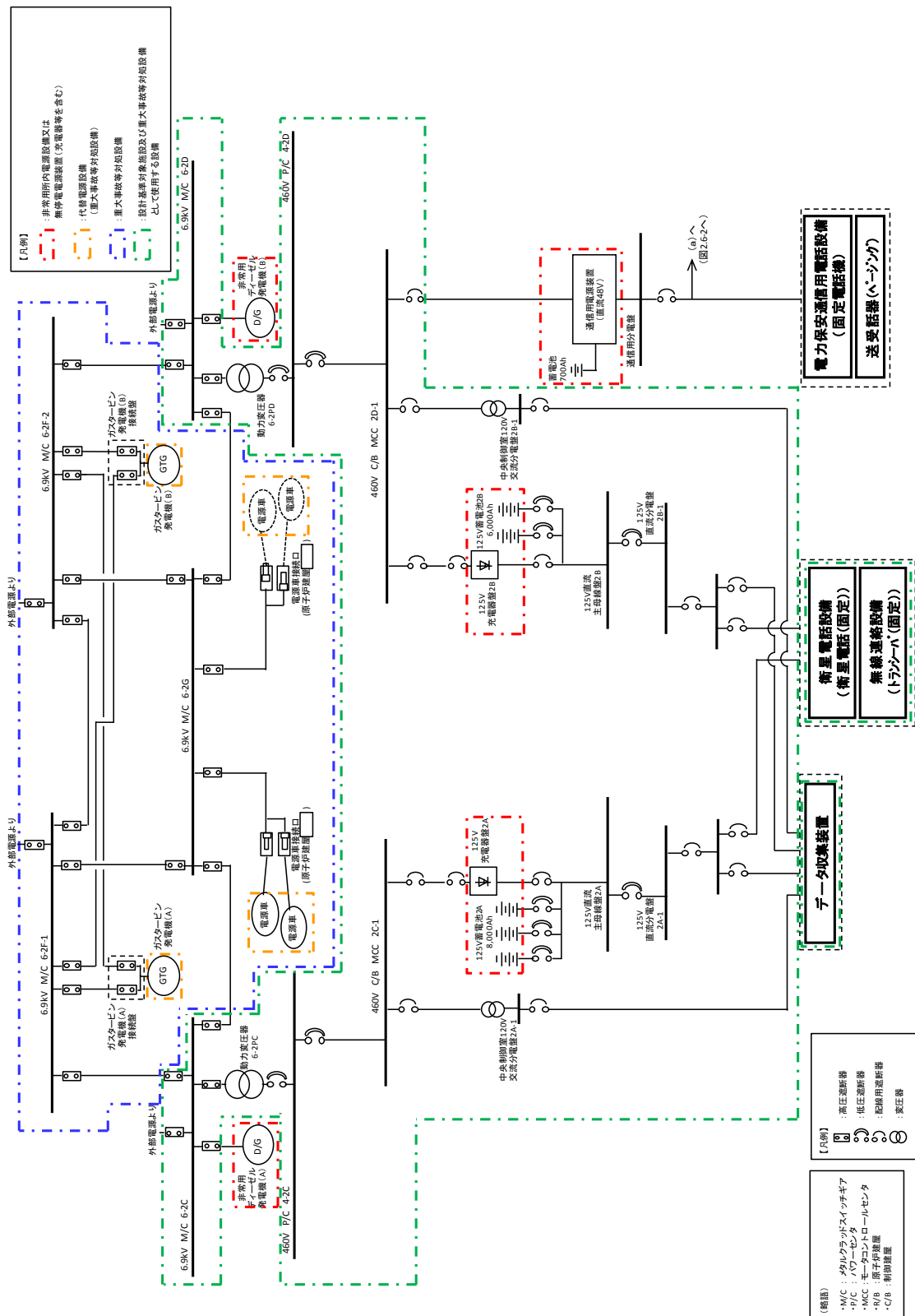


図 57-9-(62-1) 単線結線図(中央制御室)(第 62 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

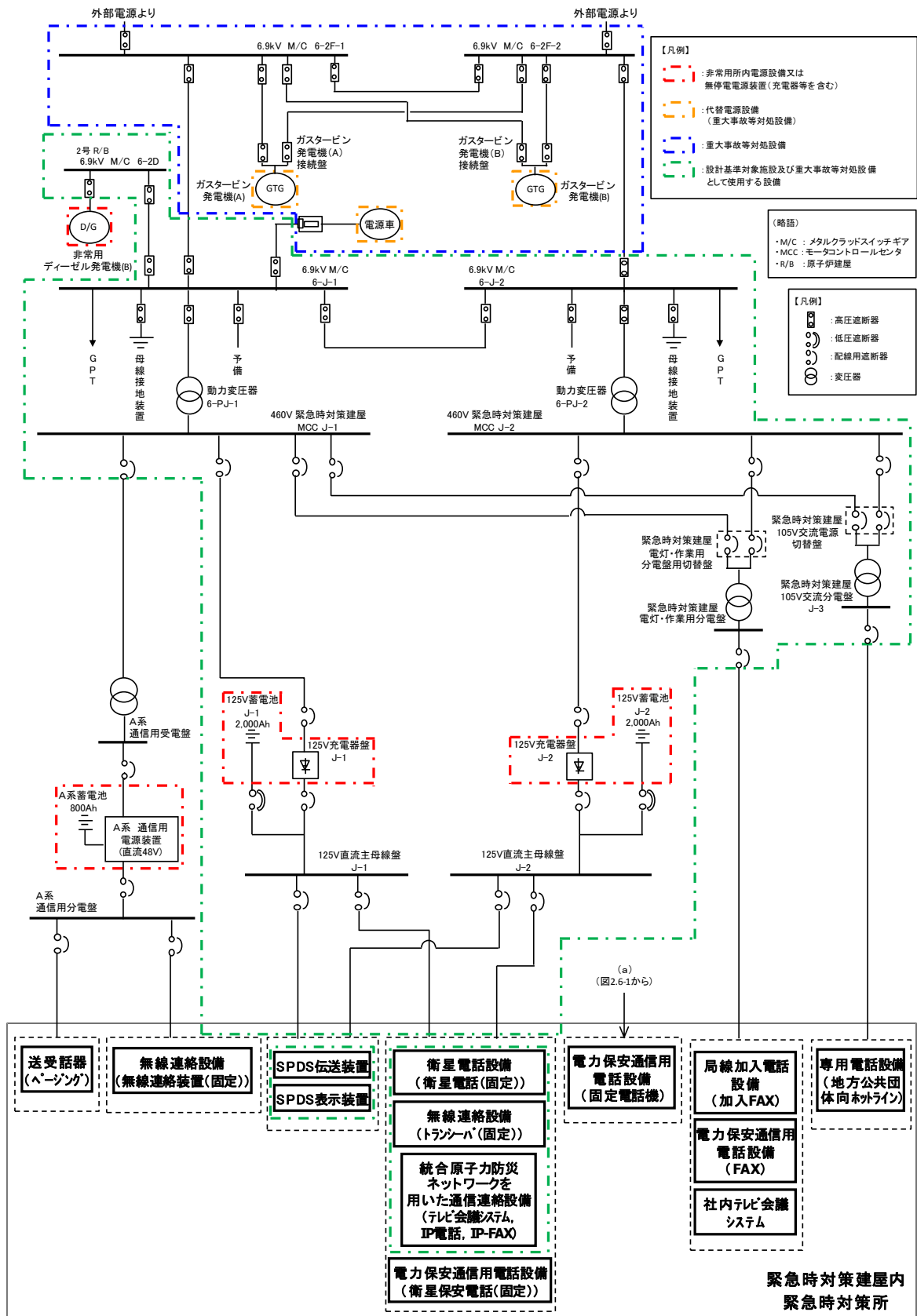


図 57-9-(62-2) 単線結線図(緊急時対策所)(第 62 条)

## 1.1 重大事故等対処設備による代替電源(交流)の供給

### 1.1.1 ガスタービン発電機

交流動力電源を供給する設計基準事故対処設備として、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を設置しており、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が故障した場合の常設代替交流電源設備として、ガスタービン発電機を設置する。

ガスタービン発電機は、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と異なり、冷却海水を必要とせず装置単独で起動可能とし、燃料系統は軽油タンクとは独立したガスタービン発電設備軽油タンクから補給可能とすることから、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と多様性を有した設計とする。

ガスタービン発電機は1台あたり非常用短時間仕様3,600kW(常用連続運用仕様:約3,033kW)の発電装置を2台(7,200kW)設置し、表57-9-2のとおり有効性評価において最大負荷となる「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却系を使用する場合」を想定するシナリオにおいて必要とされる電源容量(最大負荷約4,605kW、連続負荷約3,241kW)に対し、十分な容量を確保する。

表 57-9-2 ガスタービン発電機の負荷  
(その他負荷を含む負荷の内訳は添付資料 57-9-1 参照)

負荷名称	容量(kW) (停止負荷容量)
緊急用電気品建屋	502.3
緊急時対策建屋	340.0
D 母線自動起動負荷	
・ 125V 充電器	105.0
・ 非常用照明	180.0
・ 中央制御室 120V 交流分電盤	52.5
・ 非常用ガス処理系排風機等*2	35.0
・ その他負荷	611.9
・ 1 回目停止負荷	(106.9)
・ 3 回目停止負荷	(104.1)
C 母線自動起動負荷	
・ 125V 充電器	105.0
・ 非常用照明	180.0
・ 中央制御室 120V 交流分電盤	52.5
・ 非常用ガス処理系排風機等*2	35.0
・ その他負荷	1,083.0
・ 1 回目停止負荷	(226.5)
・ 3 回目停止負荷	(279.1)
復水移送ポンプ	45.0
中央制御室送風機	110.0
中央制御室再循環送風機	15.0
原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ	90.0
その他負荷	45.0
残留熱除去系ポンプ*1	511.6
代替循環冷却ポンプ	90.0
その他負荷	181.2
2 回目停止負荷	(5.5)
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.0
その他負荷	29.7
合計：連続負荷	3,241.0
最大負荷(図 57-9-4 参照)	4,605.0

\*1：起動時負荷 1,080.0kW

\*2：非常用ガス処理系空気乾燥装置を含む

また、ガスタービン発電設備軽油タンクにより、重大事故等発生後 7 日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて自動で燃料補給が可能な設計とする。

常設代替交流電源設備の回路構成については、57-3 系統図(図 57-3-5 及び図 57-3-6) 参照のこと。

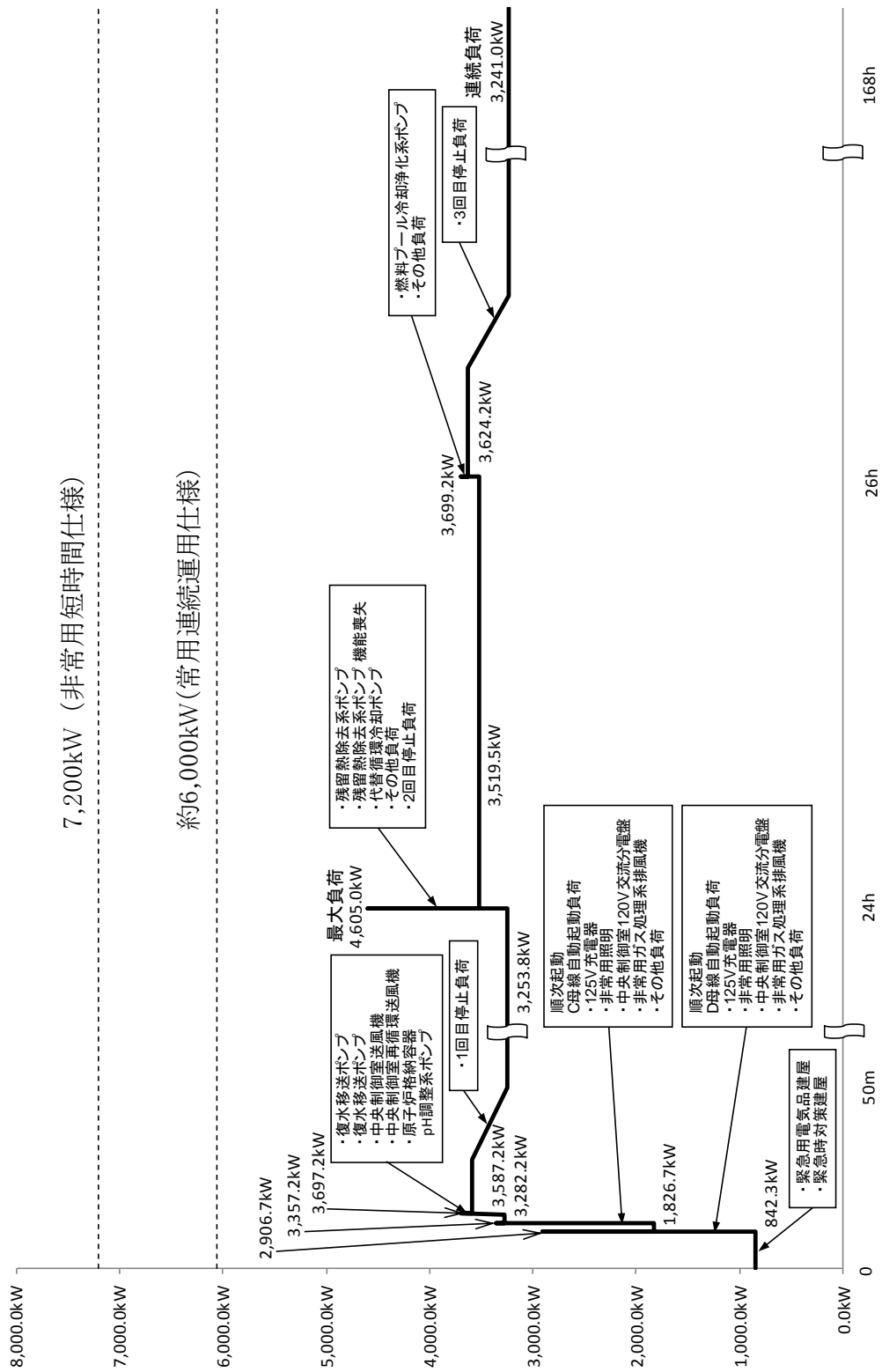


図 57-9-4 ガスタービン発電機負荷積上  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)  
代替循環冷却系を使用する場合)



### 1.1.2 電源車

重大事故等対処設備として設置するガスタービン発電機との多様化を図り、機動的な事故対応を行うための可搬型代替交流電源設備として電源車を配備する。電源車は以下の2つのケースについて必要な負荷へ給電可能な電源とする。

- (1) ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ給電
- (2) 代替所内電気設備から 125V 代替充電器盤を経由し、直流負荷への給電

具体的な負荷は以下のとおりである。

- (1) ガスタービン発電機が使用不能の場合の低圧代替注水系にて炉心の冠水を実施するために必要となる負荷は表 57-9-3 のとおり、最大負荷約 644.1kW 及び連続負荷約 643.3kW である。したがって、電源車 2 台分を必要容量(680kW=400kVA×力率 0.85×2 台)とする。

なお、ガスタービン発電機が使用不能の場合、ガスタービン発電機の代替として電源車を使用するが、有効性評価のシナリオにおいて短時間に電源車を使用開始しなければならないため、電源車での対応が困難なケースもある。(添付資料 57-9-2 参照)

表 57-9-3 電源車の負荷

負荷名称	容量(kW)
復水移送ポンプ	45.0
復水移送ポンプ	45.0
125V 充電器盤	105.0
125V 充電器盤	105.0
中央制御室 120V 交流分電盤 2A	52.5
中央制御室 120V 交流分電盤 2B	52.5
非常用照明	56.0
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.0
その他負荷*	107.3
合計：連続負荷	643.3
最大負荷(図 57-9-5 参照)	644.1

\*：起動時負荷 1.5kW

- (2) 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B が使用不能の場合、代替所内電気設備から 125V 代替充電器盤を経由し高圧代替注水系に給電し、低圧注水系が使用不能の場合、代替所内電気設備から 250V 充電器盤を経由し直流駆動低圧注水系に給電する。高圧代替注水系による炉心の冠水を実施するために必要となる負荷は 125V 代替充電器盤の容量となり、連続負荷約 105kW である。また、直流駆動低圧注水系による炉心の冠水を実施するために必要となる負荷は 250V 充電器盤の容量となり、連続負荷約 179kW であるため、合計で 284kW となる。したがって、電源車 1 台分を必要容量(340kW=400kVA×力率 0.85×1 台)とする。

(1)及び(2)において、常設代替交流電源設備が使用できない場合には、接続に時間を要するものの、保管場所を分散しており、2箇所接続口から機動的に給電可能な電源車による受電を行う。(57-8 電源車接続に関する説明書)

電源車の燃料は、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクにより、重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し、タンクローリーを用いて燃料補給が可能な手順を整備する。(57-5 容量設定根拠)

可搬型代替交流電源設備の回路構成については、57-3 系統図(図 57-3-1～4)参照のこと。

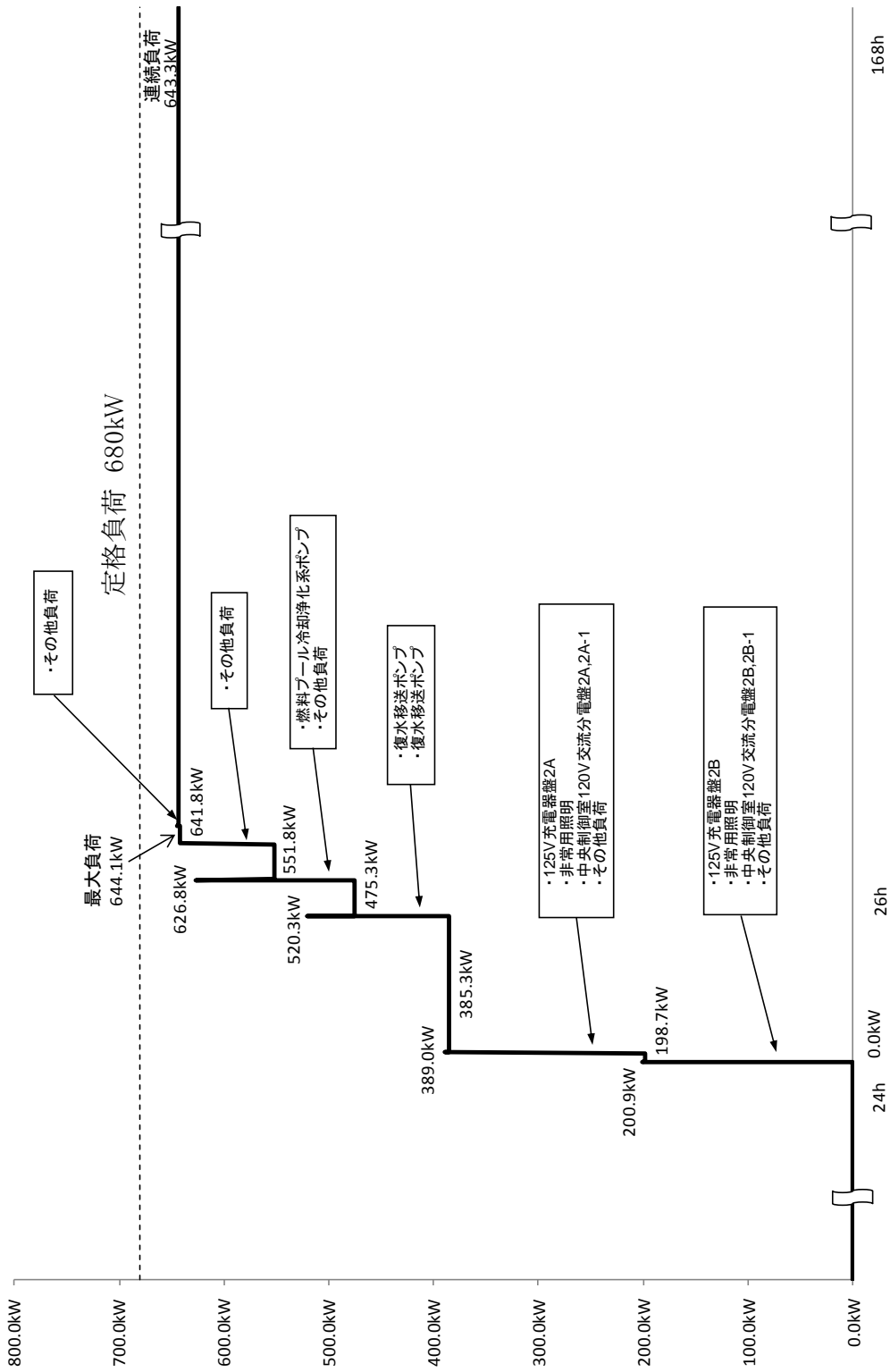


図 57-9-5 電源車負荷積上  
 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+ D G 失敗) + 高圧注水失敗)

## 1.2 重大事故等対処設備による直流電源の供給

### 1.2.1 所内常設蓄電式直流電源設備

全交流動力電源喪失時に直流電源を供給する設計基準事故対処設備として、非常用の常設蓄電池を設置している。非常用の常設蓄電池は、3系統3組のそれぞれ独立した蓄電池である、125V蓄電池2A、125V蓄電池2B及び125V蓄電池2Hとして構成する。非常用の常設蓄電池のうち、125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bは、重大事故等対処設備である所内常設蓄電式直流電源設備を兼ねた設備であり、全交流動力電源喪失直後に設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に電源供給を行い、全交流動力電源喪失から1時間後に、中央制御室において不要な負荷の切離しを行う。さらに、全交流動力電源喪失から8時間後に、現場において不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から24時間必要な負荷に電源供給することが可能な設計とする。これは、有効性評価における全交流動力電源喪失を想定するシナリオのうち「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」及び「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」における評価条件(24時間にわたり交流電源が回復しない)も満足するものである。

各蓄電池の容量については、57-5容量設定根拠参照のこと。

所内常設蓄電式直流電源設備の回路構成については、57-3系統図(図57-3-11~13)参照のこと。

### 1.2.2 常設代替直流電源設備

常設代替直流電源設備は、全交流動力電源喪失直後に125V代替蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行い、全交流動力電源喪失から8時間必要な負荷に電源供給することが可能な設計とする。また、全交流動力電源喪失直後に250V蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行い、全交流動力電源喪失から1時間後に、中央制御室において不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から24時間必要な負荷に電源供給することが可能な設計とする。これは、所内常設蓄電式直流電源設備と組み合わせることで、有効性評価における全交流動力電源喪失を想定するシナリオのうち「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」における評価条件も満足するものである。各蓄電池の容量については、57-5容量設定根拠参照のこと。

常設代替直流電源設備の回路構成については、57-3系統図(図57-3-14~16)参照のこと。

### 1.2.3 可搬型代替直流電源設備

重大事故等対処設備として設置する常設蓄電池(設計基準事故対処設備を兼ねる 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B)との多様化を図り、可搬型代替交流電源設備である電源車、125V 代替充電器盤、250V 充電器盤、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池を組み合わせた可搬型代替直流電源設備を設置する。

可搬型代替直流電源設備は、全交流動力電源喪失時に常設蓄電池が故障又は枯渇した場合に、常設蓄電池に代わり、必要な負荷に電源供給することが可能な設計とする。

125V 代替蓄電池の容量は、8 時間にわたり高圧代替注水系等の必要な負荷容量(906.8Ah)に対し、十分な容量(2,000Ah)を確保し、250V 蓄電池の容量は、24 時間にわたり、直流駆動低圧注水系の必要な負荷容量(5878.0Ah)に対し、十分な容量(6,000Ah)を確保し、125V 代替充電器盤の容量は、16 時間にわたり高圧代替注水系等の必要な負荷容量(185.1A)に対し、十分な容量(700A)を確保し、250V 充電器盤の容量は、直流駆動低圧注水系の必要な負荷容量(500.0A)に対し、十分な容量(600A)を確保し、また、電源車へ継続的に燃料補給を行うことで、24 時間以上にわたり必要な負荷に電源供給することが可能な設計とする。

これは、有効性評価における全交流動力電源喪失を想定するシナリオのうち「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」における評価条件(24 時間にわたり交流電源が回復しない)も満足するものである。

電源車の燃料は、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクにより、重大事故等発生後 7 日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し、タンクローリを用いて燃料補給が可能な手順を整備する。

125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤の容量については、57-5 容量設定根拠参照のこと。

可搬型代替直流電源設備の回路構成については、57-3 系統図(図 57-3-17~23)参照のこと。

### 1.3 代替所内電気設備による給電

設置許可基準規則の第 47 条、第 48 条及び第 49 条の重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを要求されている。

このため、第 47 条の低圧代替注水系、第 48 条の原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系、第 49 条の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系への電源供給については、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備 3 系統が機能喪失した場合にも、必要な重大事故等対処設備へ電力を供給するため、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る代替所内電気設備を設ける設計とする。

なお、設置許可基準規則第 51 条の原子炉格納容器下部注水系についても、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る代替所内電気設備を経由し、代替交流電源設備から受電可能な設計とする。

#### 【機能喪失を想定する所内電気設備】

原子炉建屋 $\square$ に設置する非常用電気品室及び原子炉建屋 $\square$ に設置する非常用D/G制御盤室の3系統の非常用所内電気設備

- ・非常用高圧母線 2C 系、2D 系及び 2H 系(交流 6.9kV)
- ・非常用低圧母線(パワーセンタ)4-2C 及び 4-2D(交流 460V)
- ・非常用低圧母線(モータコントロールセンタ)2C-1～5、2D-1～5 及び 2H(交流 460V)

この場合、非常用所内電気設備の 3 系統(非常用高圧母線、非常用低圧母線(パワーセンタ)及び非常用低圧母線(モータコントロールセンタ))が機能を喪失しても、代替所内電気設備を使用することにより、原子炉又は原子炉格納容器を安定状態に収束させることが可能である。

代替所内電気設備による給電に使用する設備は以下のとおりである。(図 57-9-7)

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電機接続盤
- ・緊急用高圧母線 2F 系
- ・緊急用高圧母線 2G 系
- ・緊急用動力変圧器 2G 系
- ・緊急用低圧母線 2G 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2G 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2C 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2D 系
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(1) 多重性又は多様性

常設代替交流電源設備及び代替所内電気設備は、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と同時にその機能が損なわれないように、表 57-9-4 及び表 57-9-5 で示すとおり多重性又は多様性を図った設計とする。

常設代替交流電源設備の多様性については、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機のディーゼル発電方式並びに水冷式に対して、ガスタービン発電機はガスタービン発電方式並びに空冷式とすることで、多様性を確保する設計とする。

代替所内電気設備の多重性については、非常用所内電気設備から各負荷までの電路を構成する設備に対して、代替所内電気設備から各負荷までの電路を構成する設備は同容量の電源供給を可能とすることで、多重性を確保する設計とする。

表 57-9-4 常設代替交流電源設備の多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)</li> </ul>
駆動方式	ディーゼル発電	ガスタービン発電
冷却方式	水冷式 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系) (高圧炉心スプレイ系補機 冷却水系及び 高圧炉心スプレイ系補機 冷却海水系)	空冷式

表 57-9-5 代替所内電気設備の多重性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
設備構成	非常用高圧母線～非常用動力変圧器～非常用低圧母線(パワーセンタ)～非常用低圧母線(モータコントロールセンタ)	緊急用高圧母線～緊急用動力変圧器～緊急用低圧母線(パワーセンタ)～緊急用低圧母線(モータコントロールセンタ)～緊急用交流電源切替盤

(2) 独立性

常設代替交流電源設備及び代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と表 57-9-6 で示す共通要因故障に対して機能を損なわない設計とする。



表 57-9-6 常設代替交流電源設備及び代替所内電気設備の独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</li> <li>・非常用所内電気設備</li> </ul>
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備は、耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備のガスタービン発電機及び代替所内電気設備は、基準地震動 S <sub>s</sub> で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 S <sub>s</sub> が共通要因となり、同時にその機能が損なわれることのない設計とする。
	津波	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内へ設置し、重大事故等対処設備のガスタービン発電機及び代替所内電気設備は、基準津波の影響を受けない緊急用電気品建屋及び原子炉建屋内へ設置することで、津波が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする。
	火災	<p>設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備並びに重大事故等対処設備のガスタービン発電機及び代替所内電気設備は、位置的分散を図る(3項参照)とともに、以下の火災の発生防止対策により、火災が共通要因となり、故障することのない設計とする。</p> <p>【発生防止】 難燃ケーブルの使用及び過電流による過熱防止対策を講じる。</p> <p>【感知・消火】 (屋内の電路)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消火設備を設置する。 (屋外の電路)火災の発生するおそれがないよう電路を埋設し、その電路にケーブルを布設する。(ガスタービン発電機から非常用高圧母線 2C 系、非常用高圧母線 2D 系及び緊急用高圧母線 2G 系までの電路の一部)</p> <p>【第 43 条第 2 項三への適合】 設計基準事故対処設備の電路と重大事故等対処設備の電路の分離については、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。</p>
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備並びに重大事故等対処設備のガスタービン発電機及び代替所内電気設備は、溢水が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする。(「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」に示す。)

なお、常設代替交流電源の火災防護対策を講じるため、常設代替交流電源設備設置であるガスタービン発電機が設置される緊急用電気品建屋については、附属設備を含めて火災区域を設定する。火災区域の設定にあたり、ガスタービン発電機は「一般取扱所」として空地が要求されることから、危険物の規制に関する政令第十九条第一項で要求される空地の幅 5m 以上を確保した範囲とする。(図 57-9-6)

ガスタービン発電機間及びガスタービン発電設備軽油タンクは以下のとおり離隔を設ける。

#### ○ガスタービン発電機間

ガスタービン発電機間においては同令における空地の要求がないことから、設備としての発電機間の火災影響並びに消火活動への影響を考慮し、適切に空地を設ける設計とする。

ガスタービン発電機は、通常は待機状態であり、ガスタービン発電設備軽油タンクから燃料を補給されないため、ガスタービン発電機間においてはガスタービン発電機制御車の燃料積載量である約 600L に基づいて危険物の規制に関する政令第十一条第二項で要求される空地の幅を参考にして 3m 以上の離隔を設ける設計とする。

ガスタービン発電機は、試験及び検査時に運転状態となり、ガスタービン発電設備軽油タンクから燃料を補給するが、試験及び検査中は作業員が現場に常駐している。よって、ガスタービン発電機は火災が発生しても煙が充満しない建屋内に設置していることから、現場に常駐する作業員による早期の火災感知及び消火活動が可能な設計とする。

#### ○ガスタービン発電設備軽油タンク

附属設備であるガスタービン発電設備軽油タンクは、「危険物の規制に関する政令」において空地が要求されない設備であるため、同令の「屋外タンク貯蔵所」とみなし、同令第十一条第二項で要求される空地の幅を参考にして附属設備を含め 3m 以上の幅を確保した範囲とする。

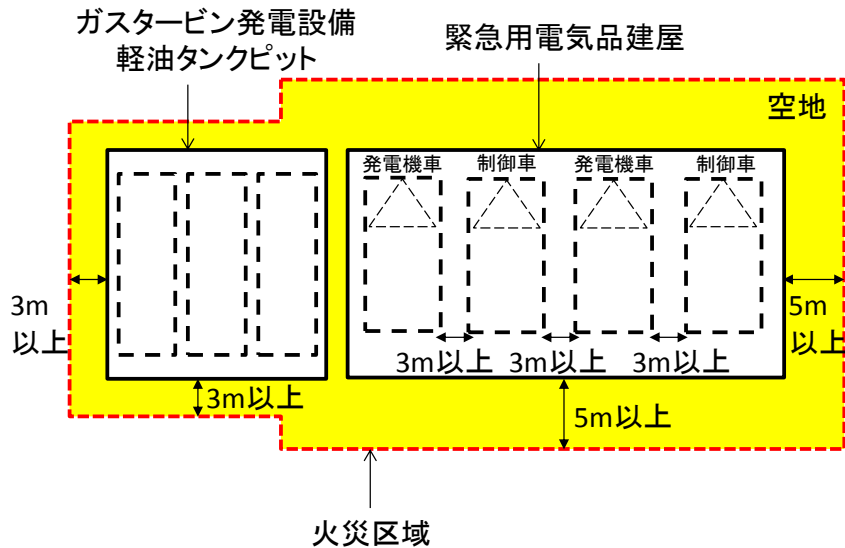


図 57-9-6 常設代替交流電源設備の火災区域設定

上記に示す危険物の規制に関する施行令の該当条文を以下に示す。

危険物の規制に関する政令

(製造所の基準)

第九条第一項第二号 危険物を取り扱う建築物その他の工作物(危険物を移送するための配管その他これに準ずる工作物を除く。)の周囲に、次の表に掲げる区分に応じそれぞれ同表に定める幅の空地を保有すること。ただし、総務省令で定めるところにより、防火上有効な隔壁を設けたときは、この限りではない。

区分	空地の幅
指定数量の倍数が十以下の製造所	三メートル以上
指定数量の倍数が十を超える製造所	五メートル以上

第十一条第二項 屋外貯蔵タンク(危険物を移送するための配管その他これに準ずる工作物を除く。)の周囲に、次の表に掲げる区分に応じそれぞれ同表に定める幅の空地を保有すること。ただし、二以上の屋外タンク貯蔵所を隣接して設置するときは、総務省令で定めるところにより、その空地の幅を減らすことができる。

区分	空地の幅
指定数量の倍数が五百以下の屋外タンク貯蔵所	三メートル以上

(一般取扱所の基準)

第十九条 第九条第一項の規定は、一般取扱所の位置、構造及び設備の技術上の基準について準用する。

### (3) 位置的分散

常設代替交流電源設備及び代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と表57-9-7及び表57-9-8で示すとおり，位置的分散を図る。具体的な電源設備の単線結線図を図57-9-7，ケーブルルート図を57-9-(57-1)～57-9-(57-11)に示す。(なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。)

表 57-9-7 常設代替交流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機</li> <li>・高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)</li> </ul>
設置場所	原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (緊急用電気品建屋 [ ])

表57-9-8 代替所内電気設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備	
設置場所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用高圧母線</li> <li>・緊急用高圧母線</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)</li> <li>・ —</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ —</li> <li>・緊急用電気品建屋 [ ] 及び 原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用動力変圧器</li> <li>・緊急用動力変圧器</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)</li> <li>・ —</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ —</li> <li>・原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用低圧母線 (パワーセンタ)</li> <li>・緊急用低圧母線 (パワーセンタ)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)</li> <li>・ —</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ —</li> <li>・原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用低圧母線 (モータコントロールセンタ)</li> <li>・緊急用低圧母線 (モータコントロールセンタ)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外) 及び原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)</li> <li>・ —</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ —</li> <li>・原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)</li> </ul>

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

#### (4) 接近性の確保

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの電力を確保するために、以下のとおり、原子炉建屋[ ](原子炉建屋内の原子炉棟外)及び原子炉建屋[ ](原子炉建屋内の原子炉棟外)に設置する非常用所内電気設備へアクセス可能な設計とし、接近性を確保する設計とする。

屋内のアクセスルートに影響を与えるおそれがある以下の事象について評価した結果、問題はない(詳細は、「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」参照)。

##### a. 地震時の影響

プラントウォークダウンにて確認した結果、問題なし。

##### b. 地震随伴火災の影響

アクセスルート近傍に地震随伴火災の火災源となる機器が設置されていないことから問題なし。

##### c. 地震による内部溢水の影響

原子炉建屋内の原子炉棟外に溢水源となる耐震B,Cクラスの機器のうち、基準地震動で破損が生じる機器を考慮しても溢水による影響がないことから問題なし。

万が一、非常用所内電気設備の設置場所である原子炉建屋[ ](原子炉建屋内の原子炉棟外)及び原子炉建屋[ ](原子炉建屋内の原子炉棟外)への接近性が失われることを考慮して、代替所内電気設備を原子炉建屋[ ](原子炉建屋内の原子炉棟外)及び原子炉建屋[ ](原子炉建屋内の原子炉棟外)に設置することにより、接近性を確保する設計とする。

なお、重大事故等時において、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は、中央制御室から操作可能な設計とする。

#### (5) 電気作動弁への電源供給

低圧代替注水系、原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び原子炉格納容器下部注水系の電気作動弁は、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)から代替所内電気設備を経由して電源供給が可能な設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(6) 計装設備への電源供給

計装設備は、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)から代替所内電気設備を経由して電源供給が可能な設計とする。

(7) 自主対策設備

第 47 条, 48 条, 49 条及び 51 条に対応する設備に加え, 信頼性向上の観点から, 第 46 条に対応する代替高圧窒素ガス供給系, 第 50 条に対応する代替循環冷却系, 第 53 条に対応する原子炉建屋水素爆発防止対策設備及び第 58 条に対応する原子炉压力容器周り及び原子炉格納容器周りの監視計器についても, 代替所内電気設備から電源供給が可能な設計とする。

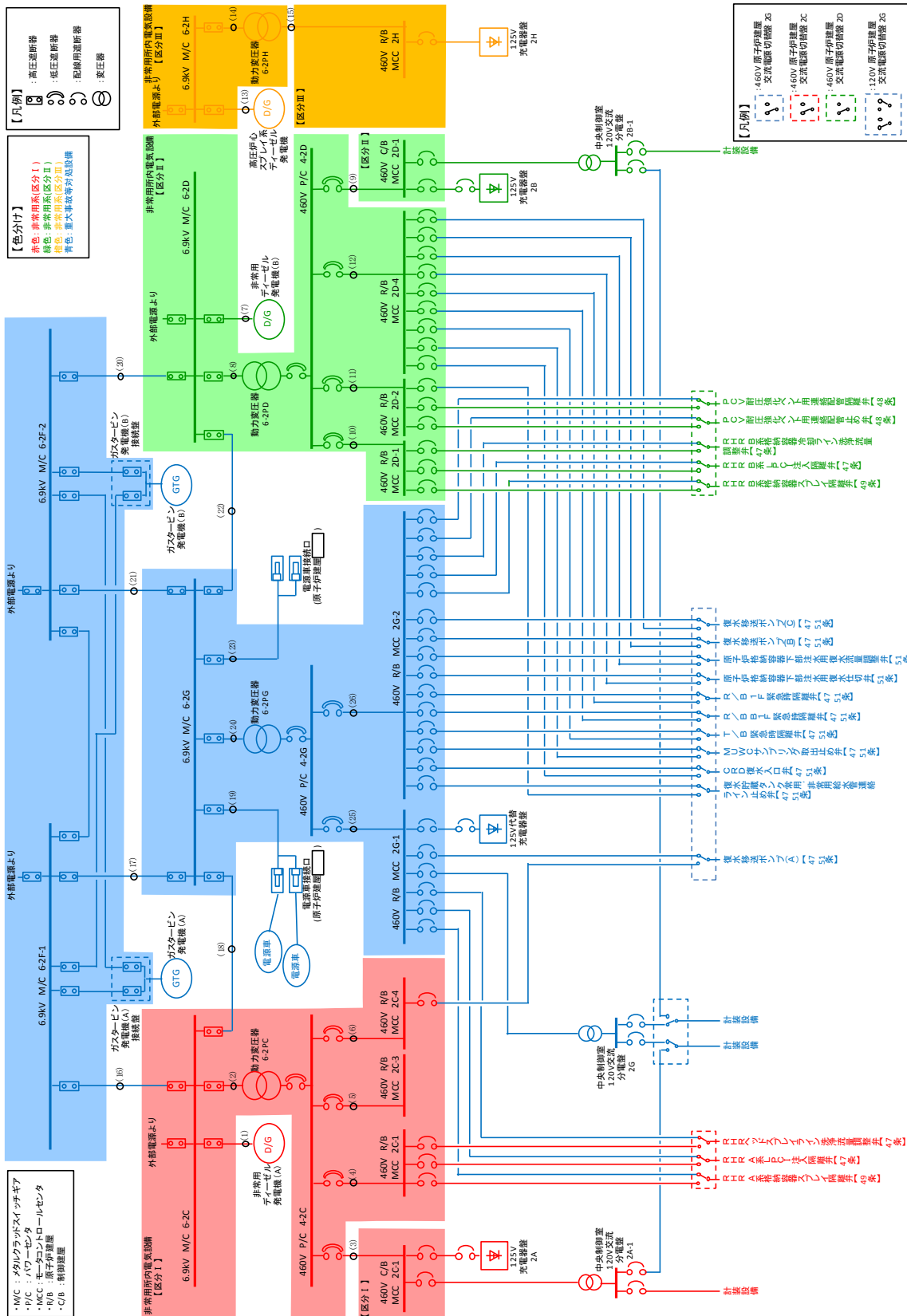


図 57-9-7 代替所内電気設備の単線結線図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



### 1.3.1 低圧代替注水系 [47 条]

低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)は、重大事故時に炉心に低圧注水するための重大事故等対処設備であり、当該設備に対応する設計基準事故対処設備は「残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系」である。(図57-9-8～12)

低圧代替注水系の主要設備を表57-9-9に示す。

表57-9-9 低圧代替注水系の主要設備

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧代替注水系(常設)</li> <li>・低圧代替注水系(可搬型)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系(低圧注水モード)</li> <li>・低圧炉心スプレイ系</li> </ul>
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水移送ポンプ(A)</li> <li>・復水移送ポンプ(B)</li> <li>・復水移送ポンプ(C)</li> <li>・直流駆動低圧注水ポンプ</li> <li>・大容量送水ポンプ(タイプ I)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ(A)</li> <li>・残留熱除去系ポンプ(B)</li> <li>・残留熱除去系ポンプ(C)</li> <li>・低圧炉心スプレイ系ポンプ</li> </ul>
電気作動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・RHR A系LPCI注入隔離弁</li> <li>・RHR B系LPCI注入隔離弁</li> <li>・RHRヘッドスプレイライン 洗浄流量調整弁</li> <li>・RHR B系格納容器冷却ライン 洗浄流量調整弁</li> <li>・CRD復水入口弁</li> <li>・MUWCサンプリング取出止め弁</li> <li>・T/B 緊急時隔離弁</li> <li>・R/B B1F緊急時隔離弁</li> <li>・R/B 1F緊急時隔離弁</li> <li>・復水貯蔵タンク常用、非常用 給水管連絡ライン止め弁</li> <li>・FPMUWポンプ吸込弁</li> <li>・直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁</li> <li>・直流駆動低圧注水ポンプ流量調整弁</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・RHR A系LPCI注入隔離弁</li> <li>・RHR B系LPCI注入隔離弁</li> <li>・RHR C系LPCI注入隔離弁</li> <li>・LPCS注入隔離弁</li> </ul>
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン 洗浄流量)</li> <li>・残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン 洗浄流量)</li> <li>・復水貯蔵タンク水位</li> <li>・直流駆動低圧注水ポンプ出口流量</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ出口流量</li> <li>・低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量</li> </ul>

低圧代替注水系(常設)の復水移送ポンプは原子炉建屋[ ](原子炉建屋原子炉棟内), 直流駆動低圧注水ポンプは原子炉建屋[ ](原子炉建屋原子炉棟内), 低圧代替注水系(可搬型)の大容量送水ポンプ(タイプ I)は屋外に設置し, 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)及び低圧炉心スプレイ系のポンプ(低圧炉心スプレイ系ポンプ)は原子炉建屋[ ](原子炉建屋原子炉棟内)に設置しており, 位置的分散を図る。(図57-9-13~15)

低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)は, 図57-9-16~18のとおり, 屋外(緊急用電気品建屋[ ])に設置するガスタービン発電機から代替所内電気設備を經由して電源を受電する設計とし, 残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系は, 図57-9-16~18のとおり, 原子炉建屋[ ](原子炉建屋内の原子炉棟外)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經由して電源を受電する設計とし, ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機及び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る。

また, 低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)使用時の機器への電路と, 残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系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。

具体的な電路については, 表57-9-10に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

表57-9-10 電路ルート図 低圧代替注水系 [47条]

単線結線図	ルート図*	
	図番号	頁
2号炉動力用(図57-9-16~18)	図47- 1~12	57-9-(47- 1~12)
2号炉計装設備用(表57-9-10-1)	図47-13~26	57-9-(47-13~26)
2号炉制御用(表57-9-10-2)	図47-27~41	57-9-(47-27~41)

なお, 単線結線図の番号とルート図の番号については, 一致させている。

\*: 直流駆動低圧注水系については追而

電気作動弁の制御回路は, 非常用所内電気設備からの受電時と代替所内電気設備からの受電時とで, 別々に設置する。(図57-9-19及び図57-9-20)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 57-9-10-1 計装設備用電路 低圧代替注水系[47 条]

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備				
S1	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイン 洗浄流量)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋	D1	残留熱除去系ポンプ(A) 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋
S2	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライ ン洗浄流量)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋	D2	残留熱除去系ポンプ(B) 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋
S5	復水貯蔵タンク水位	中央制御室	現場計器 屋外 (CST連絡トレンチ内)	D3	残留熱除去系ポンプ(C) 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋
				D4	低圧炉心スプレイ系ポンプ 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 57-9-10-2 制御用電路 低圧代替注水系 [47 条] (1/4)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
S1	所内補機制御盤	460V R/B MCC 2C-4	D1 原子炉冷却制御盤 ESS-I, III 6.9kV M/C 6-2C
S2	注水系制御盤	ロジック盤 (HOLD)	D2 原子炉冷却制御盤 ESS-II 6.9kV M/C 6-2D
S3	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1	D3 原子炉冷却制御盤 ESS-II 6.9kV M/C 6-2D
S4	所内補機制御盤	460V R/B MCC 2D-4	D4 原子炉冷却制御盤 ESS-I, III 6.9kV M/C 6-2C
S5	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D5 原子炉冷却制御盤 ESS-I, III 6.9kV M/C 6-2H
S6	所内補機制御盤	460V R/B MCC 2D-4	D6 原子炉冷却制御盤 ESS-I, III 460V R/B MCC 2C-1
S7	注水系制御盤	ロジック盤 (HOLD)	D7 電源切替操作盤 RHR A 系 LPCI 注入隔離弁
S9	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D8 原子炉冷却制御盤 ESS-II 460V R/B MCC 2D-1
S11	注水系制御盤	ロジック盤 (HOLD)	D9 電源切替操作盤 RHR B 系 LPCI 注入隔離弁
S13	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1	D10 原子炉冷却制御盤 ESS-II 460V R/B MCC 2D-1
S17	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D11 460V R/B MCC 2D-1 RHR C 系 LPCI 注入隔離弁
S20	注水系制御盤	中央盤 (HOLD)	D12 原子炉冷却制御盤 ESS-I, III 460V R/B MCC 2C-1

表 57-9-10-2 制御用電路 低圧代替注水系 [47 条] (2/4)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備		
S21	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1	D13	460V R/B MCC 2C-1 LPCS 注入隔離弁
S23	注水系制御盤	中央盤 (HOLD)	D20	460V R/B MCC 2C-1 AM 制御盤
S25	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D21	電源切替操作盤 RHR ヘッドスブレイライン洗浄流量調整弁
S27	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	D22	AM 制御盤 460V R/B MCC 2D-1
S28	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D23	電源切替操作盤 RHR B 系格納容器冷却ライン 洗浄流量調整弁
S29	電源切替操作盤	CRD 復水入口弁	D25	電源切替操作盤 460V R/B MCC 2D-4
S30	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	D30	電源切替操作盤 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C
S31	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D31	電源切替操作盤 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D
S32	電源切替操作盤	MUWC サンプリング取出止め弁	D33	トリップチャネル盤 ESS-I 125V 直流分電盤 2A-1
S33	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	D35	トリップチャネル盤 ESS-II 125V 直流分電盤 2B-1
S34	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2		
S35	電源切替操作盤	T/B 緊急時隔離弁		

表 57-9-10-2 制御用電路 低圧代替注水系 [47 条] (3/4)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
S36	電源切替操作盤	460V R/B MCC 2D-4	
S37	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	
S38	電源切替操作盤	R/B B1F 緊急時隔離弁	
S39	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	
S40	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	
S41	電源切替操作盤	R/B 1F 緊急時隔離弁	
S42	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-2	
S43	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	
S44	電源切替操作盤	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管 連絡ライン止め弁	
S46	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G	
S47	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G	
S50	中央制御室盤	125V 直流主母線盤 2B-1	

表 57-9-10-2 制御用電路 低圧代替注水系 [47 条] (4/4)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
S51	125V 直流主母線盤 2B-1	FPMUW ポンプ吸込弁	
S53	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C	
S55	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D	
S56	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G	
S57	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G	
S58	重大事故時監視盤(1)	125V 直流主母線盤 2A-1	
S59	重大事故時監視盤(2)	125V 直流主母線盤 2B-1	

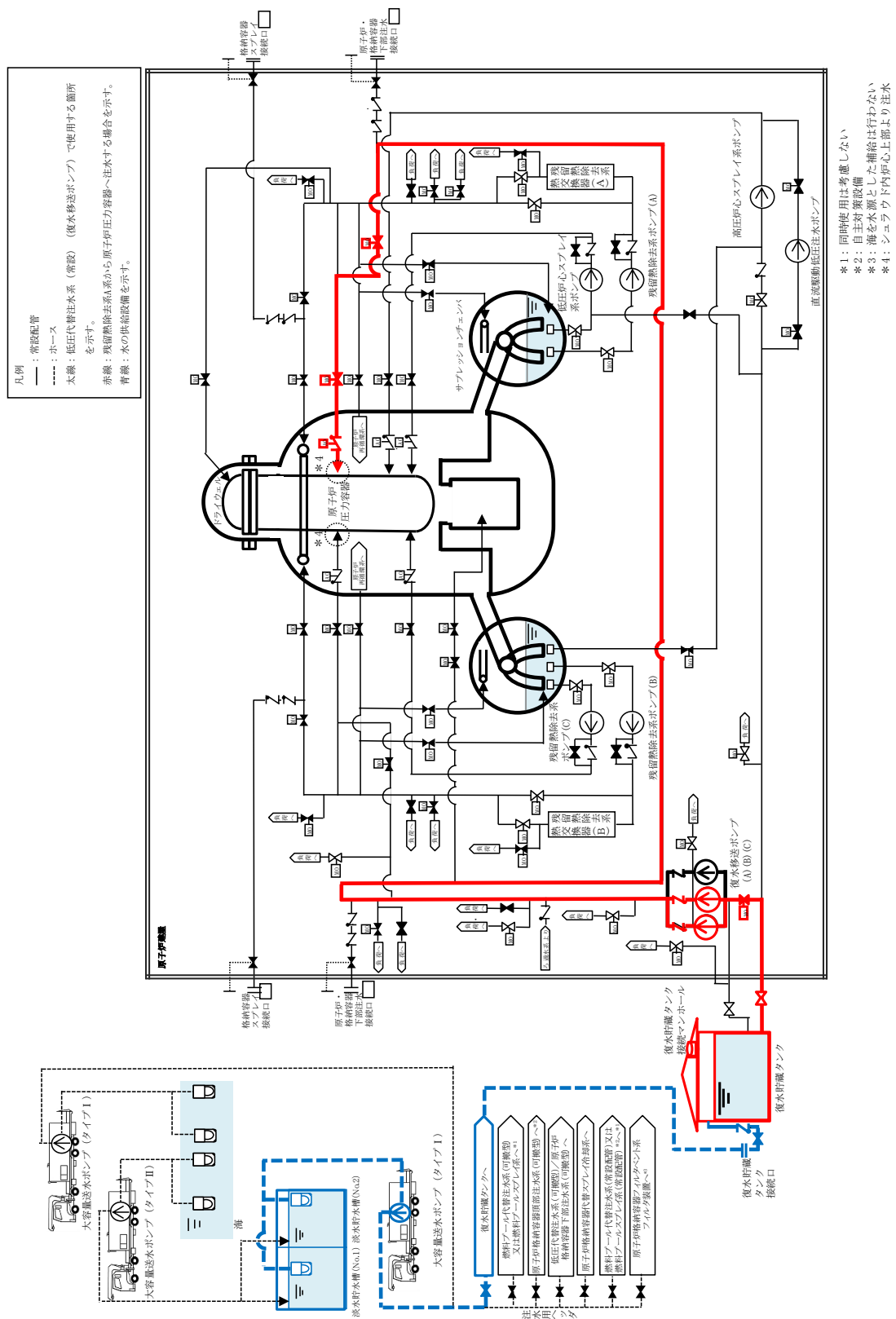


図 57-9-8 低圧代替注水系(常設)  
(復水移送ポンプ) の系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



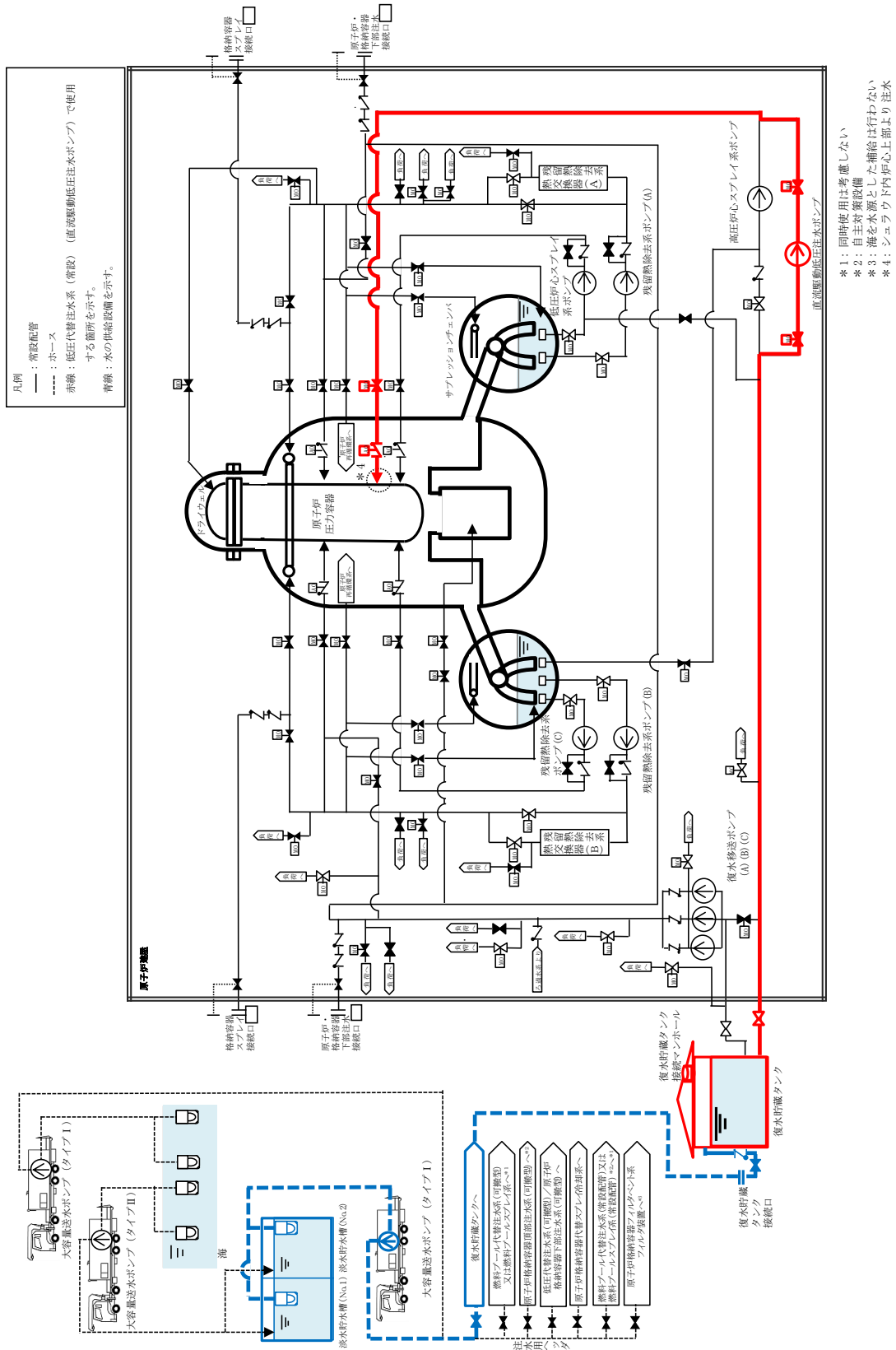


図 57-9-9 低圧代替注水系 (常設)  
 (直流駆動低圧注水ポンプ) の系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

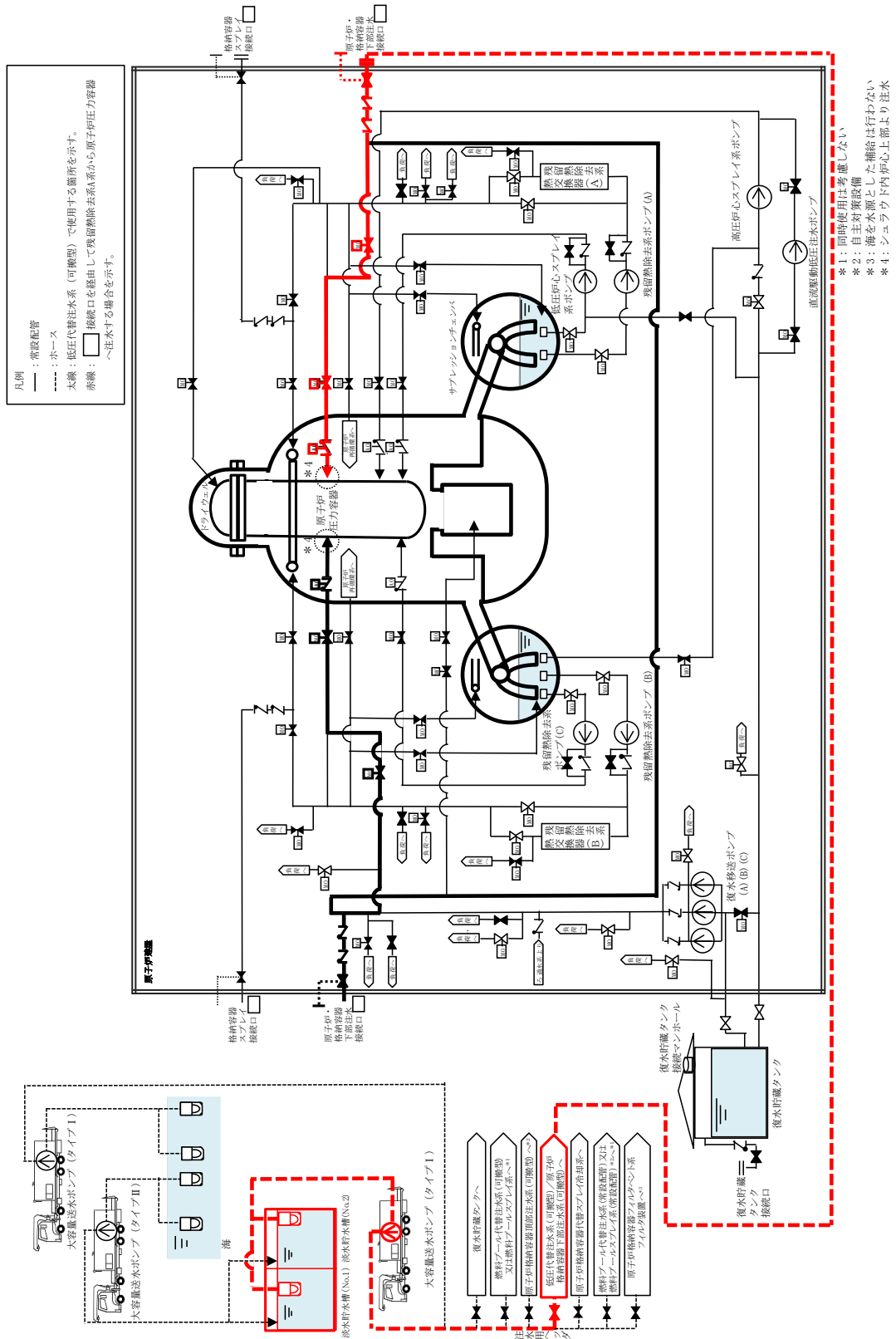


図 57-9-10 低圧代替注水系（可搬型）の系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

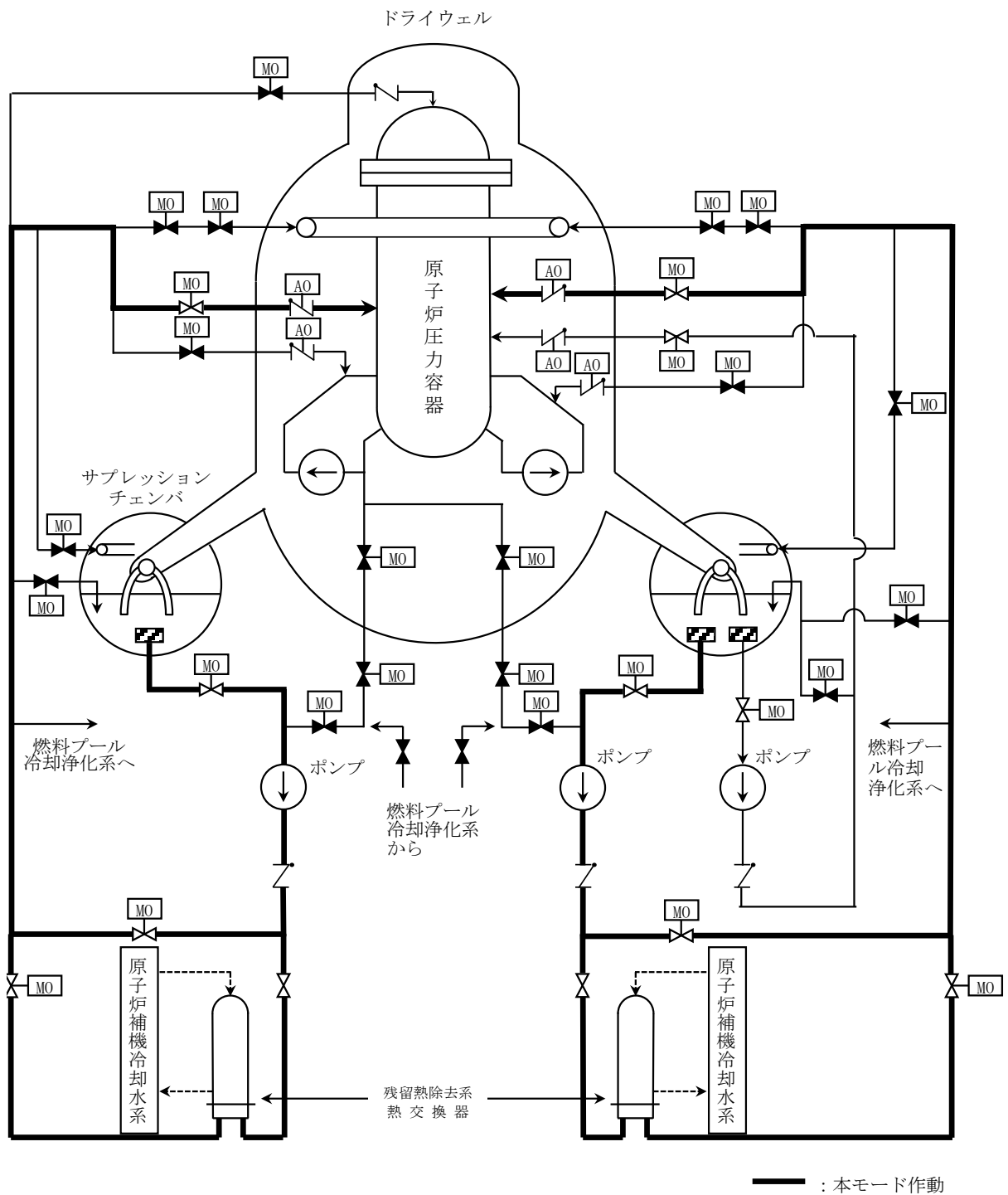


図 57-9-11 残留熱除去系（低圧注水モード）の系統概要図

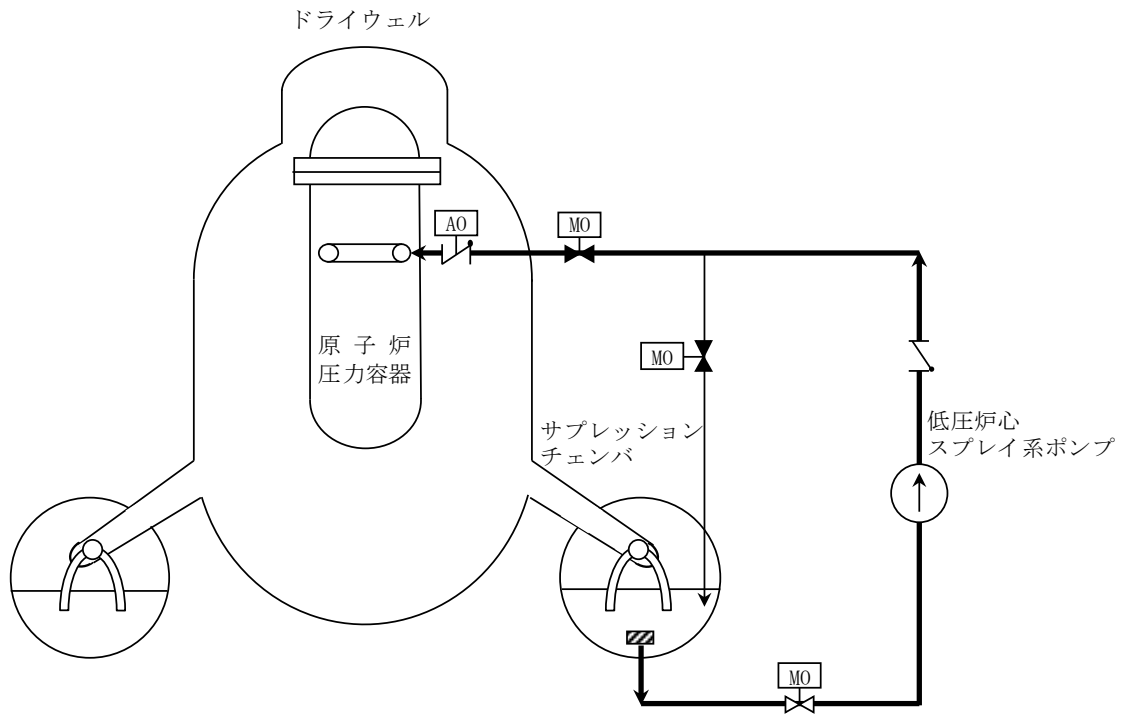


図 57-9-12 低圧炉心スプレイ系の系統概要図

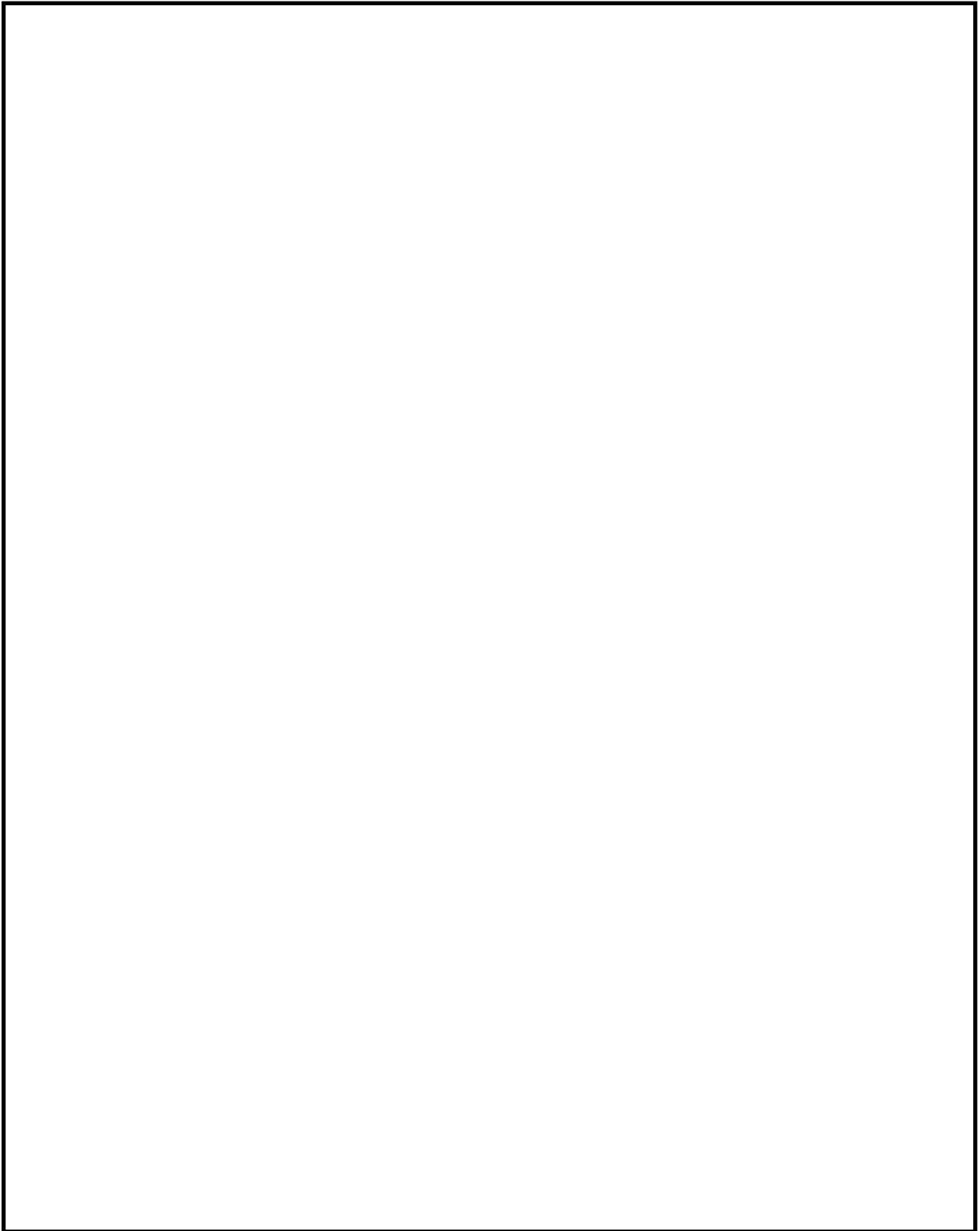


図 57-9-13 低圧代替注水系(常設), 低圧代替注水系(可搬型),  
残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系の配置図(1/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

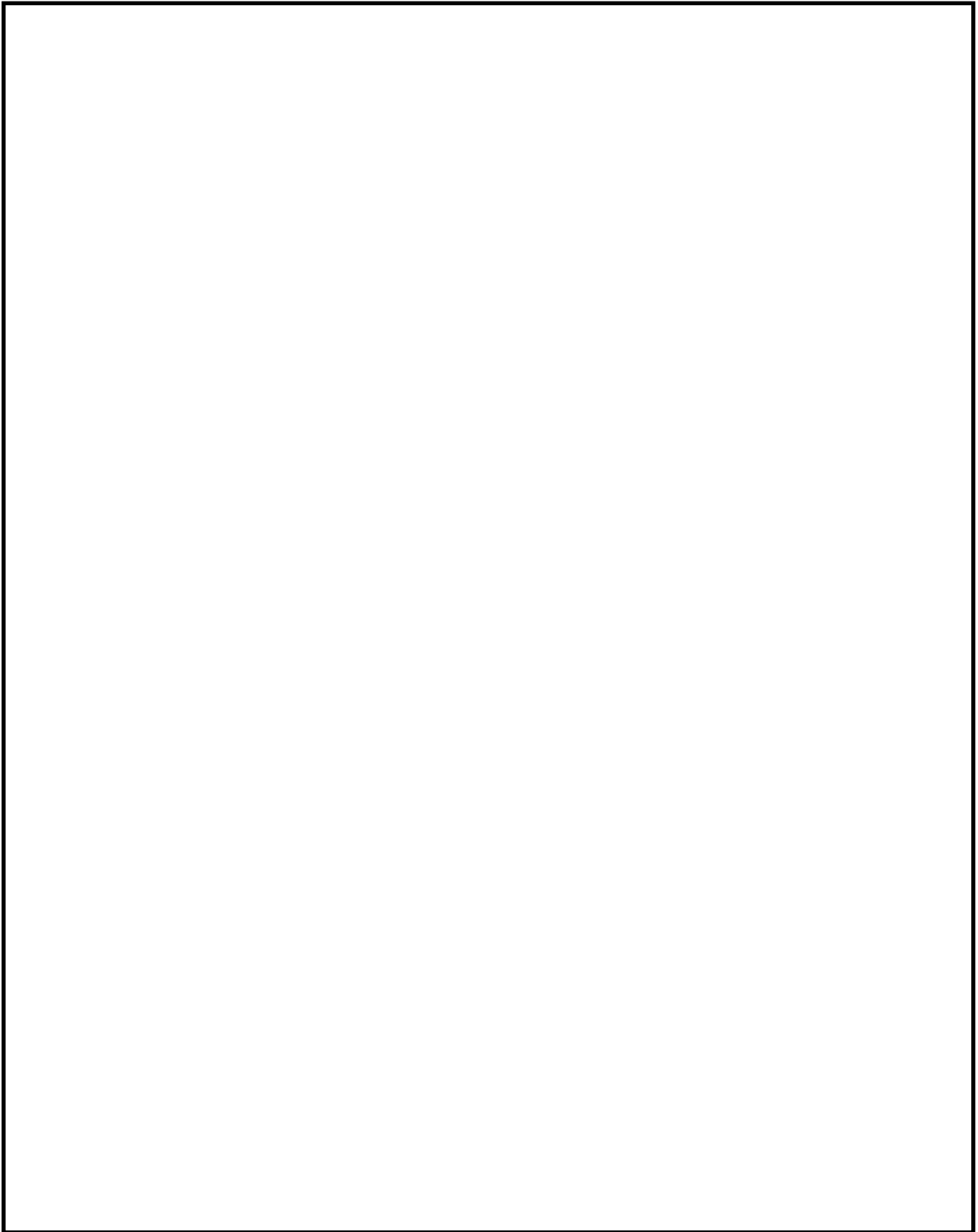


図 57-9-14 低圧代替注水系(常設), 低圧代替注水系(可搬型),  
残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系の配置図(2/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

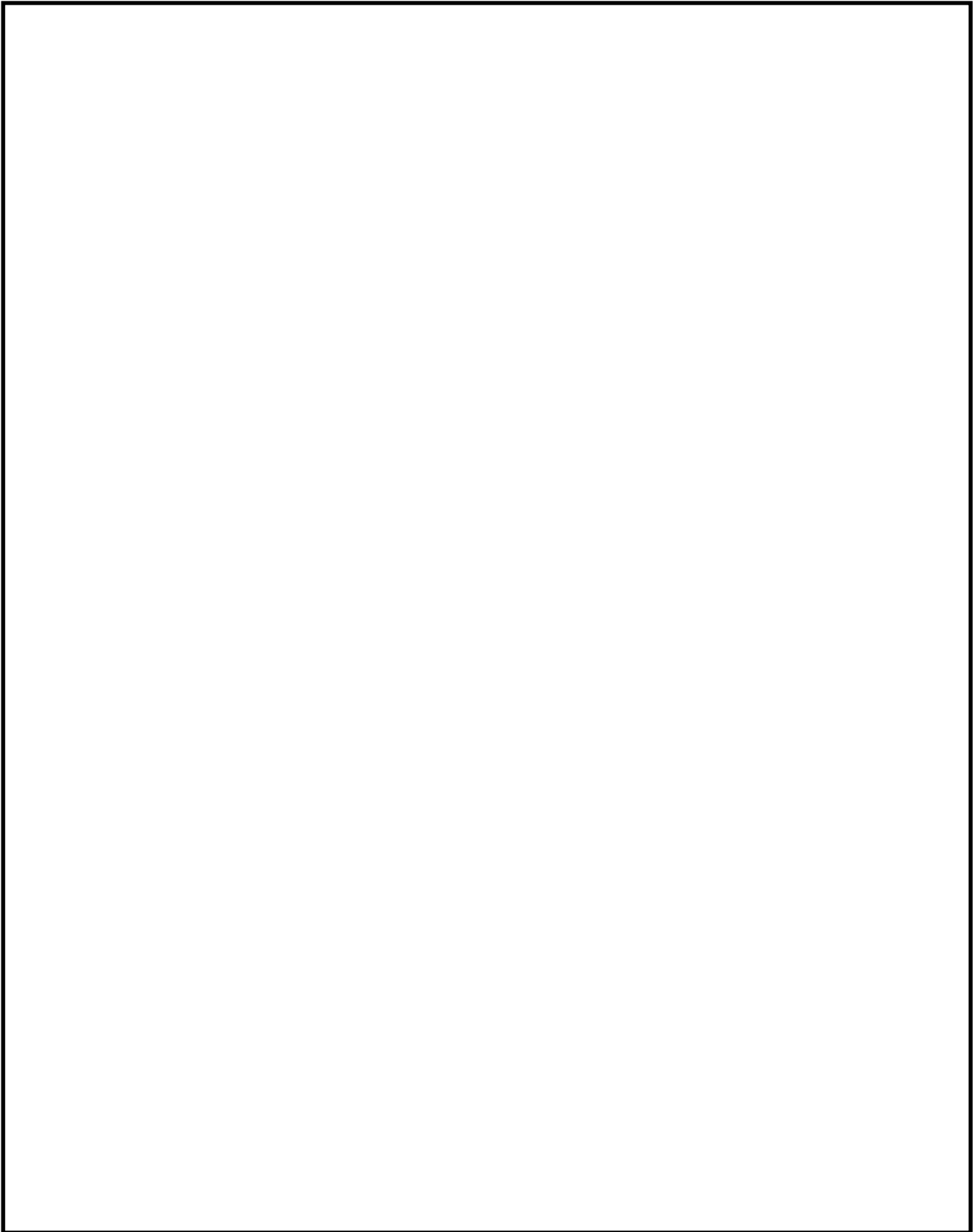


図 57-9-15 低圧代替注水系(常設), 低圧代替注水系(可搬型),  
残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系の配置図(3/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

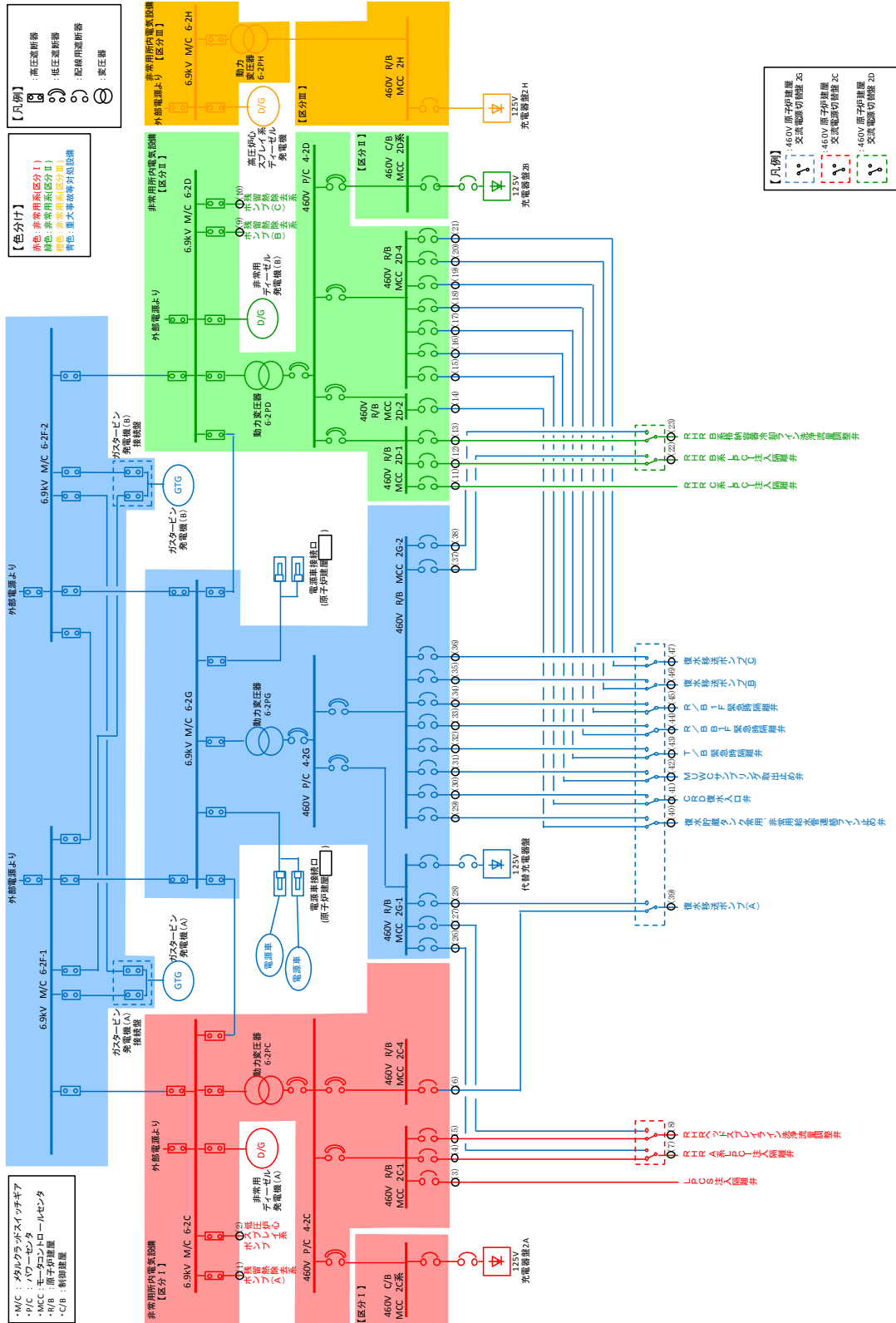


図 57-9-16 単線結線図(交流)  
 低圧代替注水系 [47 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



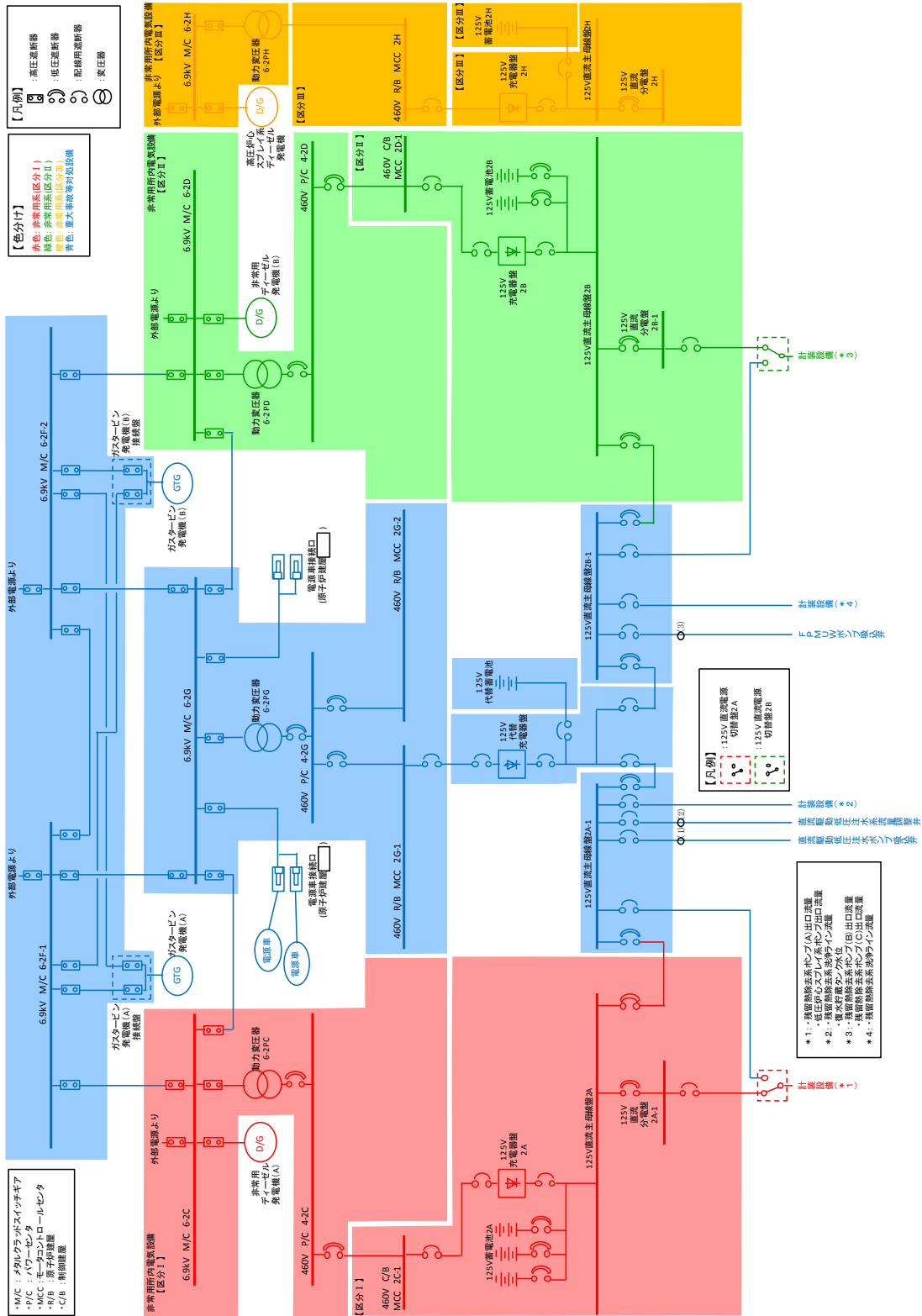


図 57-9-17 単線結線図(直流) (1/2)  
 低圧代替注水系 [47 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

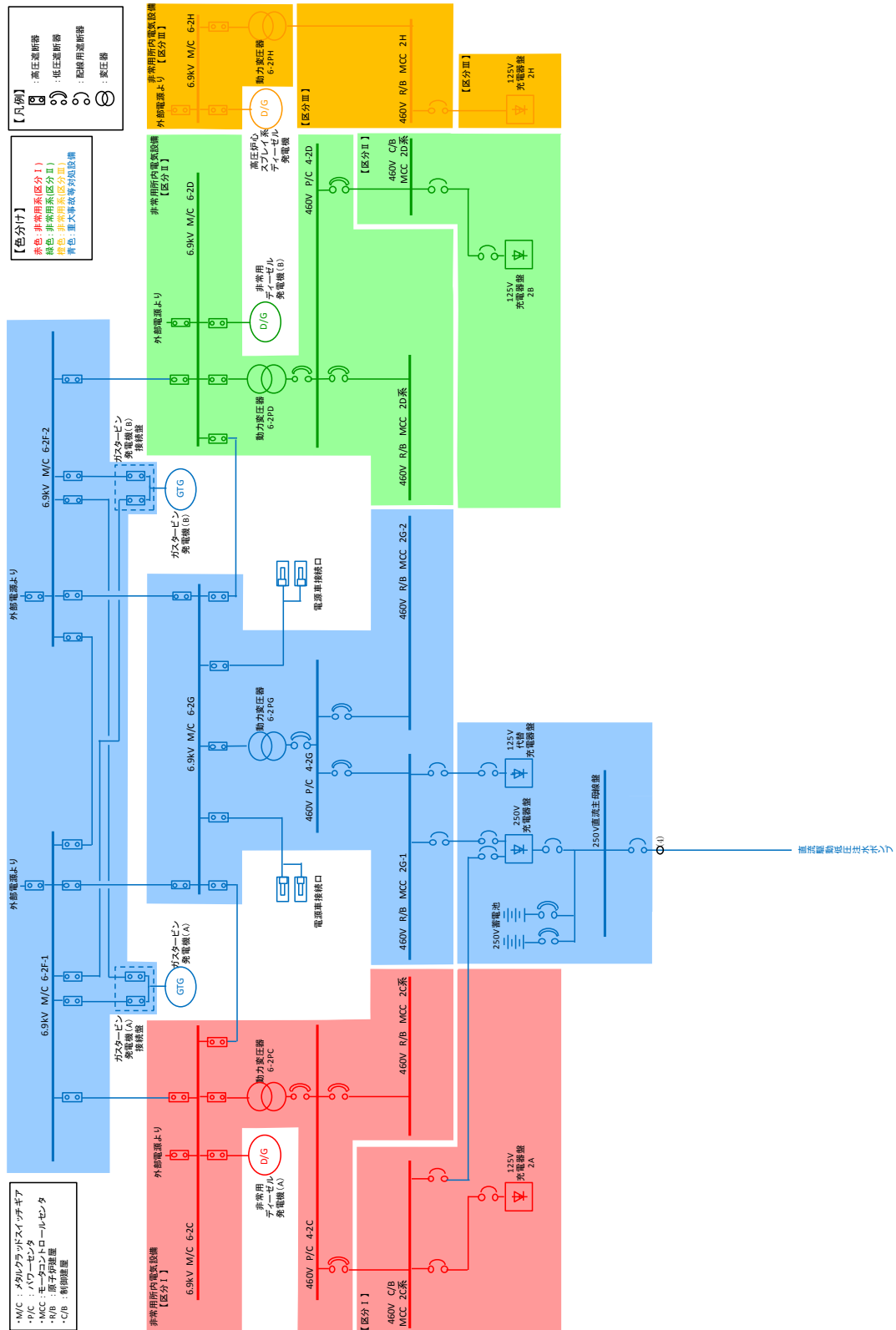


図 57-9-18 単線結線図(直流) (2/2)  
 低圧代替注水系 [47 条]

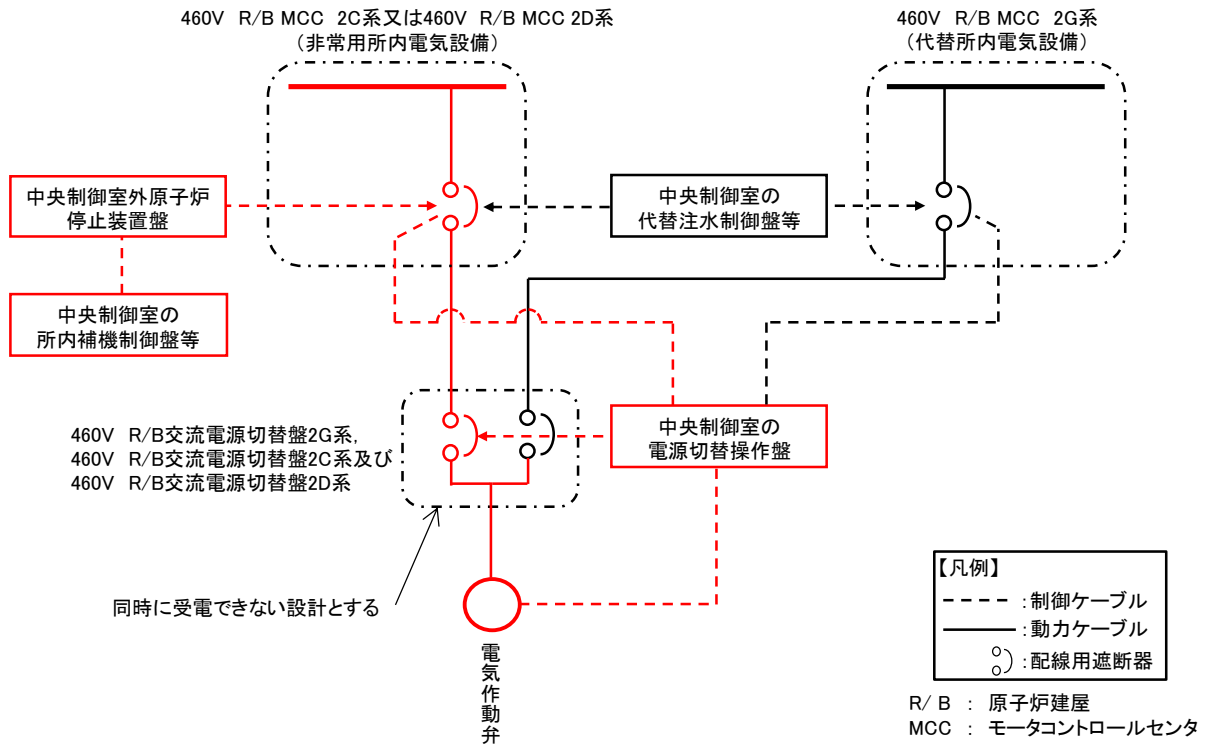


図 57-9-19 交流電源切替盤系統図  
(非常用所内電気設備からの受電時)

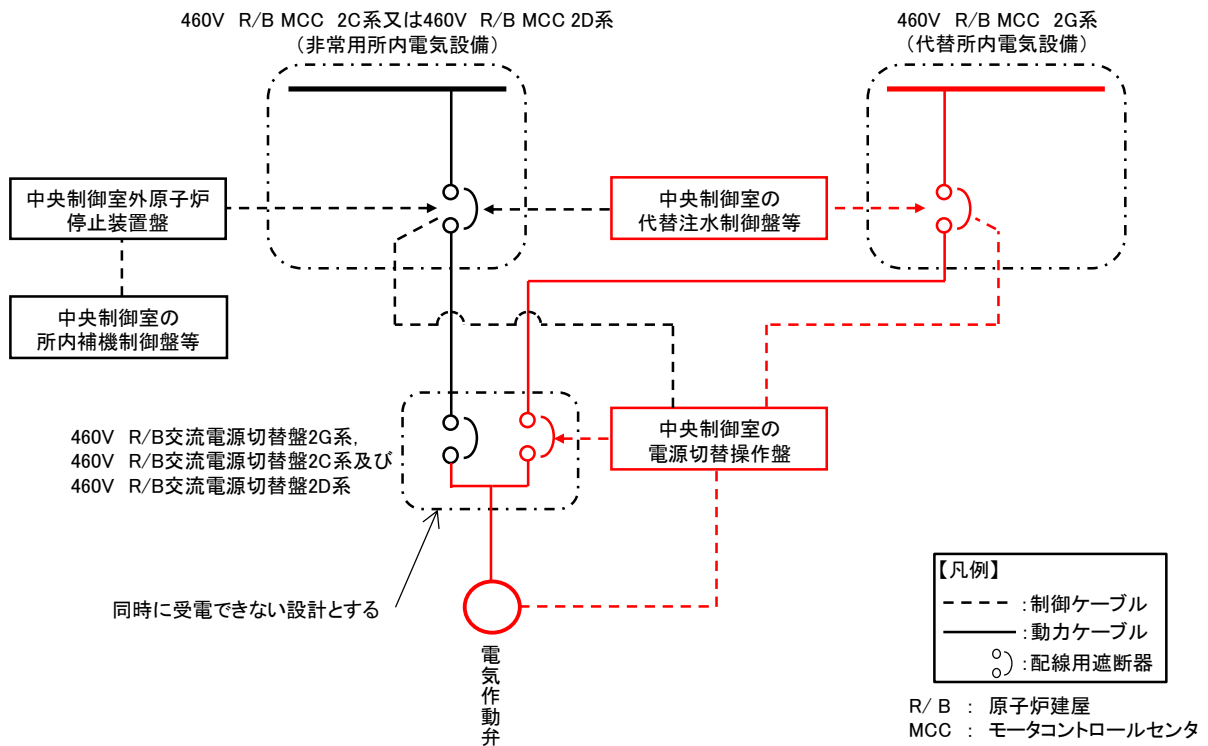


図 57-9-20 交流電源切替盤系統図  
(代替所内電気設備からの受電時)

### 1.3.2 原子炉補機代替冷却水系 [48条]

原子炉補機代替冷却水系は、重大事故時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備であり、当該設備に対応する設計基準事故対処設備は「原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系」である。(図57-9-21及び図57-9-22)

原子炉補機代替冷却水系の主要設備を表57-9-11に示す。

表57-9-11 原子炉補機代替冷却水系の主要設備

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機代替冷却水系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水系</li> <li>原子炉補機冷却海水系</li> </ul>
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱交換器ユニット(淡水ポンプ)</li> <li>大容量送水ポンプ(タイプI)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水ポンプ(A)</li> <li>原子炉補機冷却水ポンプ(B)</li> <li>原子炉補機冷却水ポンプ(C)</li> <li>原子炉補機冷却水ポンプ(D)</li> <li>原子炉補機冷却海水ポンプ(A)</li> <li>原子炉補機冷却海水ポンプ(B)</li> <li>原子炉補機冷却海水ポンプ(C)</li> <li>原子炉補機冷却海水ポンプ(D)</li> </ul>
熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱交換器ユニット(熱交換器)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水系熱交換器(A)</li> <li>原子炉補機冷却水系熱交換器(B)</li> <li>原子炉補機冷却水系熱交換器(C)</li> <li>原子炉補機冷却水系熱交換器(D)</li> </ul>

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器と淡水ポンプを搭載する可搬型の熱交換器ユニット及び熱交換器ユニットの熱交換器に海水を送水する可搬型の大容量送水ポンプ(タイプI)で構成しており、屋外の保管エリアに保管し、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は原子炉建屋(原子炉建屋内の原子炉棟外)及び屋外に設置しており、位置的分散を図る。(図57-9-23～25)

原子炉補機代替冷却水系のポンプ(熱交換器ユニット(淡水ポンプ)及び大容量送水ポンプ(タイプI))は、駆動電源を必要としない方式(付属空冷式ディーゼルエンジン)による設計とし、原子炉補機冷却水系のポンプ(原子炉補機冷却水ポンプ)及び原子炉補機冷却海水系のポンプ(原子炉補機冷却海水ポンプ)は、駆動電源(非常用ディーゼル発電機)から電源を受電する設計とし、駆動電源の多様性を図る。

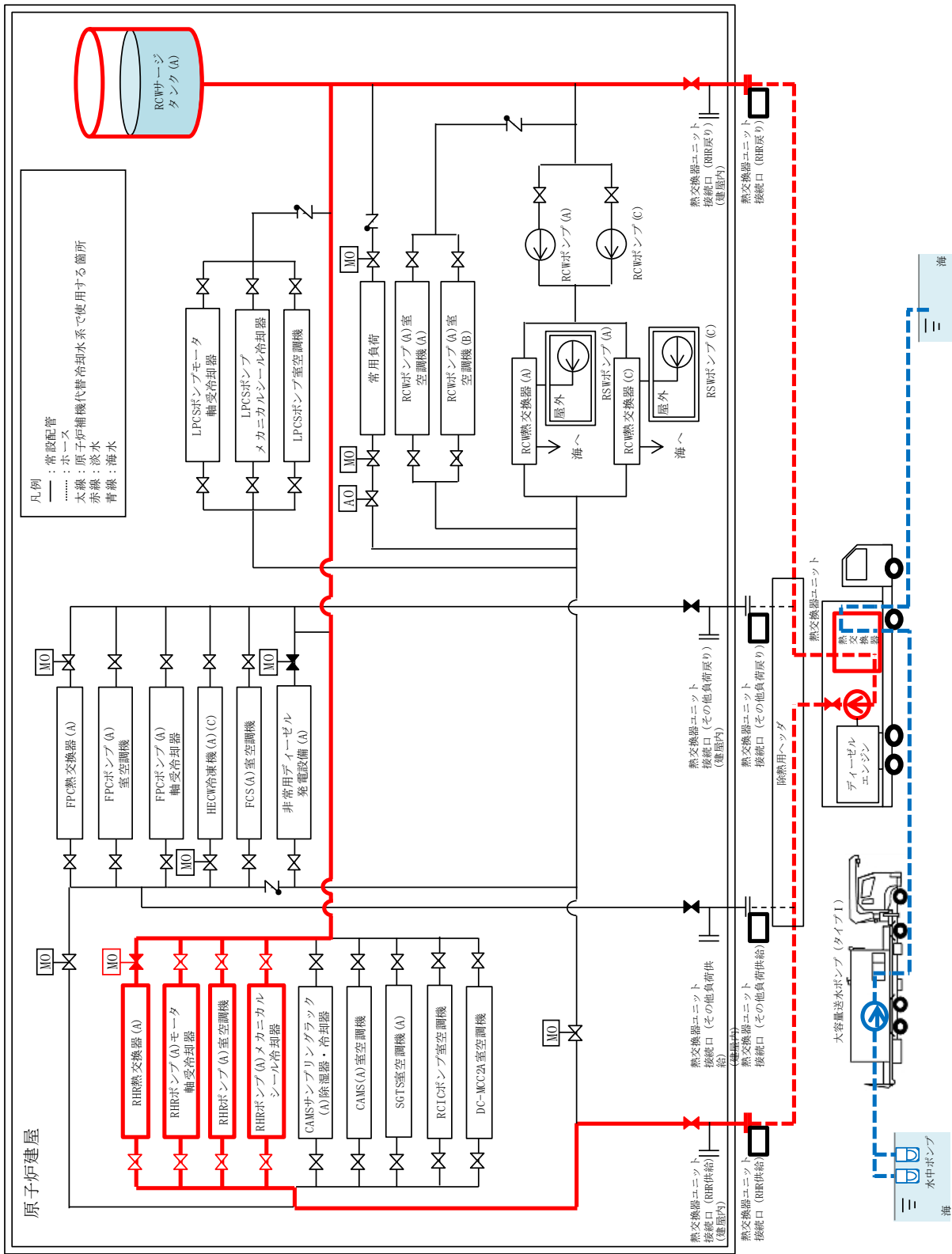


図 57-9-21 原子炉補機代替冷却水系の系統概要図  
 (A系の例)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

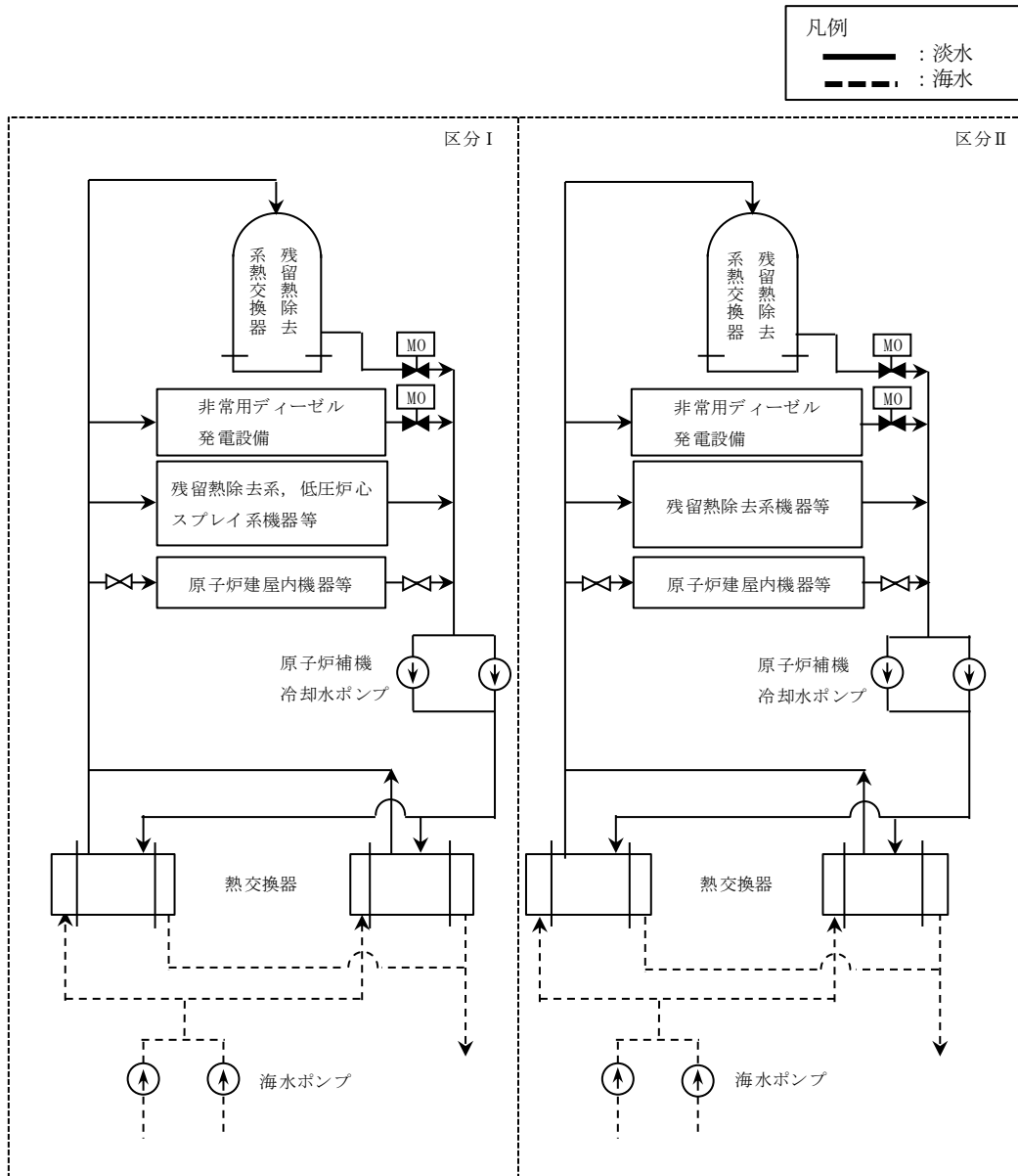


図 57-9-22 原子炉補機冷却水系の系統概要図



図 57-9-23 原子炉補機代替冷却水系，原子炉補機冷却水系  
及び原子炉補機冷却海水系の配置図(1/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 57-9-24 原子炉補機代替冷却水系，原子炉補機冷却水系  
及び原子炉補機冷却海水系の配置図(2/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。





図 57-9-25 原子炉補機代替冷却水系，原子炉補機冷却水系  
及び原子炉補機冷却海水系の配置図(3/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 1.3.3 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系 [48条]

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、重大事故時に原子炉格納容器内を冷却するための重大事故等対処設備であり、当該設備に対応する設計基準事故対処設備は「残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)」である。(図57-9-26～28)

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の主要設備を表57-9-12に示す。

表57-9-12 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の主要設備

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器フィルタベント系</li> <li>耐圧強化ベント系</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>残留熱除去系ポンプ(A)</li> <li>残留熱除去系ポンプ(B)</li> </ul>
電気作動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>D/Wベント用出口隔離弁</li> <li>S/Cベント用出口隔離弁</li> <li>FCVSベントライン隔離弁(A)</li> <li>FCVSベントライン隔離弁(B)</li> <li>PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁</li> <li>PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁</li> <li>RHR B系格納容器スプレイ流量調整弁</li> <li>RHR A系格納容器スプレイ隔離弁</li> <li>RHR B系格納容器スプレイ隔離弁</li> <li>RHR A系S/Cスプレイ隔離弁</li> <li>RHR B系S/Cスプレイ隔離弁</li> </ul>
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタ装置入口圧力(広帯域)</li> <li>フィルタ装置出口圧力(広帯域)</li> <li>フィルタ装置水位(広帯域)</li> <li>フィルタ装置水温度</li> <li>フィルタ装置出口放射線モニタ</li> <li>フィルタ装置出口水素濃度</li> <li>ドライウェル圧力</li> <li>圧力抑制室圧力</li> <li>ドライウェル温度</li> <li>圧力抑制室内空気温度</li> <li>サプレッションプール水温度</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去ポンプ出口流量</li> </ul>

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は原子炉建屋 $\square$ (原子炉建屋原子炉棟内)に設置及び耐圧強化ベント系を構成する機器は原子炉建屋(原子炉建屋原子炉棟内)及び屋外に設置し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)のポンプ(残留熱除去系ポンプ)は原子炉建屋 $\square$ (原子炉建屋原子炉棟内)に設置しており、位置的分散を図る。(図57-9-29～33)

原子炉格納容器フィルタベント系の電気作動弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から電源を受電する設計とし、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、非常用ディーゼル発電機から電源を受電する設計とすることで駆動電源の多様性を図る。なお、原子炉格納容器フィルタベント系は、電源が喪失した場合を想定し、動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である、遠隔手動弁操作設備による人力操作が可能な設計とする。(図57-9-34)

耐圧強化ベント系の電気作動弁のうち、D/Wベント用出口隔離弁及びS/Cベント用出口隔離弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から電源を受電する設計とし、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、非常用ディーゼル発電機から電源を受電する設計とすることで駆動電源の多様性を図る。(図57-9-35)

耐圧強化ベント系の電気作動弁のうち、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及びPCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁は、ガスタービン発電機又は電源車から代替所内電気設備を経由して電源を受電する設計とし、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、非常用ディーゼル発電機から電源を受電する設計とすることで駆動電源の多様性を図る。(図57-9-34)

また、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系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。

具体的な電路については、表57-9-13に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

表57-9-13 電路ルート図  
原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系 [48条]

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
2号炉動力用(図57-9-34及び図57-9-35)	図48- 1～9	57-9-(48- 1～9)
2号炉計装設備用(表57-9-13-1)	図48-10～24	57-9-(48-10～24)
2号炉制御用(表57-9-13-2)	図48-25～36	57-9-(48-25～36)

なお、単線結線図の番号とルート図の番号については、一致させている。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

電気作動弁の制御回路は，非常用所内電気設備からの受電時と代替所内電気設備からの受電時とで，別々に設置する。(図57-9-19及び図57-9-20)

表 57-9-13-1 計装設備用電路 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系[48条](1/4)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋	D1	残留熱除去系ポンプ(A) 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋
S2	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋	D2	残留熱除去系ポンプ(B) 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋
S3	フィルタ装置(A)水位(広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				
S4	フィルタ装置(B)水位(広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				
S5	フィルタ装置(C)水位(広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				
S6	フィルタ装置(A)水温度	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				
S7	フィルタ装置(B)水温度	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				
S8	フィルタ装置(C)水温度	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				
S9	フィルタ装置出口水素濃度	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				
S10	フィルタ装置出口放射線 モニタ(A)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				
S11	フィルタ装置出口放射線 モニタ(B)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				
S12	ドライウェル圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				
S13	圧力抑制室圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 57-9-13-1 計装設備用電路 原子炉格納容器フイルタベント系及び耐圧強化ベント系[48条](2/4)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備			
S14	ドライウエル温度 (ドライウエルフランジ部(0°) 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S15	ドライウエル温度 (ドライウエルフランジ部(180°) 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S16	ドライウエル温度 (SRV 搬出入口 上部周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S17	ドライウエル温度(所員用 エアロック 上部周囲温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S18	ドライウエル温度(電気用 ペネ部(45°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S19	ドライウエル温度(電気用 ペネ部(225°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S20	ドライウエル温度 (機器搬出入用ハッチ下部(315°) 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S21	ドライウエル温度 (機器搬出入用ハッチ下部(135°) 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S22	ドライウエル温度 (制御棒駆動機構搬出入口下部 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S23	ドライウエル温度 (ペDESTアル内(90°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S24	ドライウエル温度 (ペDESTアル内(270°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		

表 57-9-13-1 計装設備用電路 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系[48条](3/4)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備			
S25	サブプレッションプール水温度 (11°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S26	サブプレッションプール水温度 (34°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S27	サブプレッションプール水温度 (56°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S28	サブプレッションプール水温度 (79°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S29	サブプレッションプール水温度 (101°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S30	サブプレッションプール水温度 (124°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S31	サブプレッションプール水温度 (146°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S32	サブプレッションプール水温度 (169°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S33	サブプレッションプール水温度 (191°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S34	サブプレッションプール水温度 (214°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S35	サブプレッションプール水温度 (236°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		

表 57-9-13-1 計装設備用電路 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系[48条](4/4)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備			
S36	サブプレッションプール水温度 (259°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S37	サブプレッションプール水温度 (281°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S38	サブプレッションプール水温度 (304°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S39	サブプレッションプール水温度 (326°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S40	サブプレッションプール水温度 (349°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S41	圧力抑制室内空気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S42	圧力抑制室内空気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S43	圧力抑制室内空気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		
S44	圧力抑制室内空気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内		



表 57-9-13-2 制御用電路 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系 [48 条] (1/3)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
S4	フィルタベント系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D1 原子炉冷却制御盤 ESS- I, III 6.9kV M/C 6-2C
S6	フィルタベント系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D2 原子炉冷却制御盤 ESS- II 6.9kV M/C 6-2D
S8	フィルタベント系制御盤	125V 直流主母線盤 2A-1	D11 原子炉冷却制御盤 ESS- I, III 460V R/B MCC 2C-1
S9	フィルタベント系制御盤	125V 直流主母線盤 2A-1	D12 原子炉冷却制御盤 ESS- II 460V R/B MCC 2D-1
S10	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1	D13 原子炉冷却制御盤 ESS- I, III 460V R/B MCC 2C-1
S11	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D12 原子炉冷却制御盤 ESS- II 460V R/B MCC 2D-1
S12	125V 直流主母線盤 2A-1	FCVS ベントライン隔離弁(A)	D13 原子炉冷却制御盤 ESS- I, III 460V R/B MCC 2C-1
S13	125V 直流主母線盤 2A-1	FCVS ベントライン隔離弁(B)	D14 電源切替操作盤 RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁
S14	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D	D15 原子炉冷却制御盤 ESS- II 460V R/B MCC 2D-1
S15	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C	D16 電源切替操作盤 RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁
S16	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D	D17 原子炉冷却制御盤 ESS- I, III 460V R/B MCC 2C-1
S19	重大事故監視盤(1)	125V 直流主母線盤 2A-1	D18 原子炉冷却制御盤 ESS- II 460V R/B MCC 2D-1
S20	重大事故監視盤(2)	125V 直流主母線盤 2B-1	D19 電源切替操作盤 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C

表 57-9-13-2 制御用電路 原子炉格納容器フィルターベント系及び耐圧強化ベント系[48条](2/3)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
		D20	電源切替操作盤 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D
		D21	460V R/B MCC 2C-1 RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁
		D22	460V R/B MCC 2D-1 RHR B 系格納容器スプレー流量調整弁
		D23	460V R/B MCC 2C-1 RHR A 系 S/C スプレー隔離弁
		D24	460V R/B MCC 2D-1 RHR B 系 S/C スプレー隔離弁
		D25	格納容器第二隔離弁盤 NSSSS-II 460V R/B MCC 2D-2
		D26	電源切替操作盤 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
		D27	原子炉冷却制御盤 ESS-I, III 460V R/B MCC 2D-2
		D28	電源切替操作盤 PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
		D29	電源切替操作盤 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D
		D30	フィルターベント系制御盤 125V 直流主母線盤 2A-1
		D31	125V 直流主母線盤 2A-1 D/W ベント用出口隔離弁
		D32	フィルターベント系制御盤 125V 直流主母線盤 2A-1

表 57-9-13-2 制御用電路 原子炉格納容器フイルタベント系及び耐圧強化ベント系[48条] (3/3)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
		D33	S/C ベント用出口 隔離弁
		D35	125V 直流主母線盤 2A-I トリップチャンネル盤 ESS-I
		D36	125V 直流主分電盤 2A-I トリップチャンネル盤 ESS-II

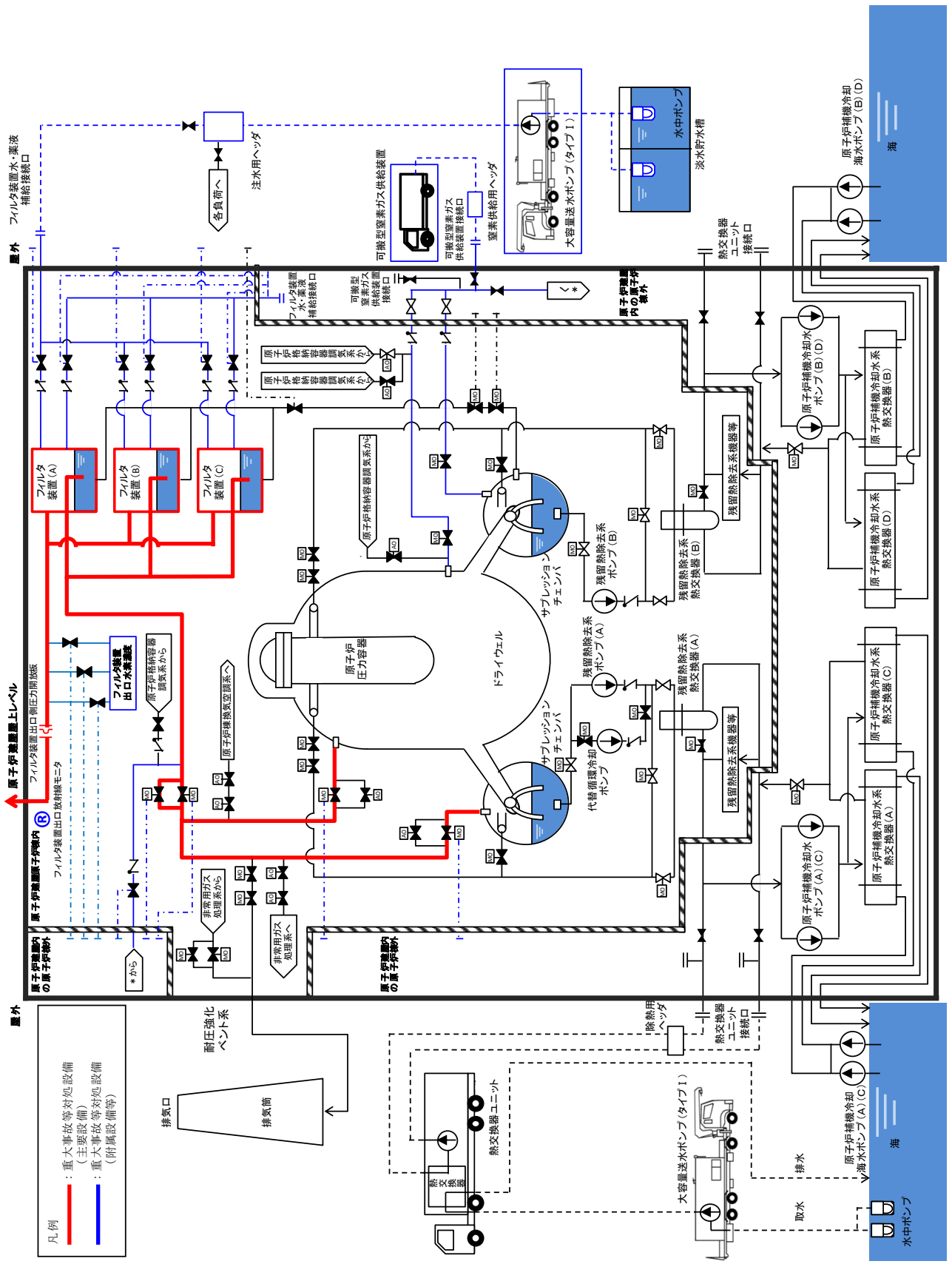


図 57-9-26 原子炉格納容器フィルタベント系の系統概要図

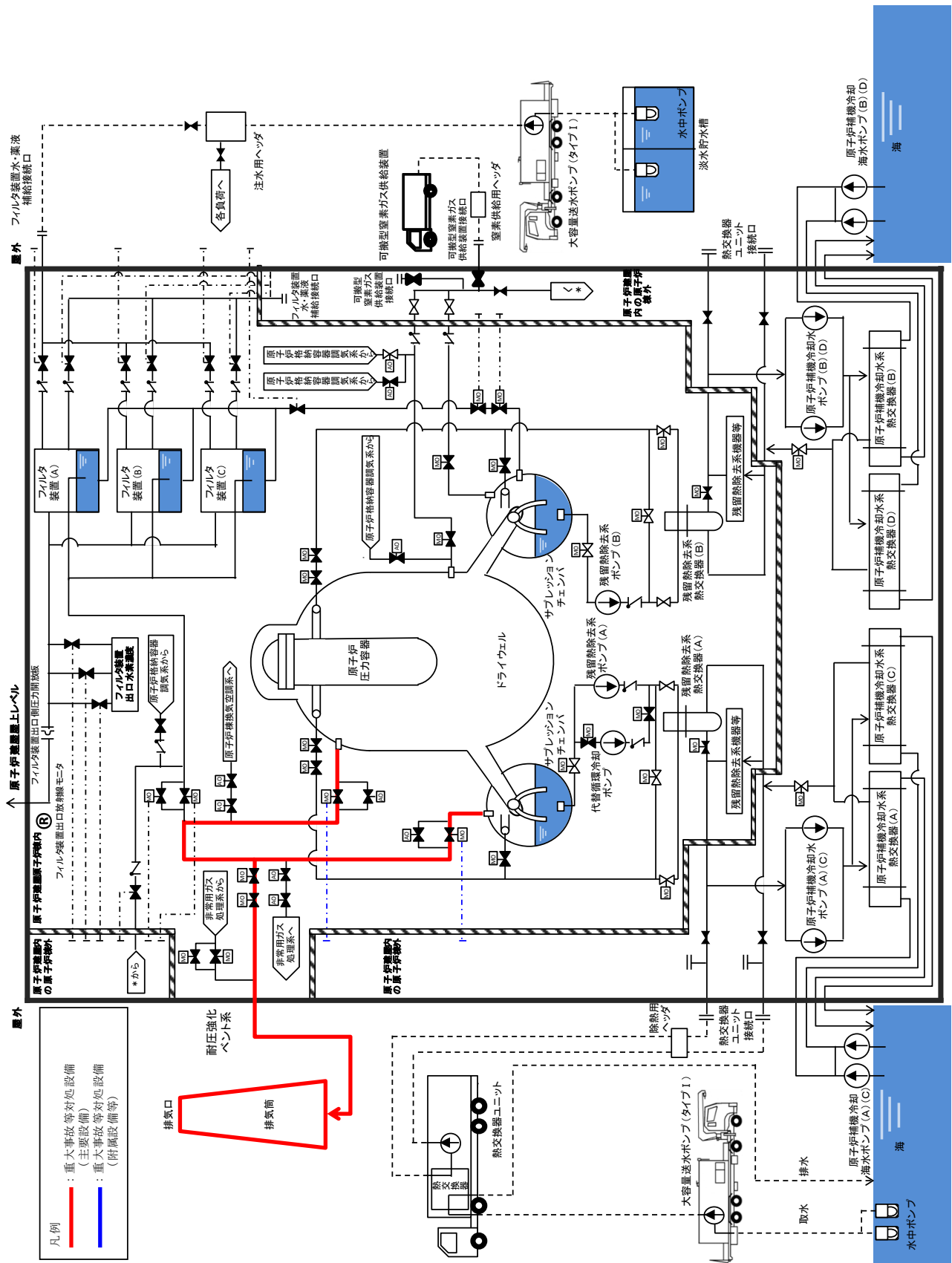


図 57-9-27 耐圧強化ベント系の系統概要図

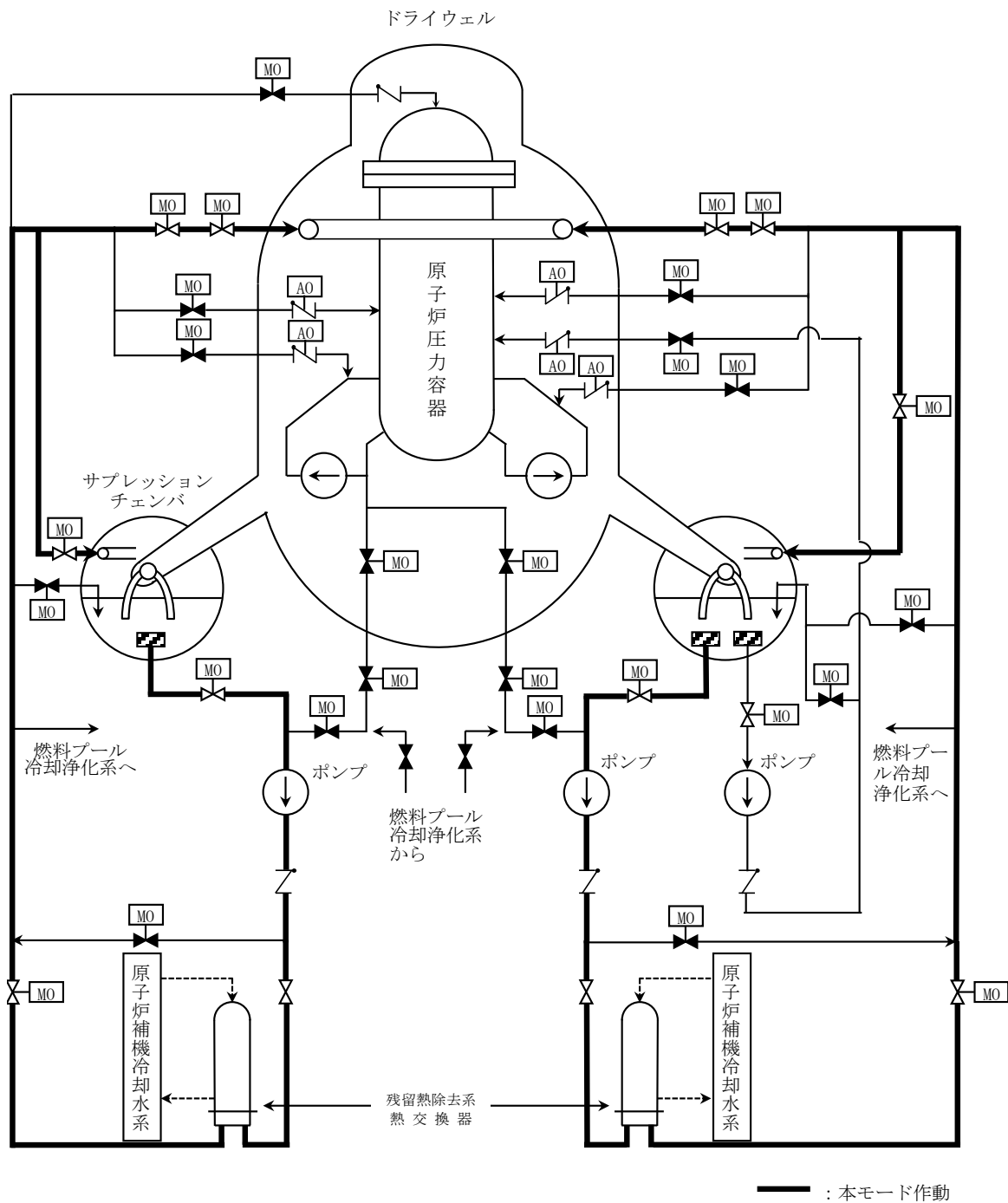


図 57-9-28 残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）の系統概要図

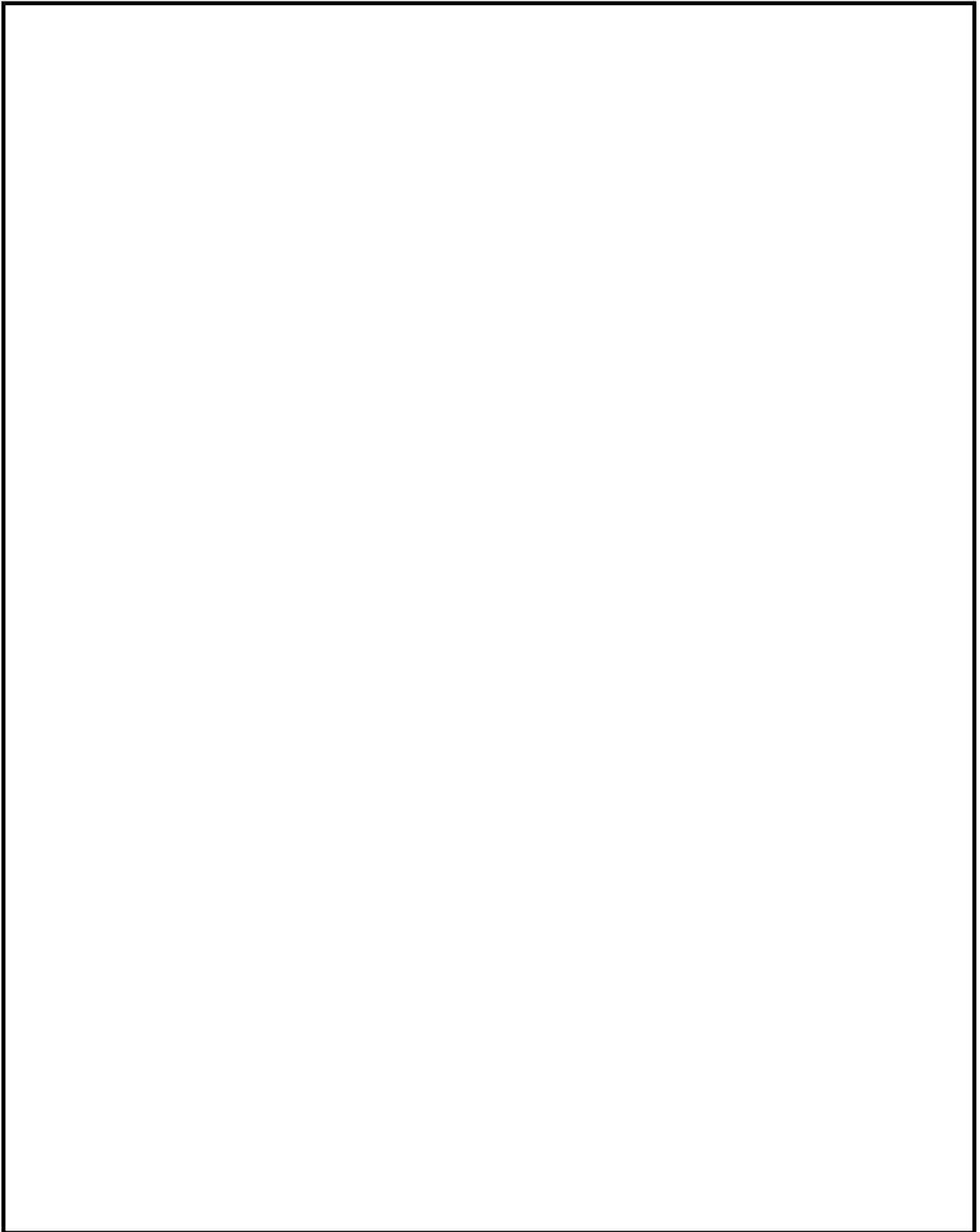


図 57-9-29 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系  
及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の配置図（1/5）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

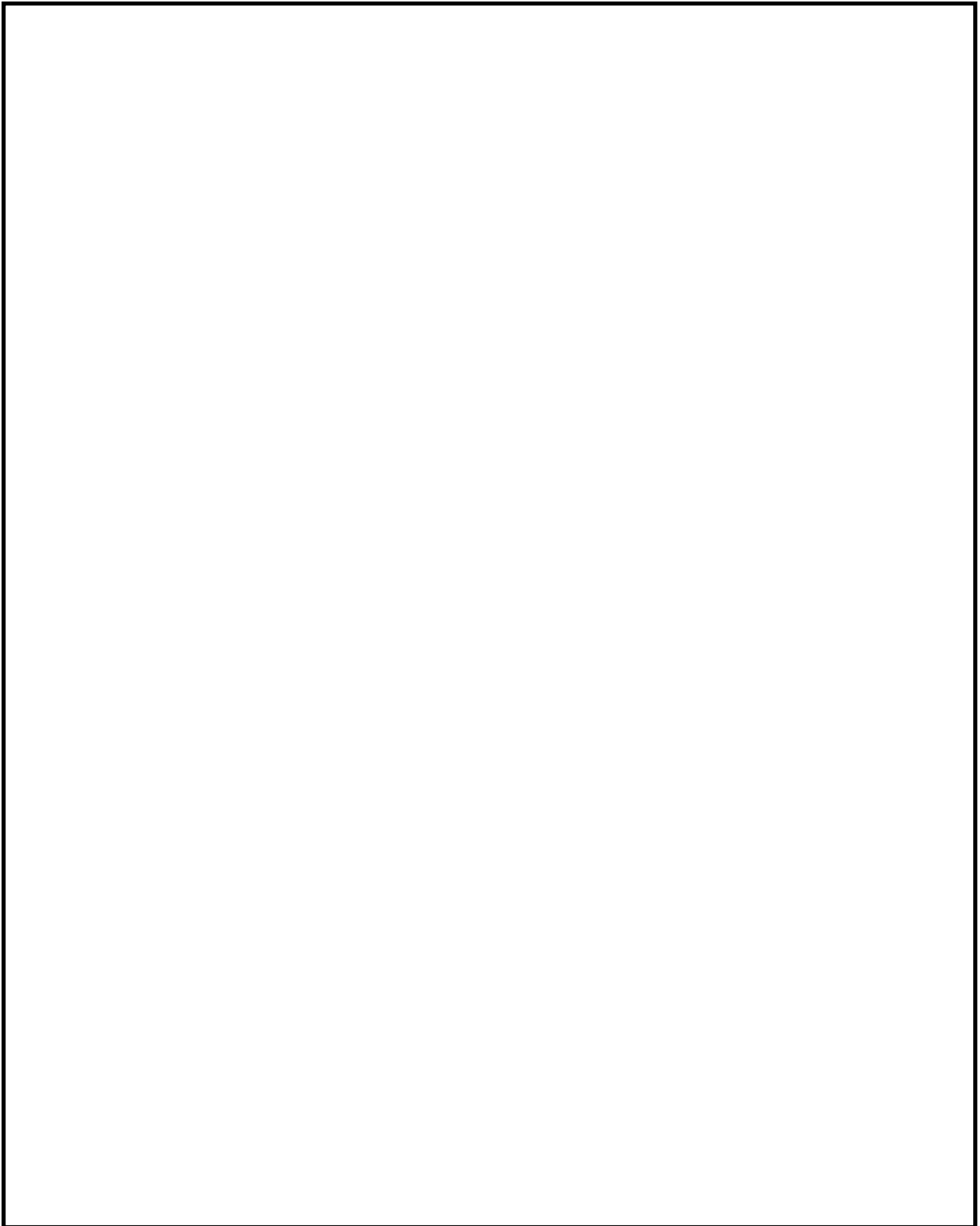


図 57-9-30 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系  
及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の配置図（2/5）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



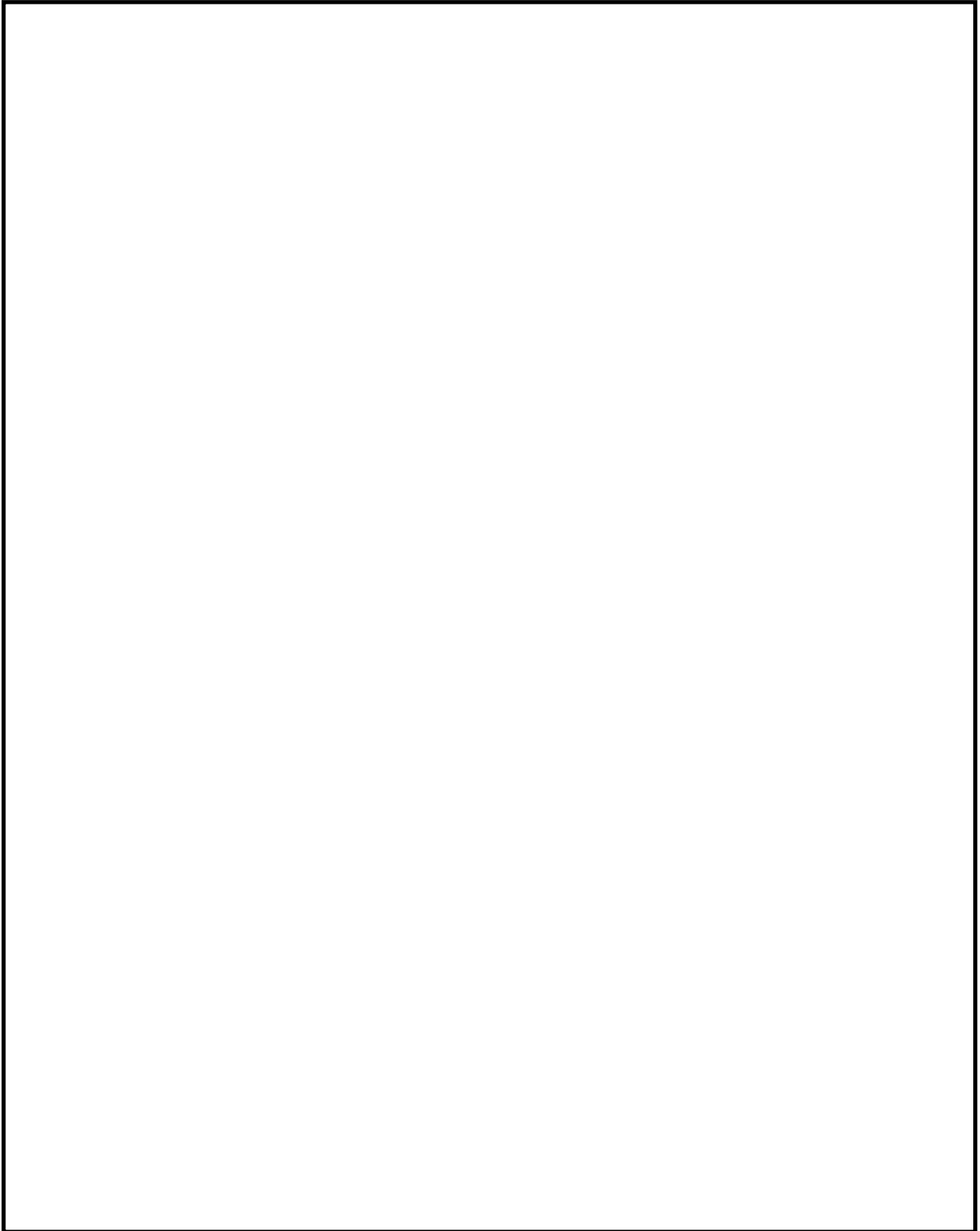


図 57-9-31 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系  
及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の配置図（3/5）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

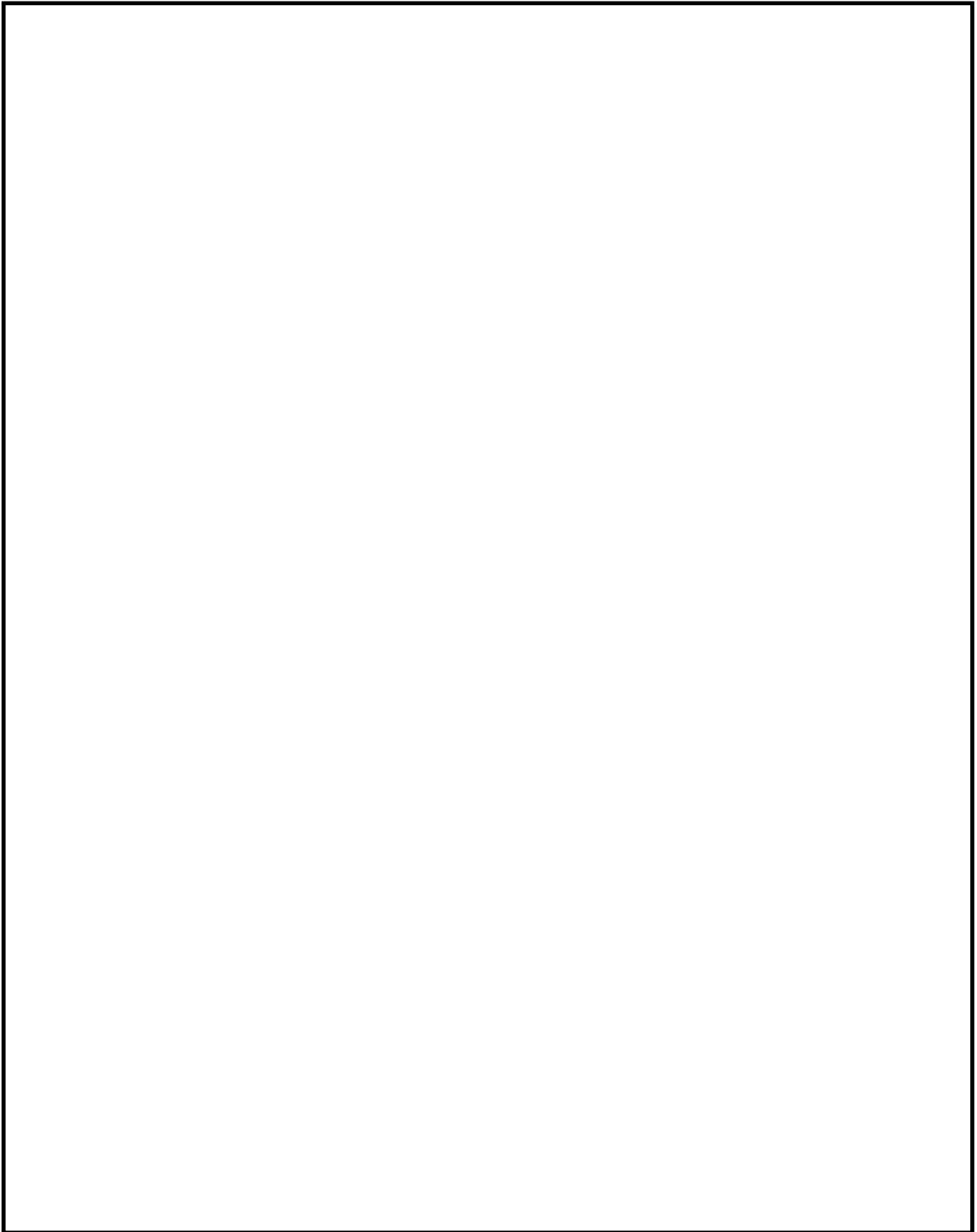


図 57-9-32 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系  
及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の配置図（4/5）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

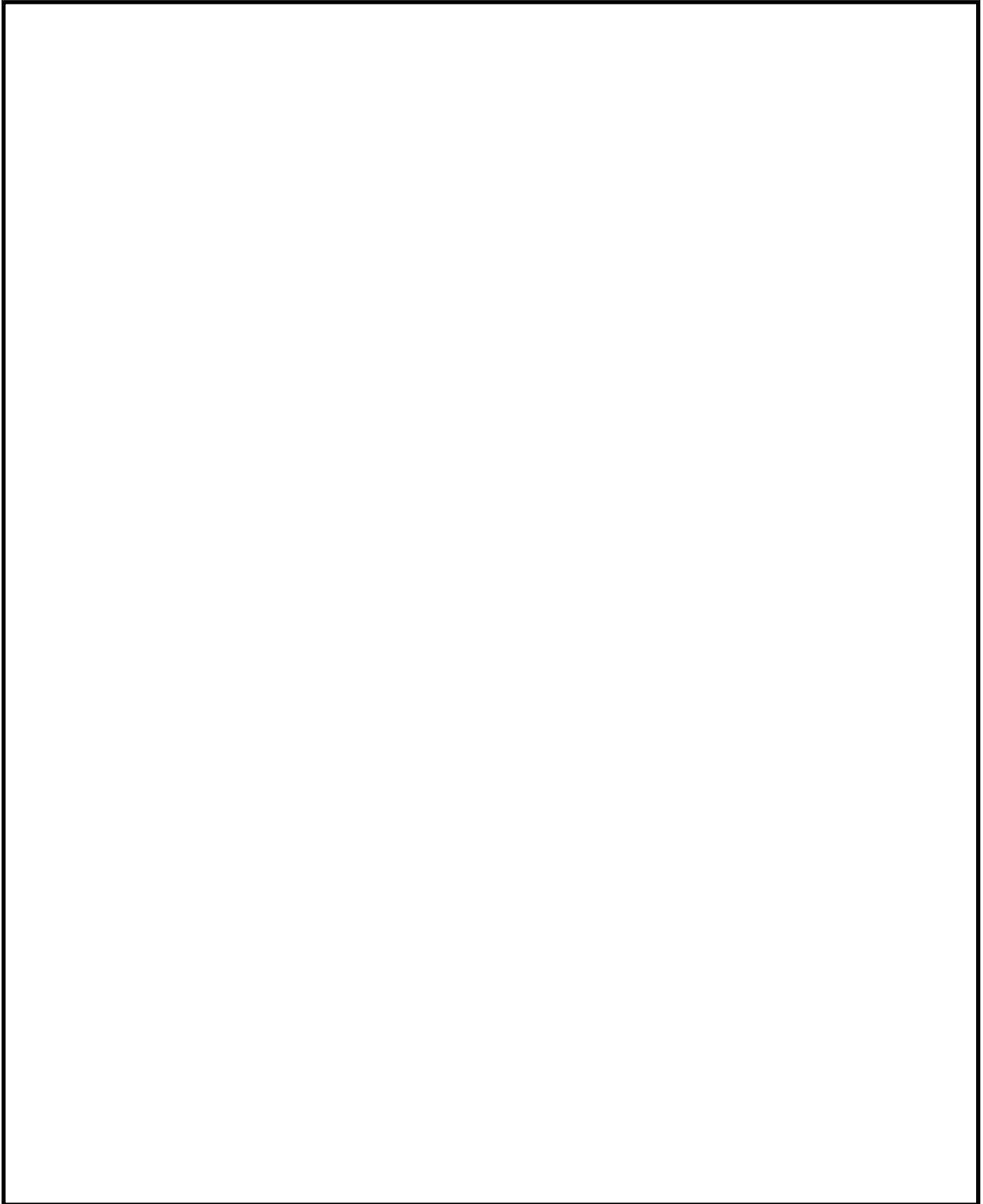


図 57-9-33 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系  
及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の配置図（5/5）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

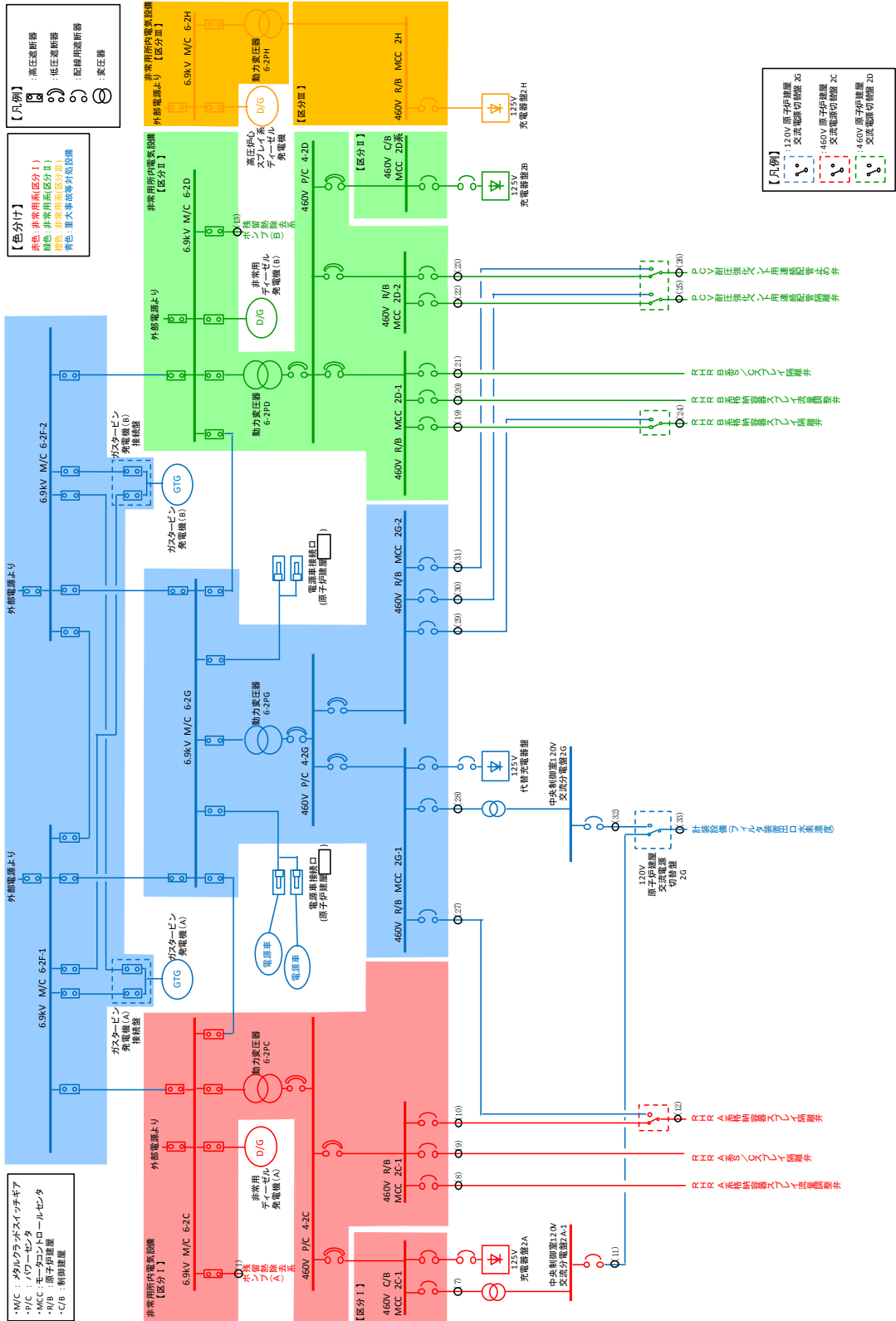


図 57-9-34 単線結線図(交流)

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系 [48 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

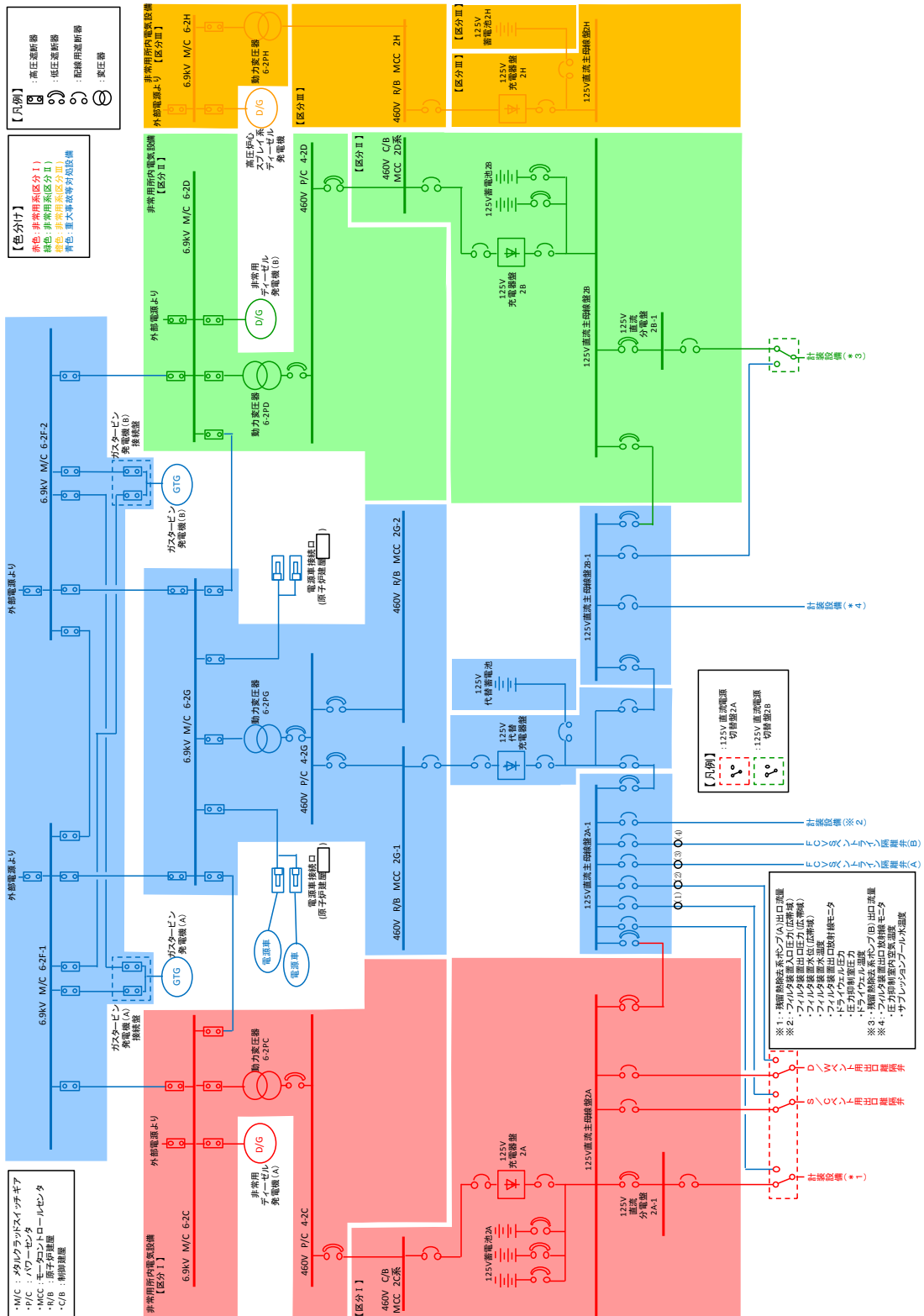


図 57-9-35 単線結線図(直流)

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系 [48条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 1.3.4 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 [49条]

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、重大事故時に原子炉格納容器内を冷却するための重大事故等対処設備であり、当該設備に対応する設計基準事故対処設備は「残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)」である。(図57-9-36及び図57-9-37)

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の主要設備を表57-9-14に示す。

表57-9-14 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の主要設備

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</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>大容量送水ポンプ(タイプ I)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系ポンプ(A)</li> <li>残留熱除去系ポンプ(B)</li> </ul>
電気作動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>RHR A系格納容器スプレイ隔離弁</li> <li>RHR B系格納容器スプレイ隔離弁</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁</li> <li>RHR B系格納容器スプレイ流量調整弁</li> <li>RHR A系格納容器スプレイ隔離弁</li> <li>RHR B系格納容器スプレイ隔離弁</li> <li>RHR A系S/Cスプレイ隔離弁</li> <li>RHR B系S/Cスプレイ隔離弁</li> </ul>
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器代替スプレイ流量</li> <li>ドライウエル温度</li> <li>ドライウエル圧力</li> <li>圧力抑制室圧力</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系ポンプ出口流量</li> </ul>

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系のポンプ(大容量送水ポンプ(タイプ I))は屋外に配備し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)のポンプ(残留熱除去系ポンプ)は原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋原子炉棟内)に設置されており、位置的分散を図る。(図57-9-38及び図57-9-39)

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、図57-9-40及び図57-9-41のとおり、屋外(緊急用電気品建屋 [ ])に設置するガスタービン発電機から代替所内電気設備を經由して電源を受電する設計とし、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、図57-9-40及び図57-9-41のとおり、原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)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經由して電源を受電する設計とし、ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機及び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る。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系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。

具体的な電路については、表57-9-15に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

表57-9-15 電路ルート図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 [49条]

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
2号炉動力用(図57-9-40及び図57-9-41)	図49- 1～ 9	57-9-(49- 1～ 9)
2号炉計装設備用(表57-9-15-1)	図49-10～22	57-9-(49-10～22)
2号炉制御用(表57-9-15-2)	図49-23～34	57-9-(49-23～34)

なお、単線結線図の番号とルート図の番号については、一致させている。

電気作動弁の制御回路は、非常用所内電気設備からの受電時と代替所内電気設備からの受電時とで、別々に設置する。(図57-9-19及び図57-9-20)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 57-9-15-1 計装設備用電路 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系[49条](1/2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	原子炉格納容器代替 スプレイ流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋	D1	残留熱除去系ポンプ(A)出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋
S2	原子炉格納容器代替 スプレイ流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋	D2	残留熱除去系ポンプ(B)出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋
S3	ドライウエル温度 (ドライウエルフランジ部 (0°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S4	ドライウエル温度 (ドライウエルフランジ部 (180°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S5	ドライウエル温度 (SRV搬出入口上部周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S6	ドライウエル温度 (所員用エアロック上部周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S7	ドライウエル温度 (電気用ベネ部(45°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S8	ドライウエル温度 (電気用ベネ部(225°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S9	ドライウエル温度 (機器搬出入用ハッチ下部 (315°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S10	ドライウエル温度 (機器搬出入用ハッチ下部 (135°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S11	ドライウエル温度 (制御棒駆動機構搬出入口下部 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



表 57-9-15-1 計装設備用電路 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系[49条](2/2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S12	ドライヴェル温度 (ペデスタル内(90°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S13	ドライヴェル温度 (ペデスタル内(270°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S18	ドライヴェル圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				
S19	圧力抑制室圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 57-9-15-2 制御用電路 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系[49 条] (1/2)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
S1	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1	D1 原子炉冷却制御盤 ESS-I, III 6.9kV M/C 6-2C
S2	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D2 原子炉冷却制御盤 ESS-II 6.9kV M/C 6-2D
S3	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C	D3 原子炉冷却制御盤 ESS-I, III 460V R/B MCC 2C-1
S4	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D	D4 460V R/B MCC 2C-1 RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁
S5	重大事故時監視盤(1)	125V 直流主母線盤 2A-1	D5 原子炉冷却制御盤 ESS-II 460V R/B MCC 2D-1
S6	重大事故時監視盤(2)	125V 直流主母線盤 2B-1	D6 460V R/B MCC 2D-1 RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁
			D7 原子炉冷却制御盤 ESS-I, III 460V R/B MCC 2C-1
			D8 電源切替操作盤 RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁
			D9 原子炉冷却制御盤 ESS-II 460V R/B MCC 2D-1
			D10 電源切替操作盤 RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁
			D11 原子炉冷却制御盤 ESS-I, III 460V R/B MCC 2C-1
			D12 460V R/B MCC 2C-1 RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁
			D13 原子炉冷却制御盤 ESS-II 460V R/B MCC 2D-1

表 57-9-15-2 制御用電路 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系[49 条] (2/2)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
		D14	RHR B 系 S/C スプレイ隔離弁
		D15	460V R/B MCC 2D-1 電源切替操作盤
		D16	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C 電源切替操作盤
		D19	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D トリップチャンネル盤 ESS-II 125V 直流分電盤 2B-1

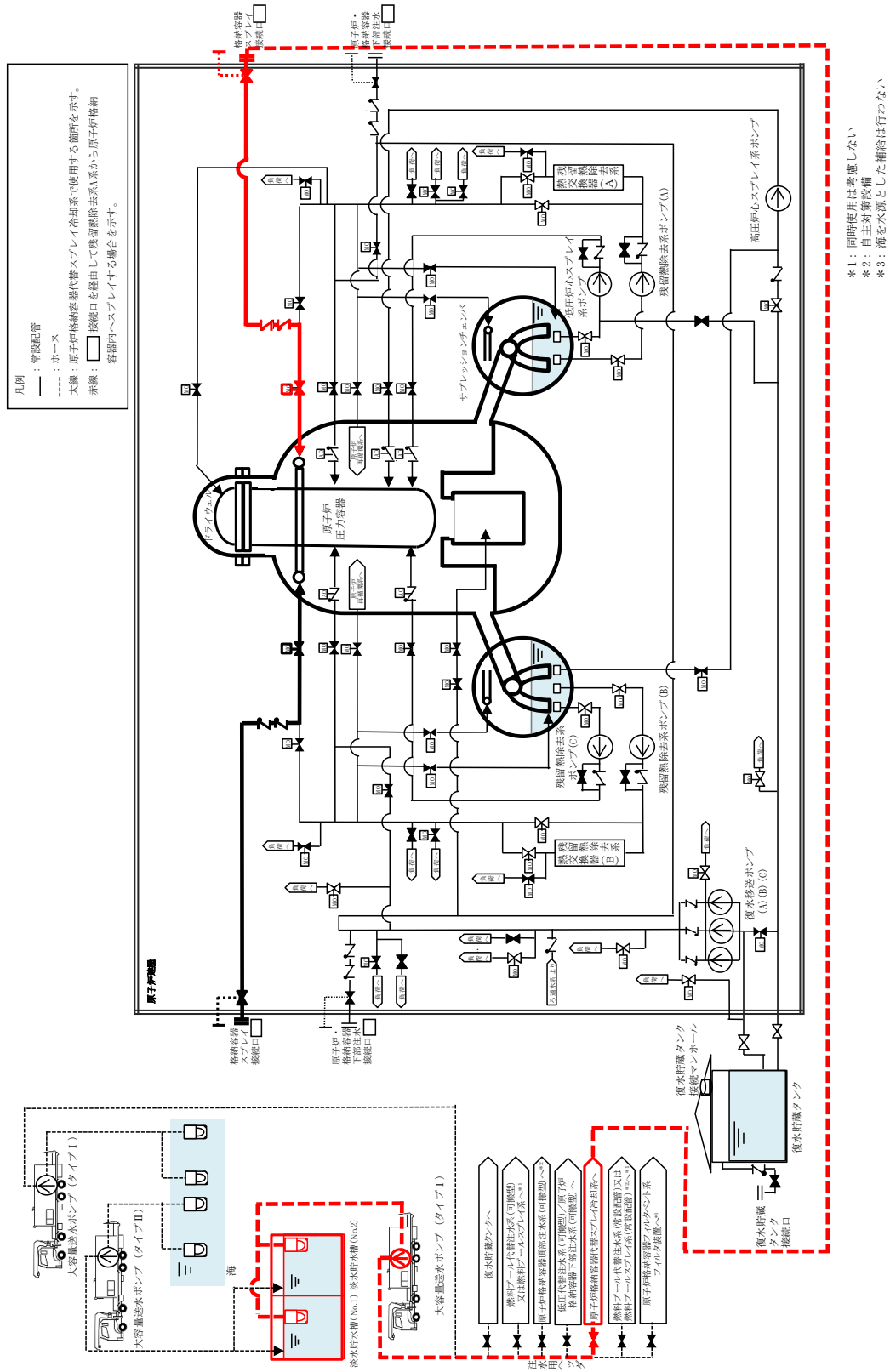
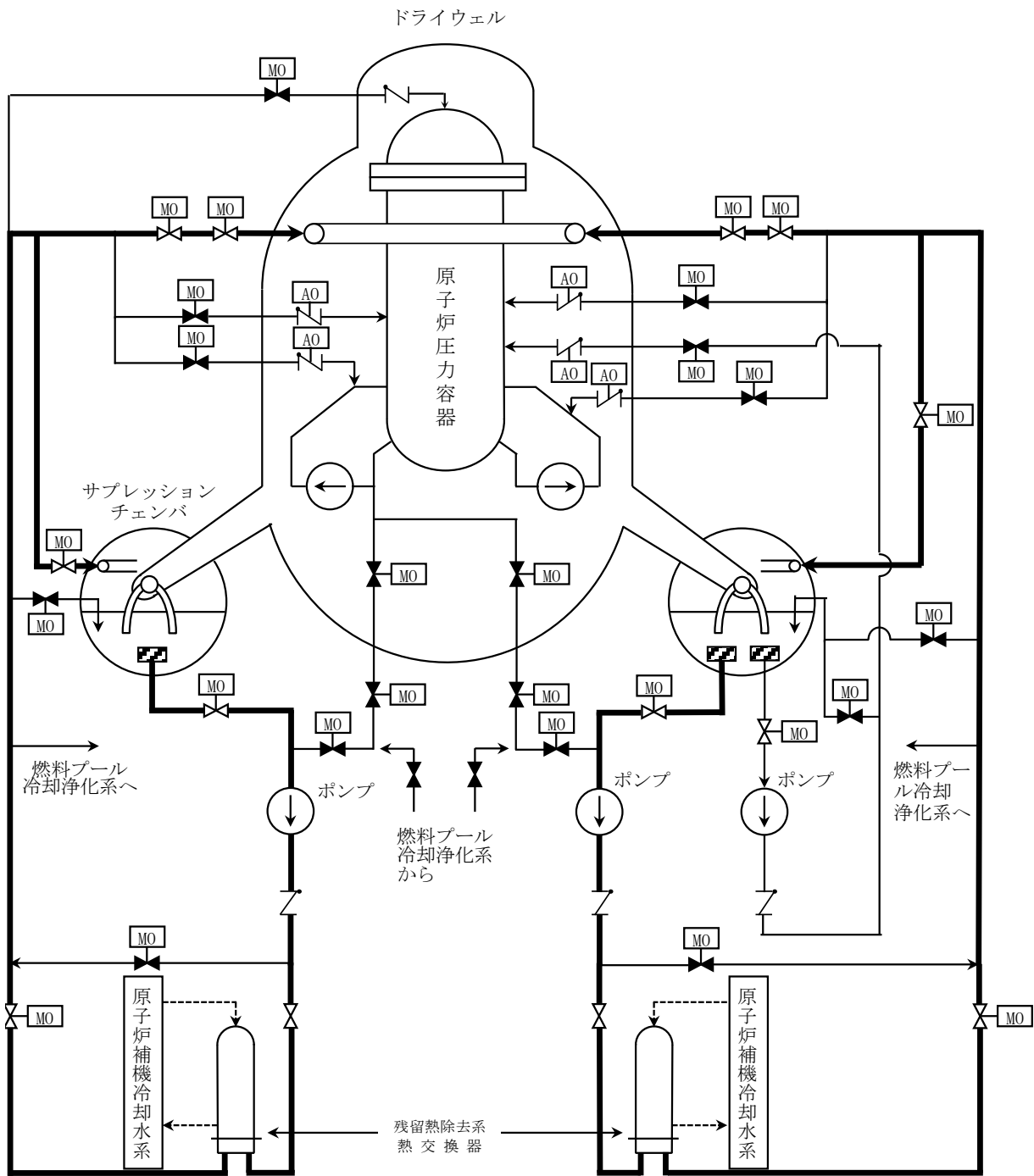


図 57-9-36 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



— : 本モード作動

図 57-9-37 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の系統概要図

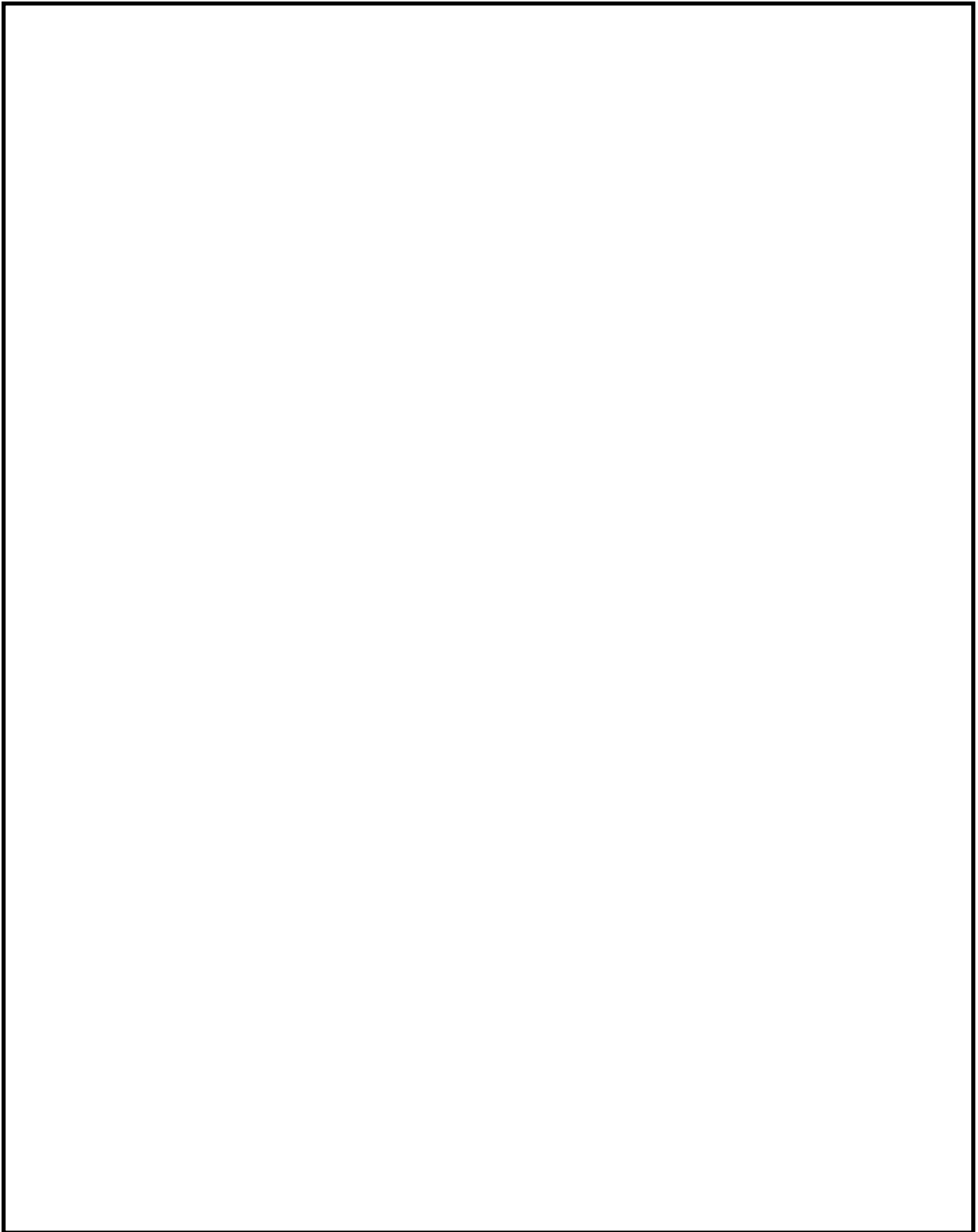


図 57-9-38 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系  
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

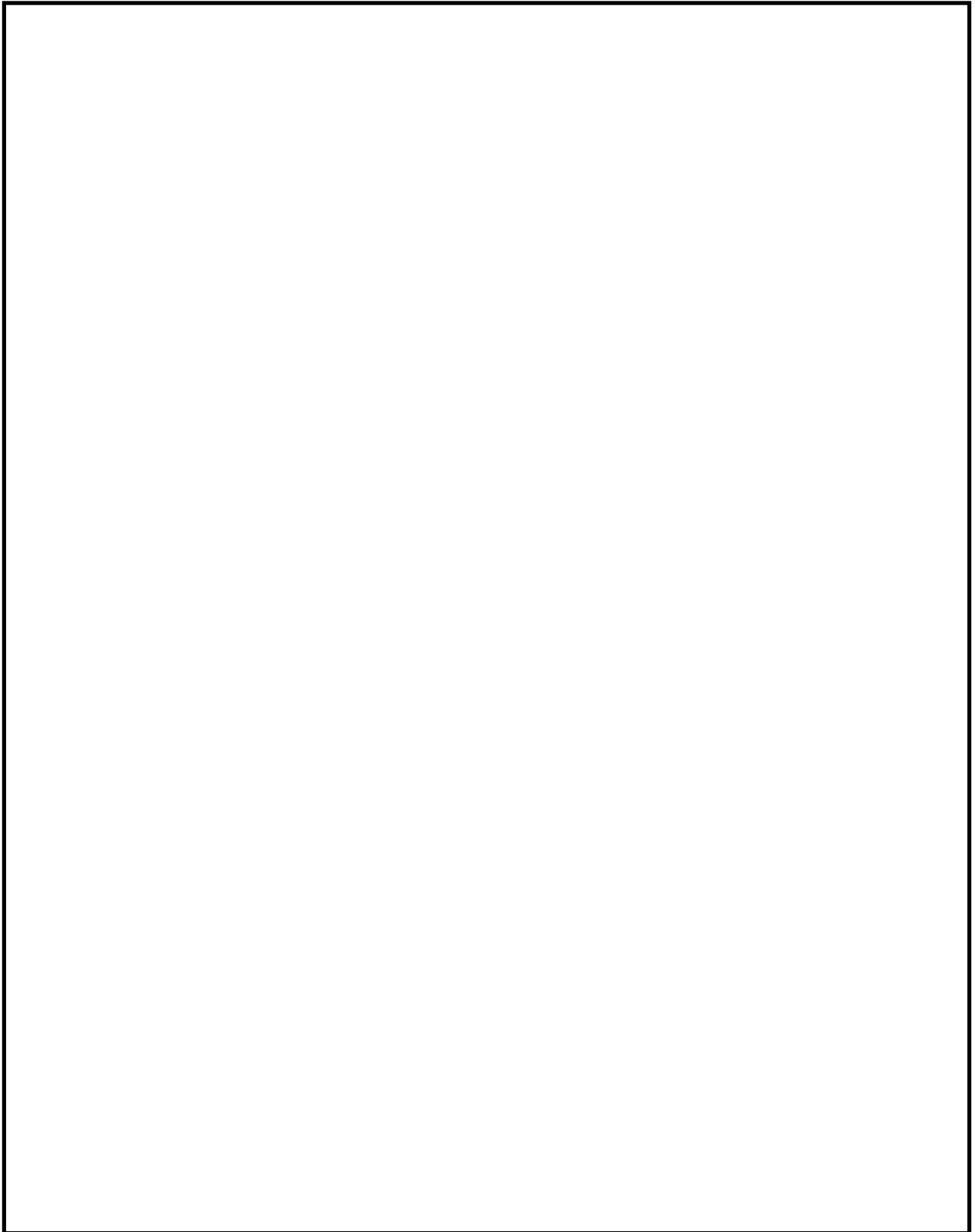


図 57-9-39 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系  
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(2/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

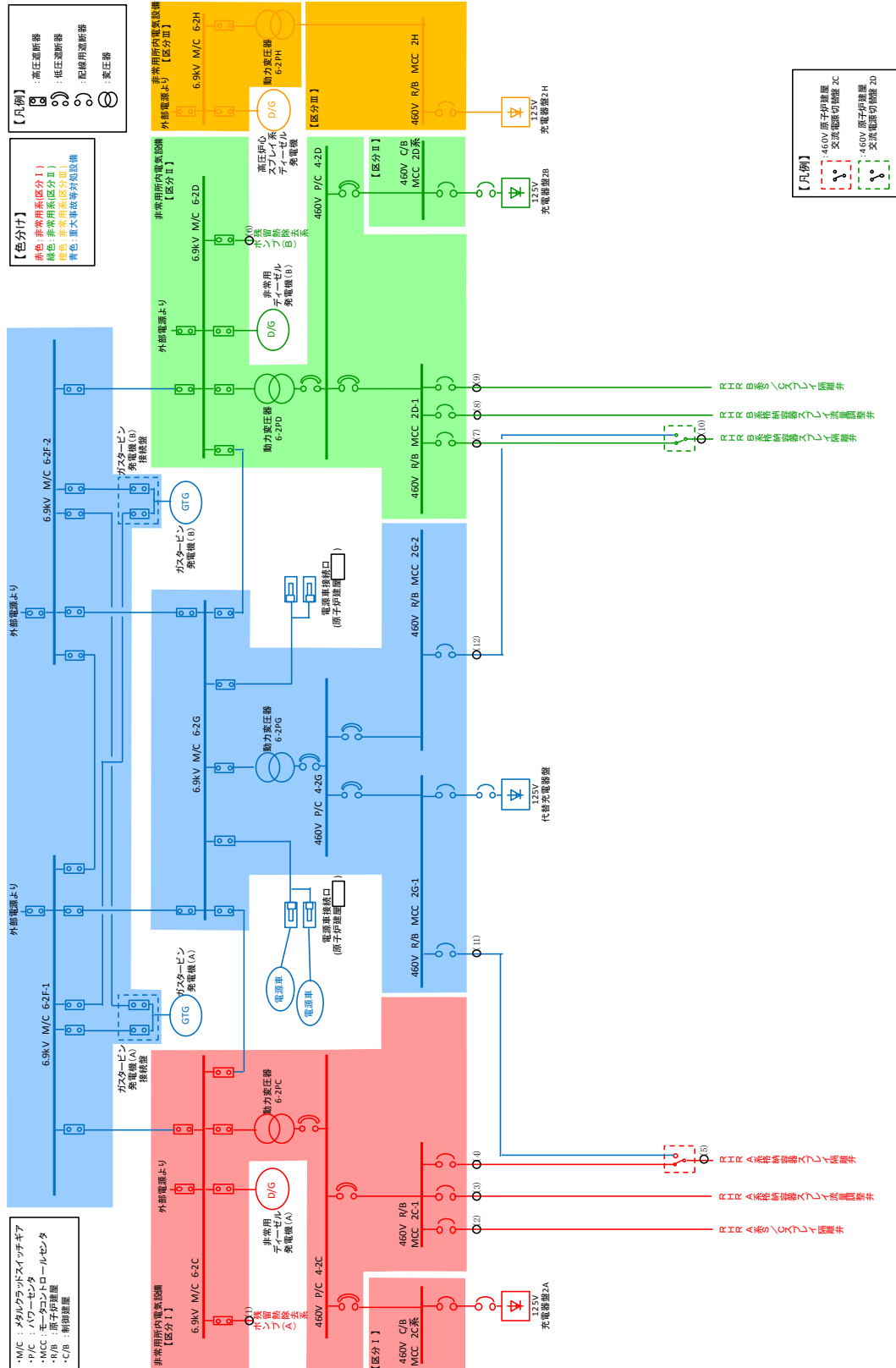


図 57-9-40 単線結線図(交流)

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 [49 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



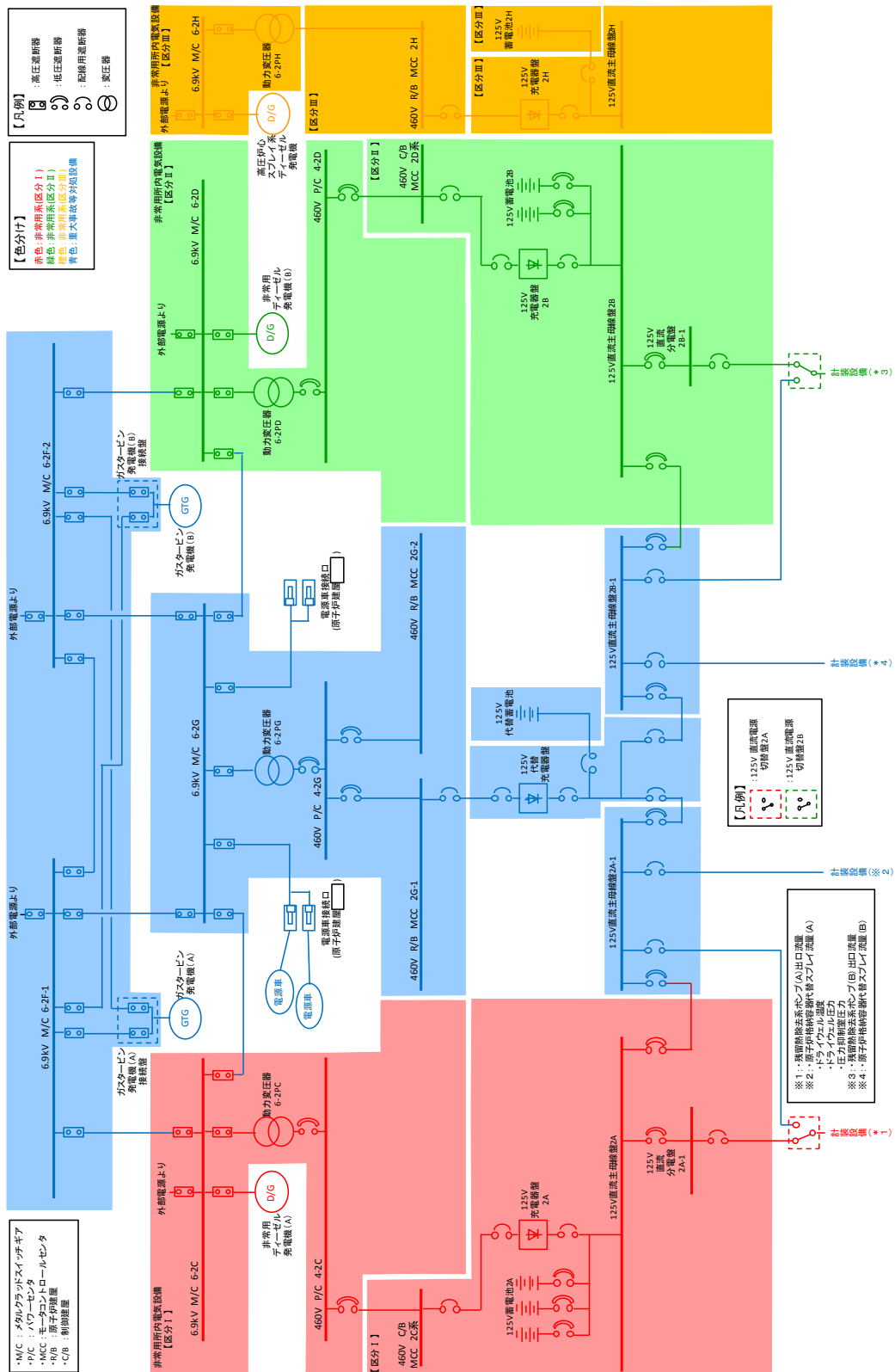


図 57-9-41 単線結線図(直流)  
 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 [49 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 1.3.4 原子炉格納容器下部注水系 [51 条]

原子炉格納容器下部注水系(常設)及び原子炉格納容器下部注水系(可搬型)は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための重大事故等対処設備である。(図 57-9-42 及び図 57-9-43)

原子炉格納容器下部注水系の主要設備を表 57-9-16 に示す。

表 57-9-16 原子炉格納容器下部注水系の主要設備

機能	重大事故等対処設備	代替する設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器下部注水系(常設)</li> <li>原子炉格納容器下部注水系(可搬型)</li> </ul>	—
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水移送ポンプ(A)</li> <li>復水移送ポンプ(B)</li> <li>復水移送ポンプ(C)</li> <li>大容量送水ポンプ(タイプ I)</li> </ul>	—
電気作動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁</li> <li>CRD復水入口弁</li> <li>MUWCサンプリング取出止め弁</li> <li>T/B 緊急時隔離弁</li> <li>R/B B1F緊急時隔離弁</li> <li>R/B 1F緊急時隔離弁</li> <li>FPMUWポンプ吸込弁</li> <li>原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁</li> <li>原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁</li> </ul>	—
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器下部注水流量</li> <li>原子炉格納容器下部水位</li> <li>ドライウェル水位</li> <li>ドライウェル温度</li> <li>復水貯蔵タンク水位</li> </ul>	—

なお、原子炉格納容器下部注水系の各設備は、以下のとおり多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

### (1) ポンプ

原子炉格納容器下部注水系(常設)のポンプ(復水移送ポンプ)は原子炉建屋 $\square$ (原子炉建屋原子炉棟内)に設置し、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)のポンプ(大容量送水ポンプ(タイプ I))は屋外に配備し、位置的分散を図る。(図57-9-44及び図57-9-45)

原子炉格納容器下部注水系(常設)のポンプ(復水移送ポンプ)は、図 57-9-46 及び図 57-9-47 のとおり、ガスタービン発電機又は電源車から代替所内電気設備又は非常用所内電気設備を経由して電源を受電する設計とし、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)のポンプ(大容量送水ポンプ(タイプ I))は、駆動電源を必要としない方式(付属空冷式ディーゼルエンジン)による設計とし、多様性を図る。

### (2) 電気作動弁

復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁、CRD 復水入口弁、MUWC サンプリング取出止め弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁及び原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁は、ガスタービン発電機又は電源車から代替所内電気設備又は非常用所内電気設備を経由して電源を受電する設計とし、多様性を図る。

FPMUW ポンプ吸込弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から電源を受電する設計とし、多様性を図る。

### (3) 計装設備

計装設備は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から電源を受電する設計とし、また可搬型計測器による計測が可能な設計とし、多様性を図る。

なお、計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有する設計とする。

(1)～(3)の多様性を有する設備の電路は、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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

具体的な電路については、表 57-9-17 に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

表 57-9-17 電路ルート図 原子炉格納容器下部注水系 [51 条]

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
2号炉動力用(図 57-9-46 及び図 57-9-47)	図 51- 1～12	57-9-(51- 1～12)
2号炉計装設備用(表 57-9-17-1)	図 51-13～19	57-9-(51-13～19)
2号炉制御用(表 57-9-17-2)	図 51-20～34	57-9-(51-20～34)

なお、単線結線図の番号とルート図の番号については、一致させている。

電気作動弁の制御回路は、非常用所内電気設備からの受電時と代替所内電気設備からの受電時とで、別々に設置する。(図57-9-19及び図57-9-20)

表 57-9-17-1 計装設備用電路 原子炉格納容器下部注水系[51条](1/2)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備			
S1	原子炉格納容器下部注水流速	中央制御室	現場計器 原子炉建屋			
S2	原子炉格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S3	原子炉格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S4	ドライウェル水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S5	ドライウェル水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S6	復水貯蔵タンク水位	中央制御室	現場計器 屋外(CST連絡トレンチ内)			
S7	ドライウェル温度 (ドライウェルフランジ部 (0°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S8	ドライウェル温度 (ドライウェルフランジ部 (180°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S9	ドライウェル温度 (SRV搬出入口上部周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S10	ドライウェル温度 (所員用エアロック上部周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S11	ドライウェル温度 (電気用ベネ部(45°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 57-9-17-1 計装設備用電路 原子炉格納容器下部注水系 [51 条] (2/2)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備			
S12	ドライエール温度 (電気用ベネ部(225°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S13	ドライエール温度 (機器搬出入用ハッチ下部 (315°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S14	ドライエール温度 (機器搬出入用ハッチ下部 (135°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S15	ドライエール温度 (制御棒駆動機構搬出入口下部 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S16	ドライエール温度 (ペデスタル内(90°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			
S17	ドライエール温度 (ペデスタル内(270°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内			

表 57-9-17-2 制御用電路 原子炉格納容器下部注水系[51 条] (1/4)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
S1	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1	
S2	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	
S3	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	
S4	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G	
S5	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	
S6	電源切替操作盤	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管 連絡ライン止め弁	
S7	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	
S8	電源切替操作盤	CRD復水入口弁	
S9	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	
S10	電源切替操作盤	MUWCサンプリング取止め弁	
S11	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	
S12	電源切替操作盤	T/B 緊急時隔離弁	
S13	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	

表 57-9-17-2 制御用電路 原子炉格納容器下部注水系 [51 条] (2/4)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
S14	電源切替操作盤	R/B B1F緊急時隔離弁	
S15	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	
S16	電源切替操作盤	R/B 1F緊急時隔離弁	
S17	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	
S18	電源切替操作盤	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	
S19	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	
S20	電源切替操作盤	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	
S22	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G	
S23	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G	
S24	重大事故時監視盤(1)	125V 直流主母線盤 2A-1	
S25	重大事故時監視盤(2)	125V 直流主母線盤 2B-1	
S26	所内補機制御盤	460V R/B MCC 2C-4	
S27	所内補機制御盤	460V R/B MCC 2D-4	

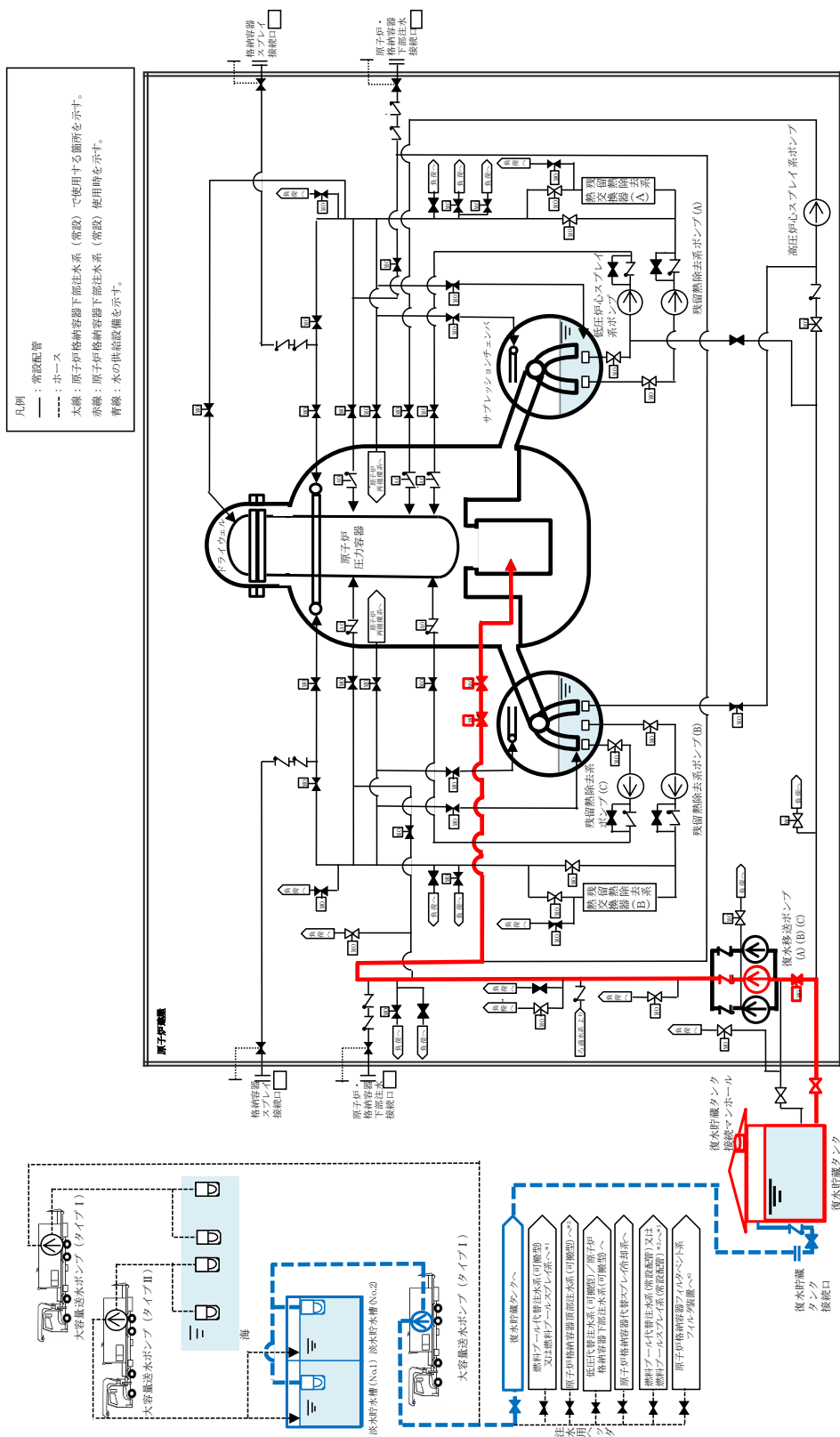


表 57-9-17-2 制御用電路 原子炉格納容器下部注水系 [51 条] (3/4)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
S28	所内補機制御盤	460V R/B MCC 2D-4	
S30	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	
S31	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	
S32	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	
S33	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	
S34	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	
S35	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-2	
S36	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	
S37	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	
S38	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G	
S39	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G	
S40	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G	
S41	注水系制御盤	ロジック盤 (HOLD)	

表 57-9-17-2 制御用電路 原子炉格納容器下部注水系 [51 条] (4/4)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
S50	中央制御室盤	125V 直流主母線盤 2B-1	
S51	125V 直流主母線盤 2B-1	FPMUW ポンプ吸込弁	



\*1：同時使用は考慮しない  
 \*2：自主対策設備  
 \*3：海を水源とした補給は行わない

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

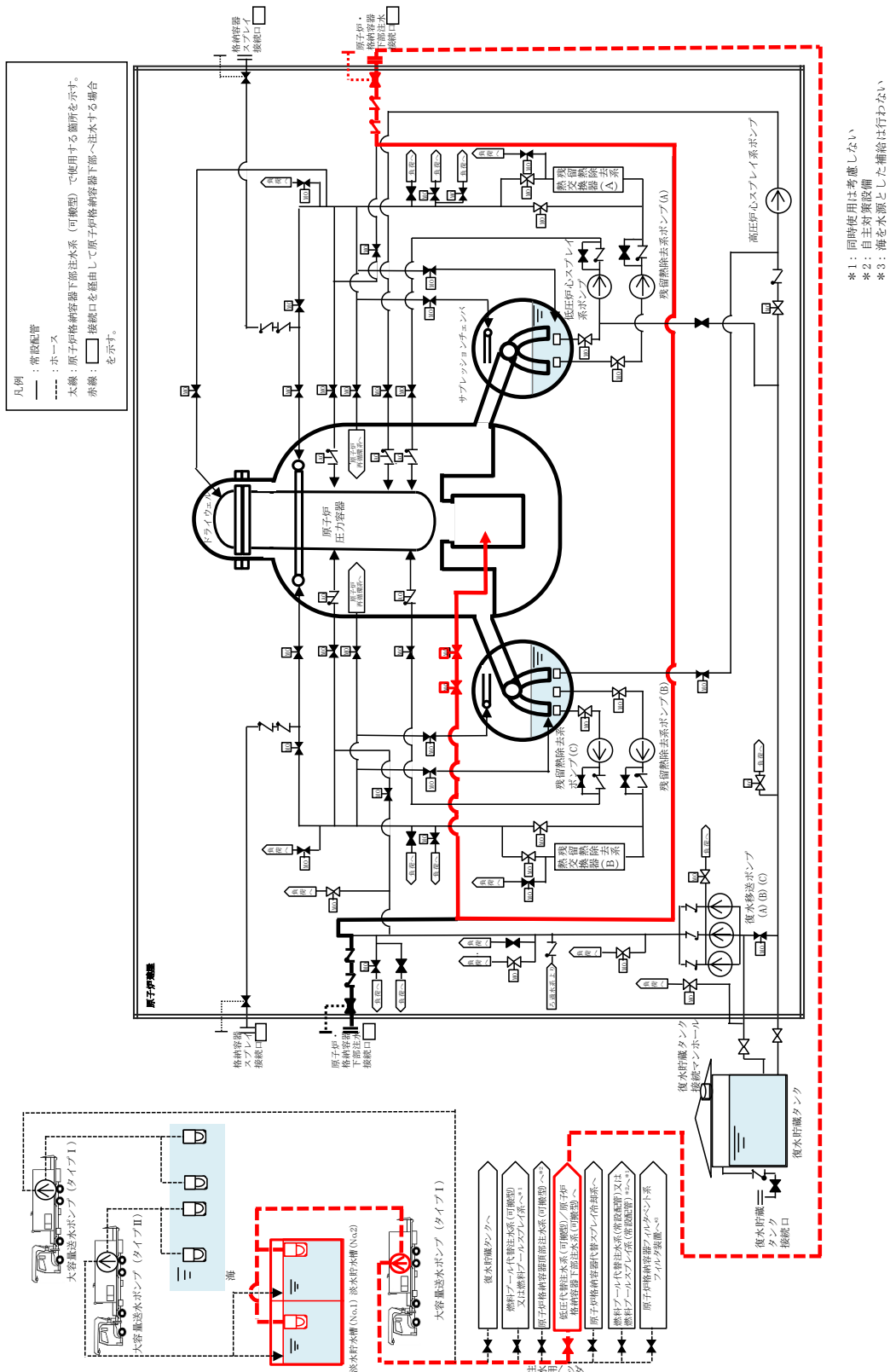


図 57-9-43 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)の系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

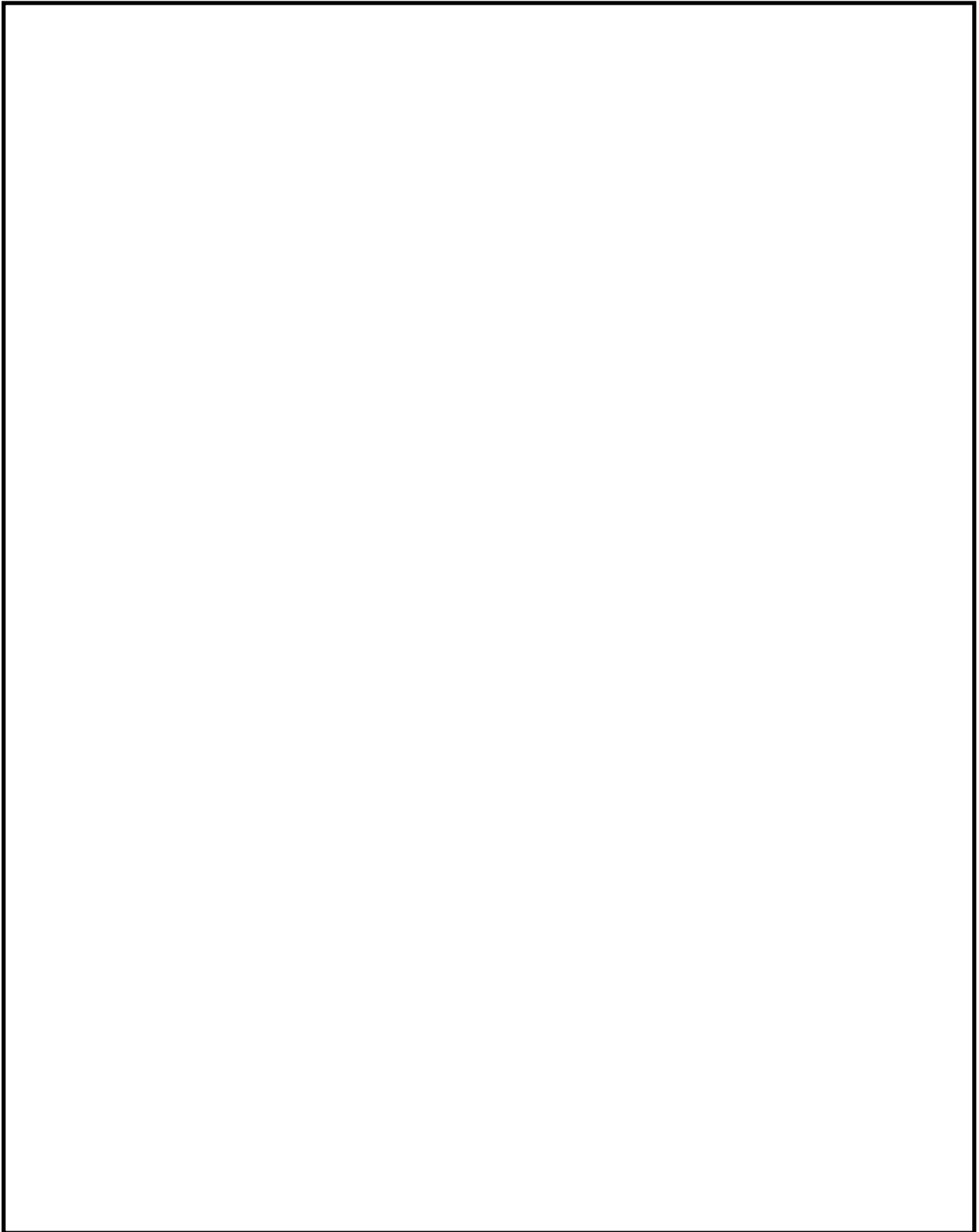


図 57-9-44 原子炉格納容器下部注水系(常設)  
及び原子炉格納容器下部注水系(可搬型)の配置図(1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

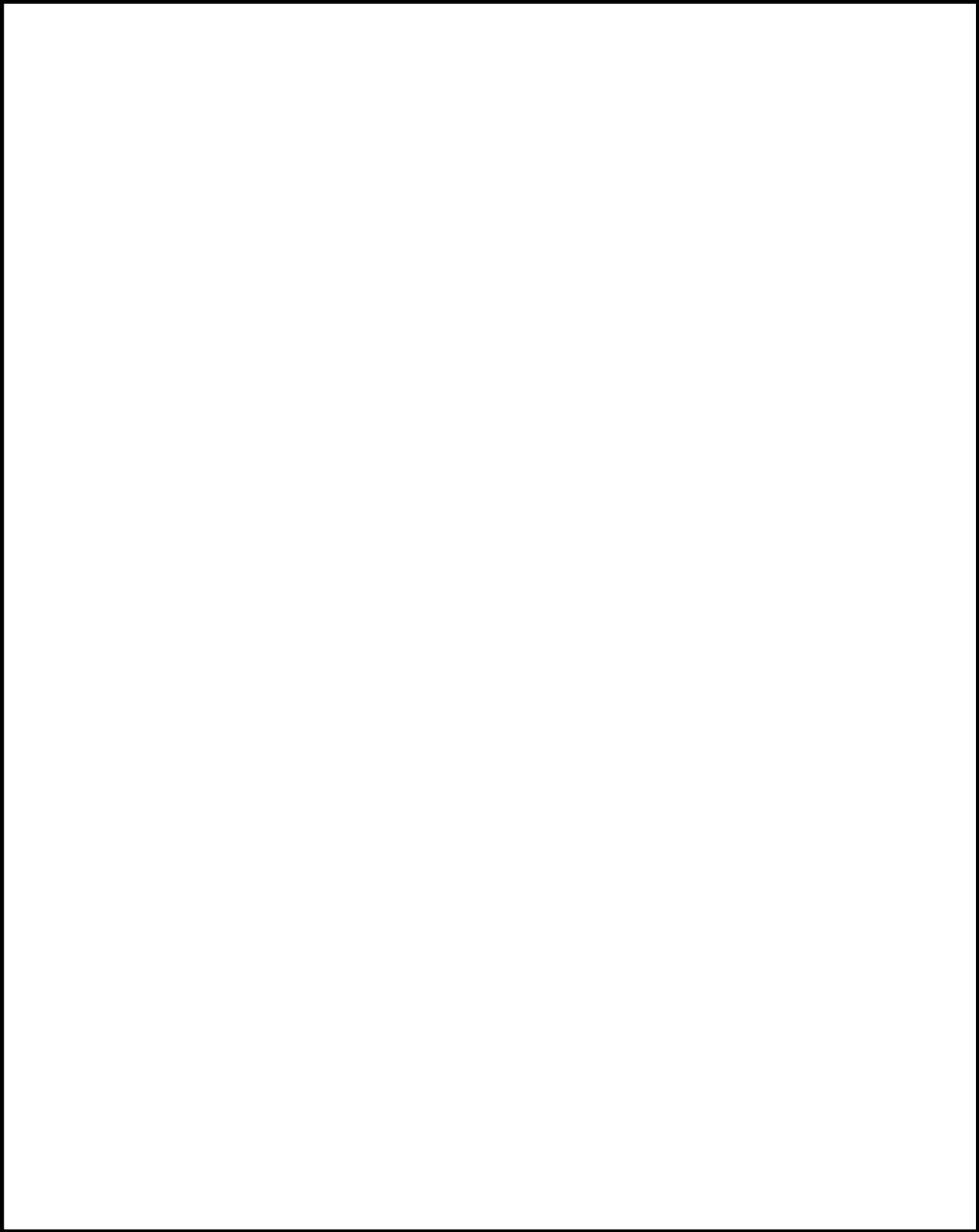


図 57-9-45 原子炉格納容器下部注水系(常設)  
及び原子炉格納容器下部注水系(可搬型)の配置図(2/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

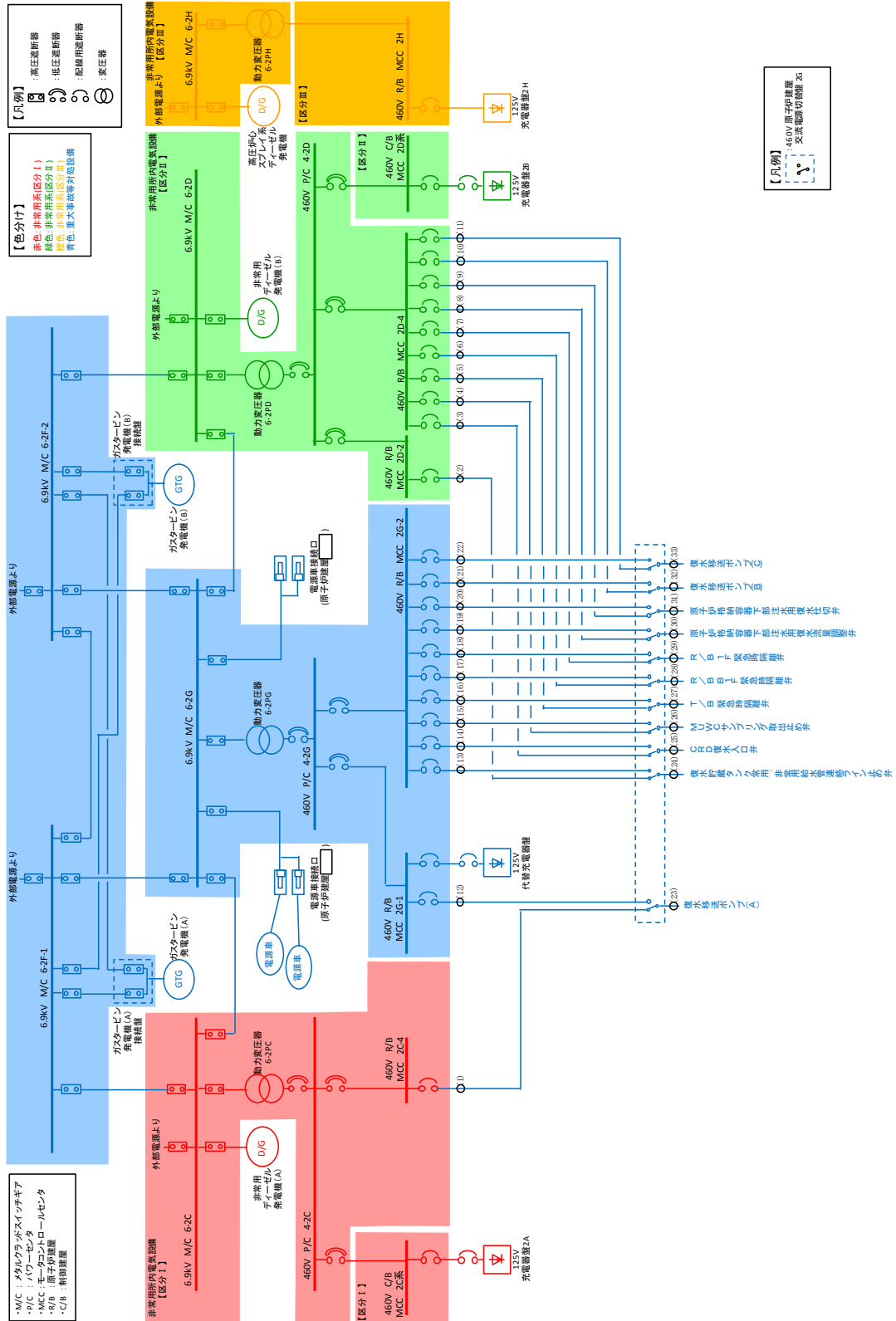


図 57-9-46 単線結線図(交流)  
 原子炉格納容器下部注水系 [51 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

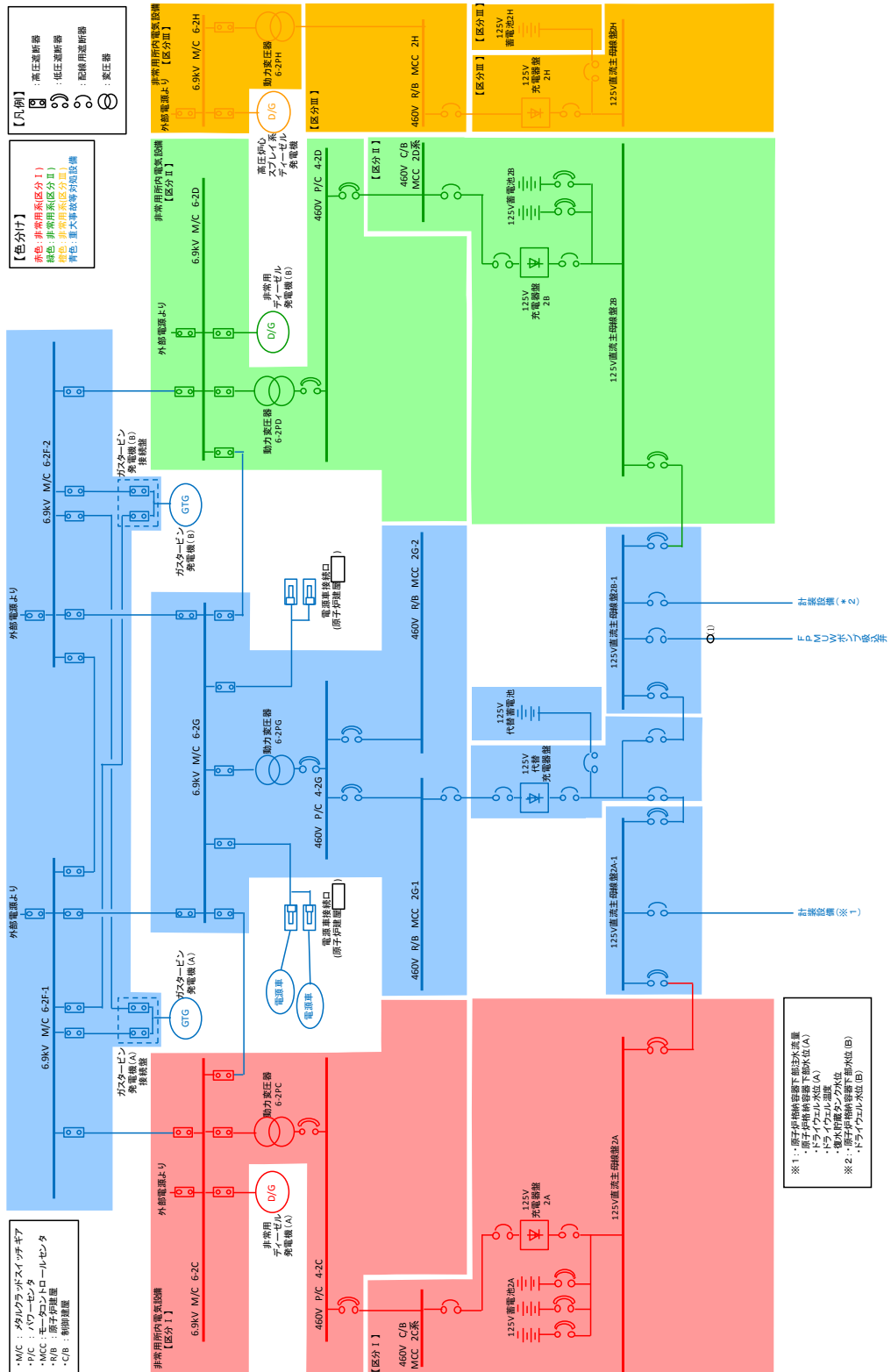


図 57-9-47 単線結線図(直流)  
原子炉格納容器下部注水系 [51 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



項目	内容	系統機能																										各負荷容量	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26		
37	炉心保護	高圧・低圧注水機能喪失																											
		高圧注水・減圧機能喪失																											
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗																											
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗																											
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失																											
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗																											
		前場熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)																											
		前場熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)																											
	原子炉停止機能喪失																												
	LOCA時注水機能喪失																												
	格納容器維持	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)																											
		格納容器気圧・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)代替循環冷却系を使用する場合																											
格納容器気圧・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)代替循環冷却系を使用しない場合																													
水素燃焼																													
高圧溶融物放出/格納容器旁路気直接加熱																													
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																													
想定事故1																													
想定事故2																													
停止炉心の維持・制御	前場熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)																												
	全交流動力電源喪失																												
	原子炉冷却材の流出																												
	反応度の誤投入																												
38	49	重大事故等対処設備の地盤																											
39	50	地震による損傷の防止																											
40	51	津波による損傷の防止																											
41	52	火災による損傷の防止																											
42	53	(対象外)特定重大事故等対処施設																											
43	54	重大事故等対処設備																											
44	59	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未過熱にするための設備																											
		代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入																											
		原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制																											
		ほろろ水注入系																											
		出力急上昇の防止																											

○ : 使用負荷

(○) : 2系のうち待機系

項目	機能	系統機能		使用負荷		2系のうち待機系		備考
		○	○	○	○	○	○	
45	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	高圧代替注水系による原子炉の冷却						502.3
46	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	主蒸気逃がし安全弁						14.0
		原子炉減圧の自動化						3.0
47	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	可搬型代替直流電源設備による減圧						3.0
		高圧窒素ガス供給系(非常用)による作動窒素ガス確保						11.0
		代替高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保						12.0
48	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	低圧代替注水系(常設)による原子炉の冷却						3.0
		原子炉補機代替冷却水系による除熱						3.0
49	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器の減圧及び除熱						3.0
		原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱						3.0
50	原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための設備	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却						3.0
		原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱						3.0
51	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	原子炉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						3.0
		原子炉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						3.0
		溶融炉心の落下遅延又は防止(高圧代替注水系)						3.0
		溶融炉心の落下遅延又は防止(ほう酸水注入系)						3.0
52	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	溶融炉心の落下遅延又は防止(低圧代替注水系(常設))						3.0
		溶融炉心の落下遅延又は防止(低圧代替注水系(可搬型))						3.0
		原子炉格納容器フィルタ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						3.0
		原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視						3.0
53	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	静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制						3.0
		原子炉建屋内の水素濃度監視						3.0
54	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水						3.0
		燃料プールのスプレイ系による使用済燃料プールへのスプレイ						3.0
		大気への放射性物質の拡散抑制						3.0
55	工場外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	重大事故等時における使用済燃料プールの除熱						3.0
		使用済燃料プールの監視						3.0
56	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	大気への放射性物質の拡散抑制						3.0
		航空機燃料火災への泡消火						3.0
57	電源設備	海洋への放射性物質の拡散抑制						3.0
		重大事故等収束のための水源						3.0
58	計装設備	水の供給						3.0
		居住性の確保						3.0
59	原子炉制御室	照明の確保						3.0
		被ばく線量の低減						3.0
60	監視測定設備						3.0	
61	緊急時対策所						3.0	
62	通信連絡を行うために必要な設備	発電所内の通信連絡						3.0
		発電所外の通信連絡						3.0
各負荷容量								3.7

○ : 使用負荷  
 (○) : 2系のうち待機系



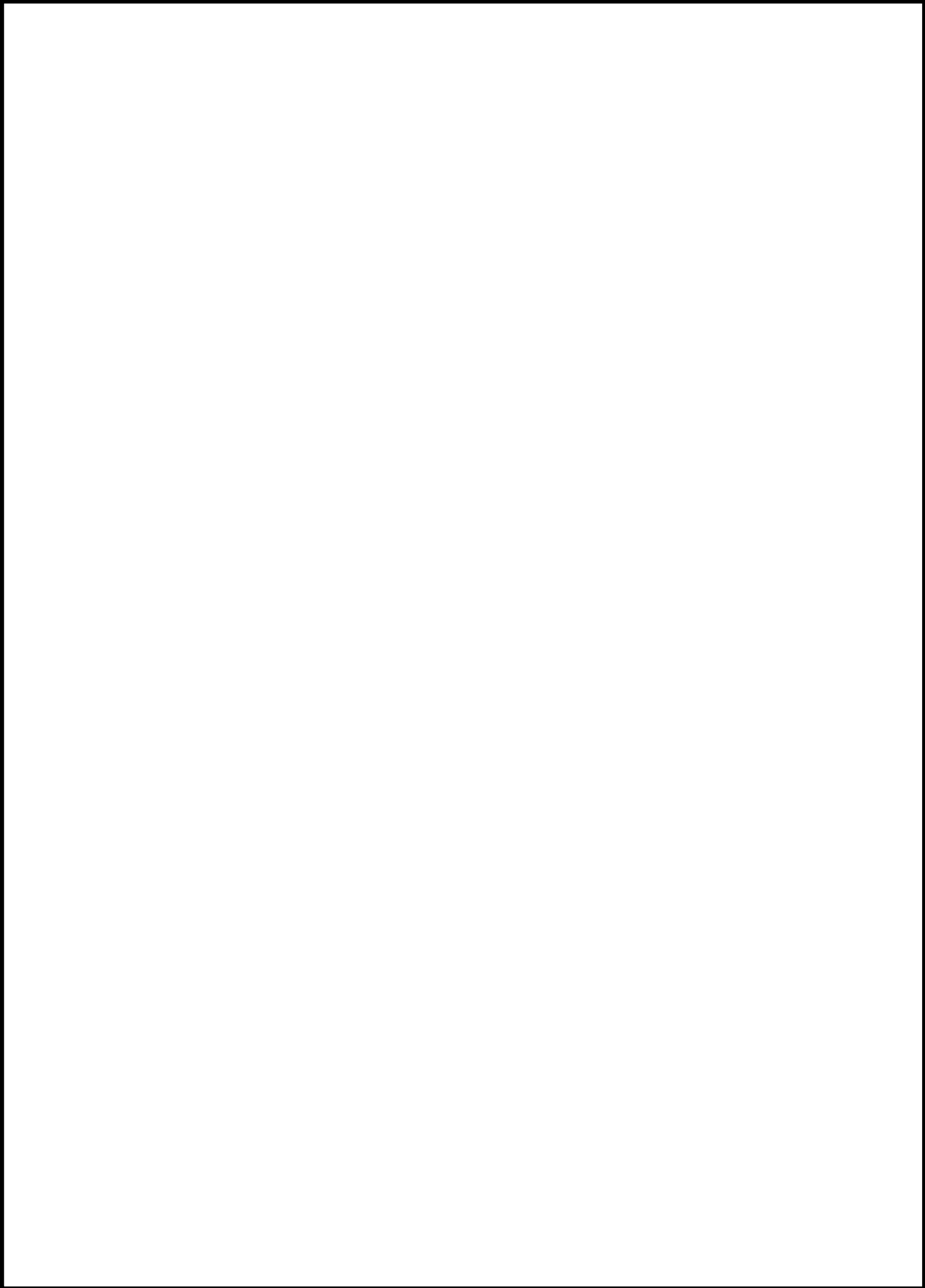



図 47-1 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-1)

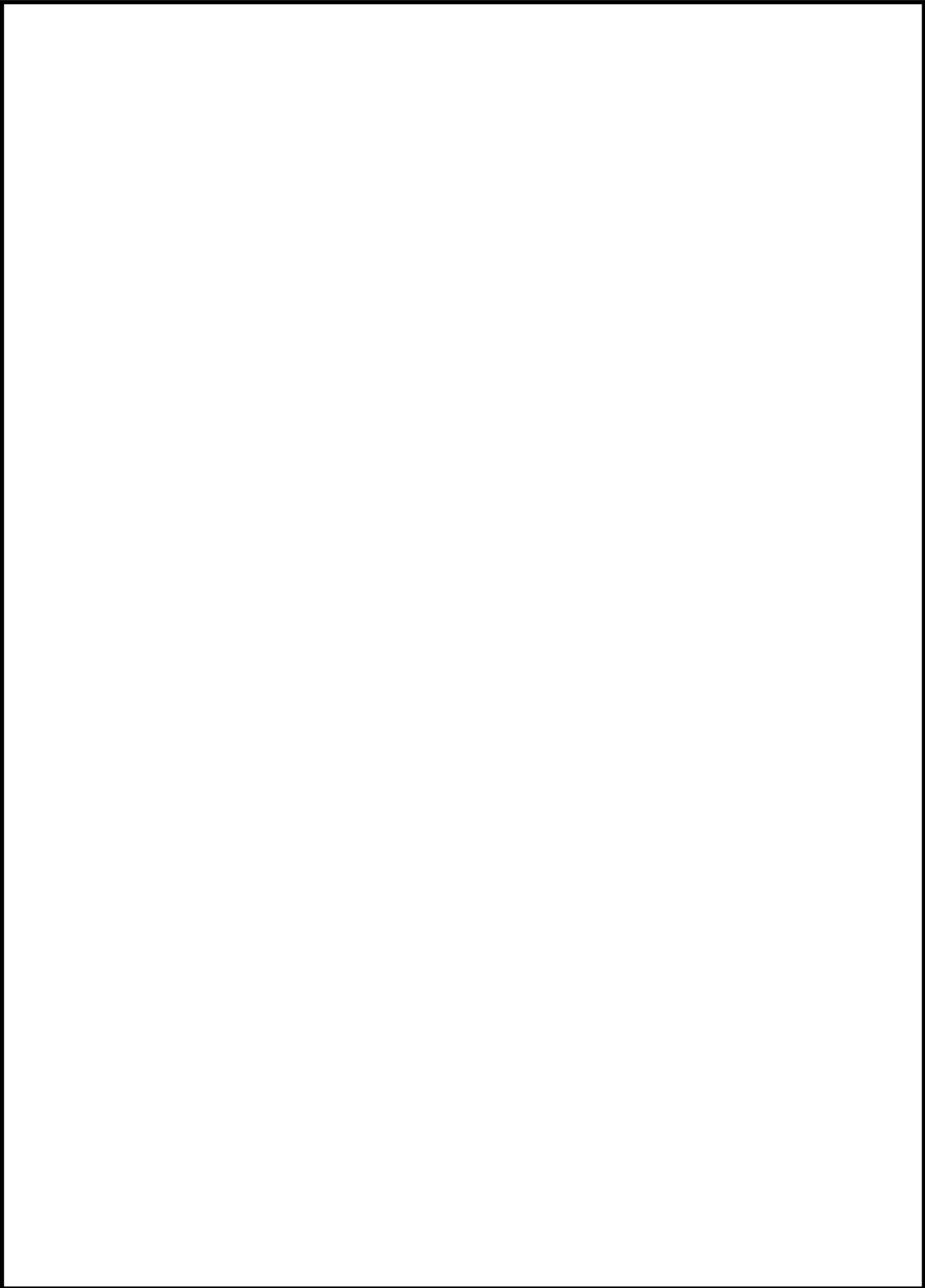

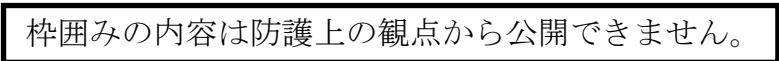


図 47-2 2号炉原子炉建屋 

 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

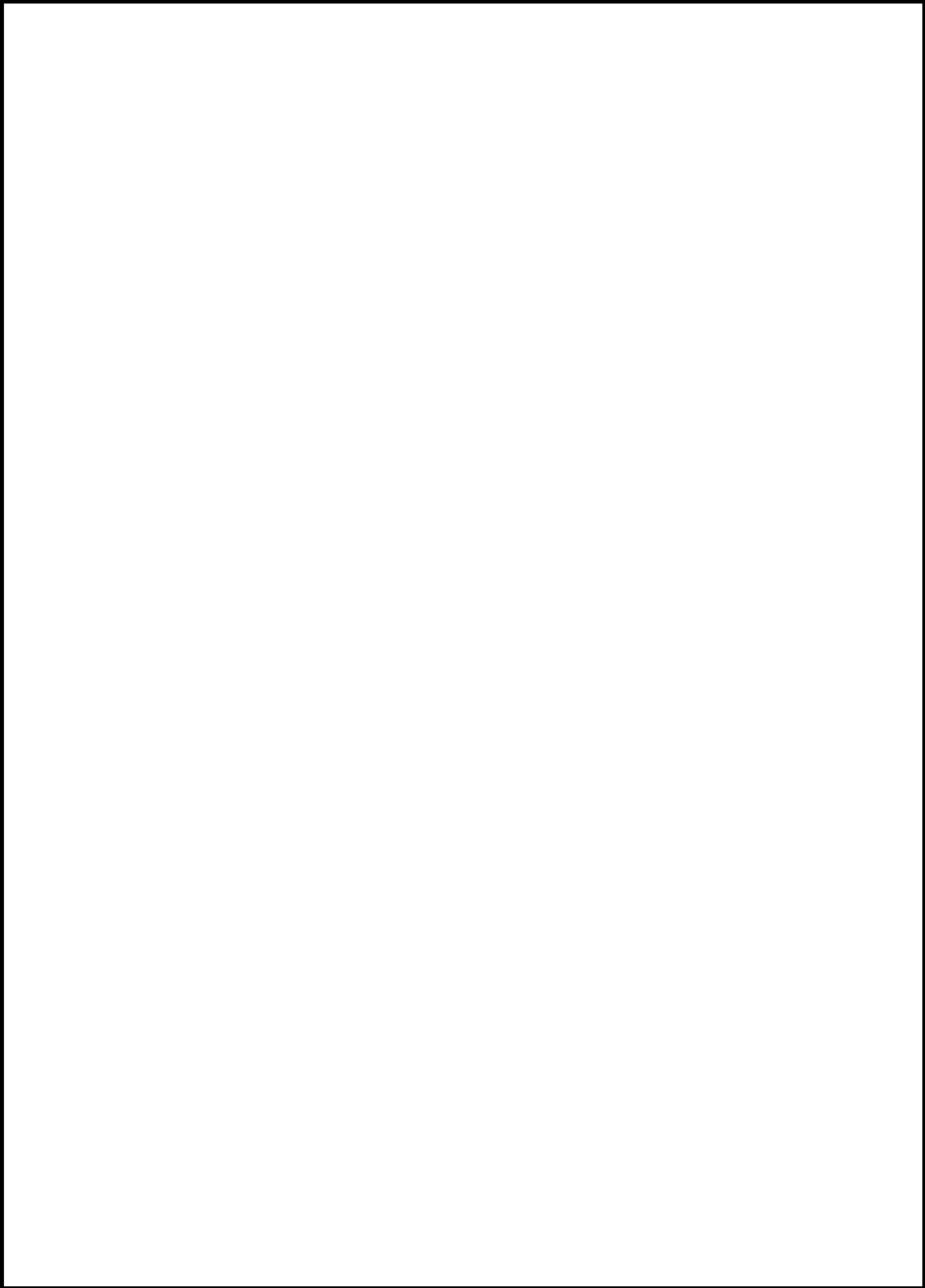



図 47-3 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-3)

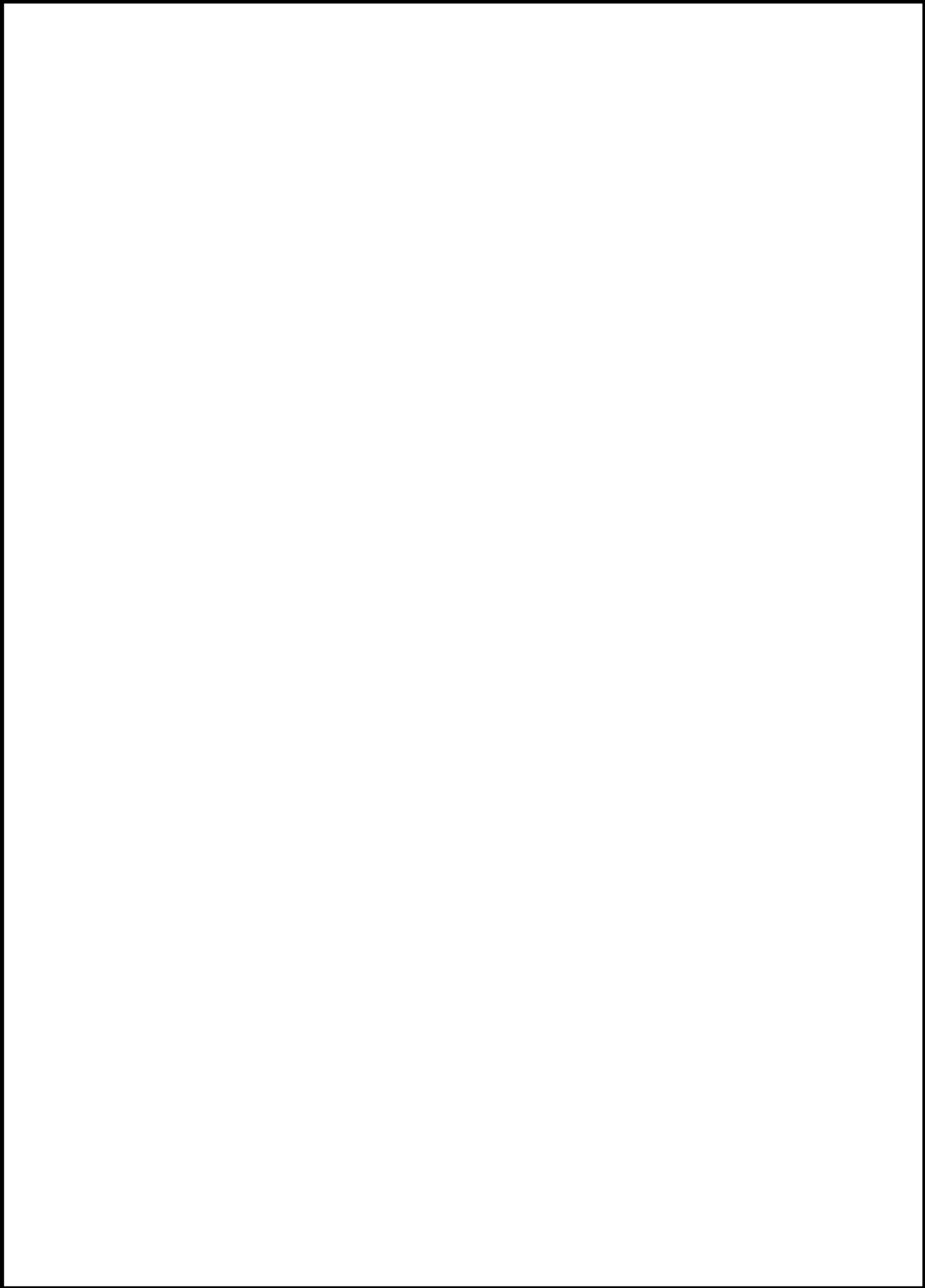



図 47-4 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-4)

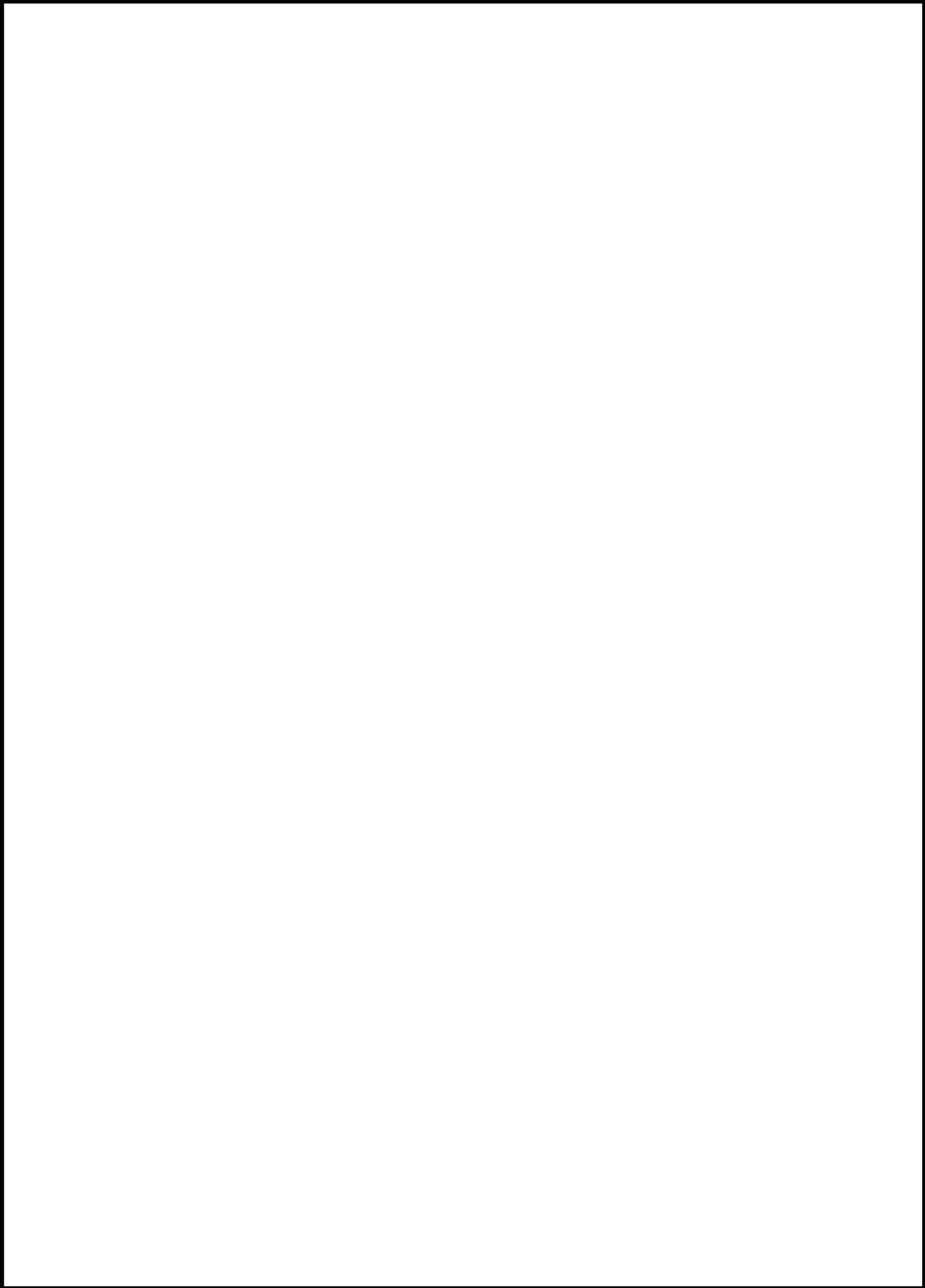



図 47-5 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-5)



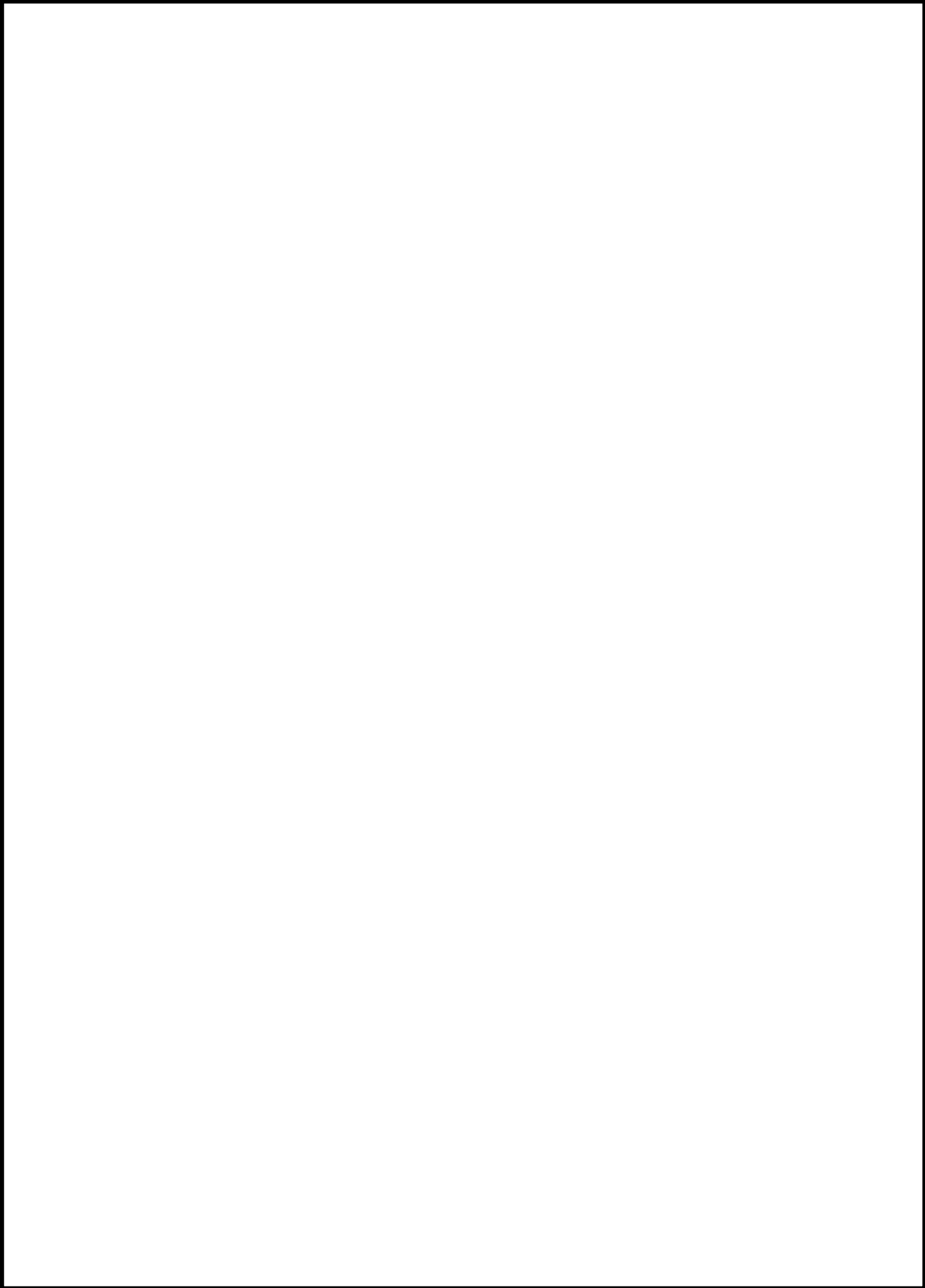



図 47-6 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-6)

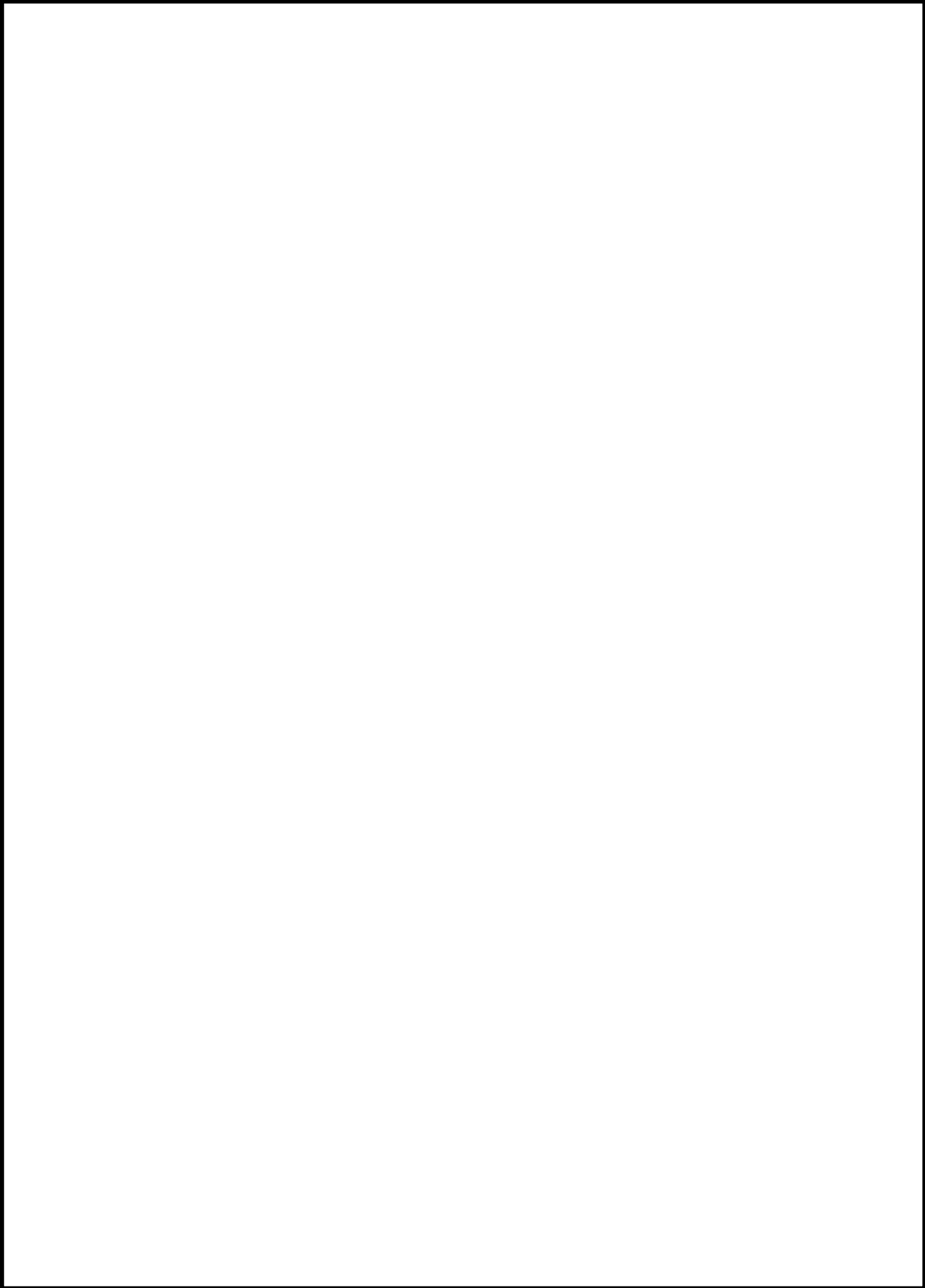



図 47-7 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-7)

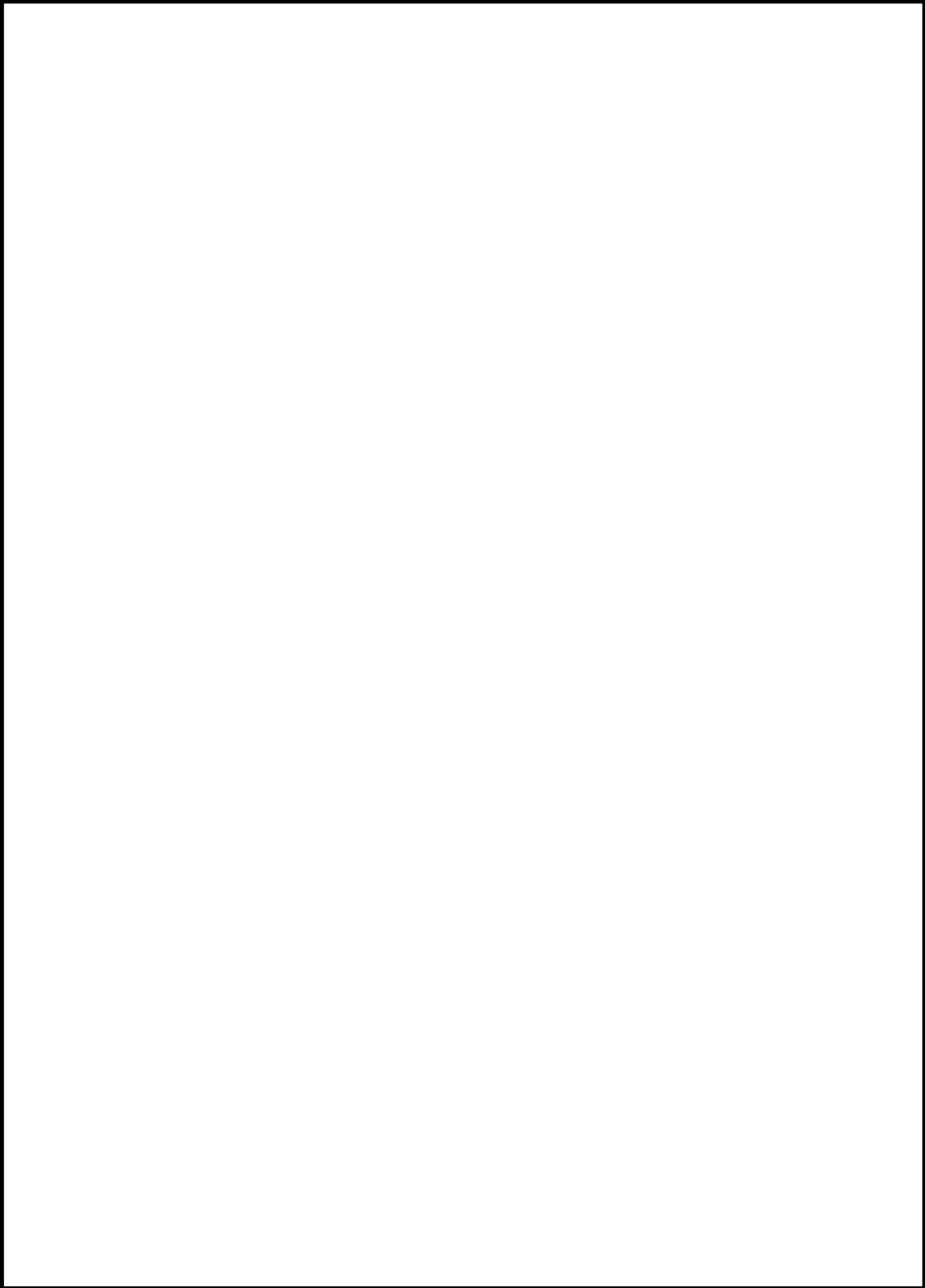



図 47-8 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-8)

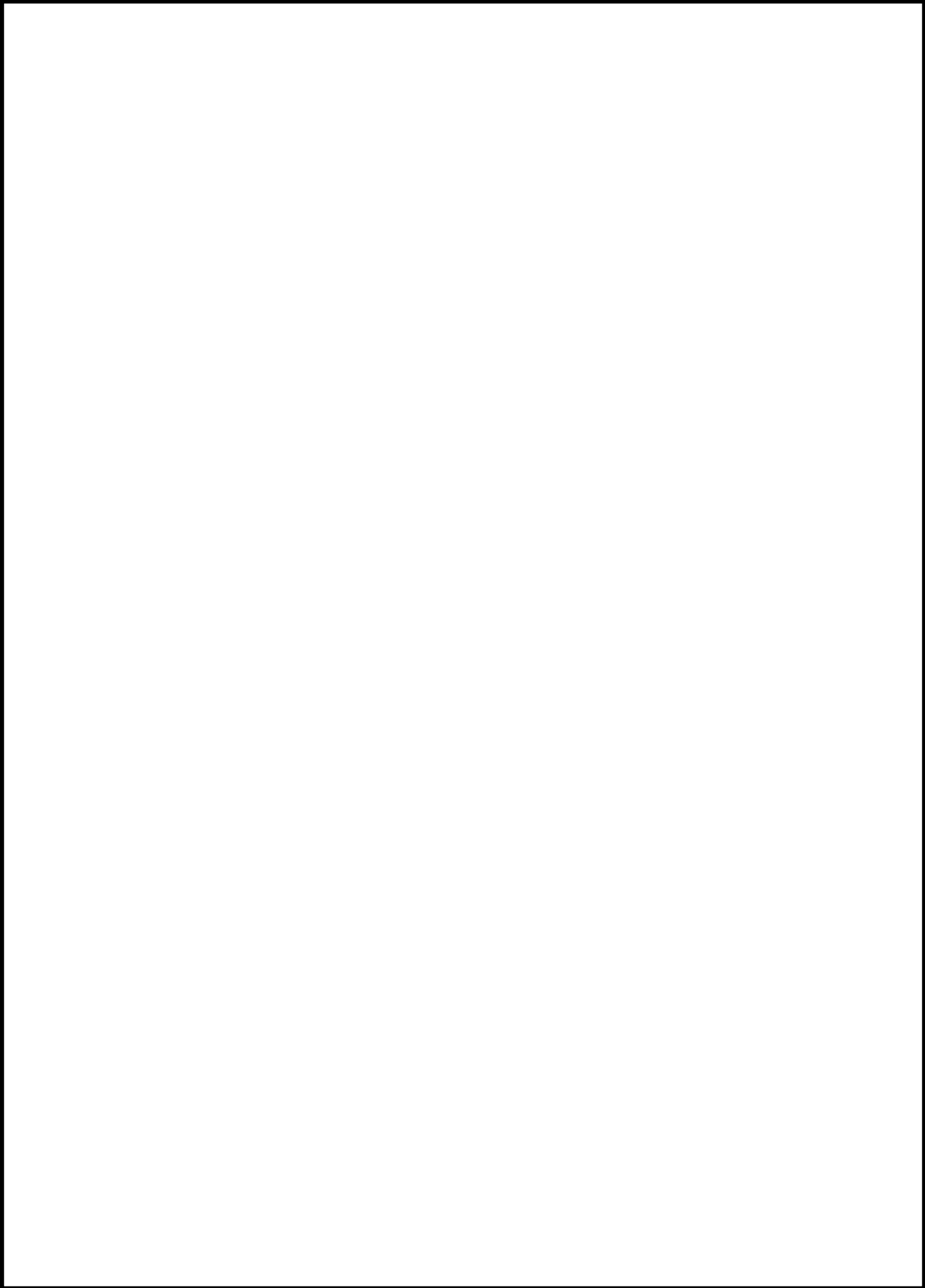



図 47-9 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-9)

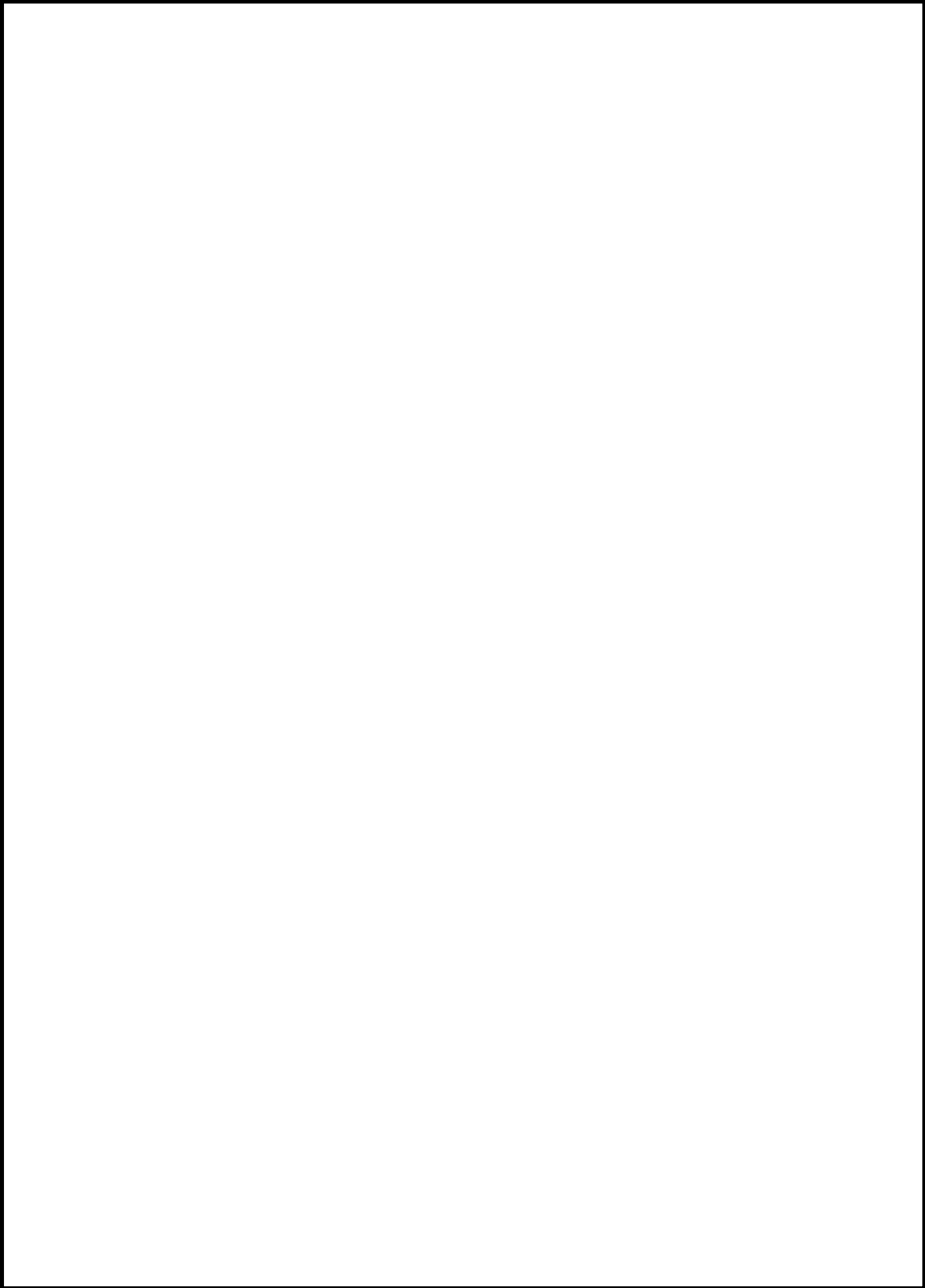



図 47-10 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-10)

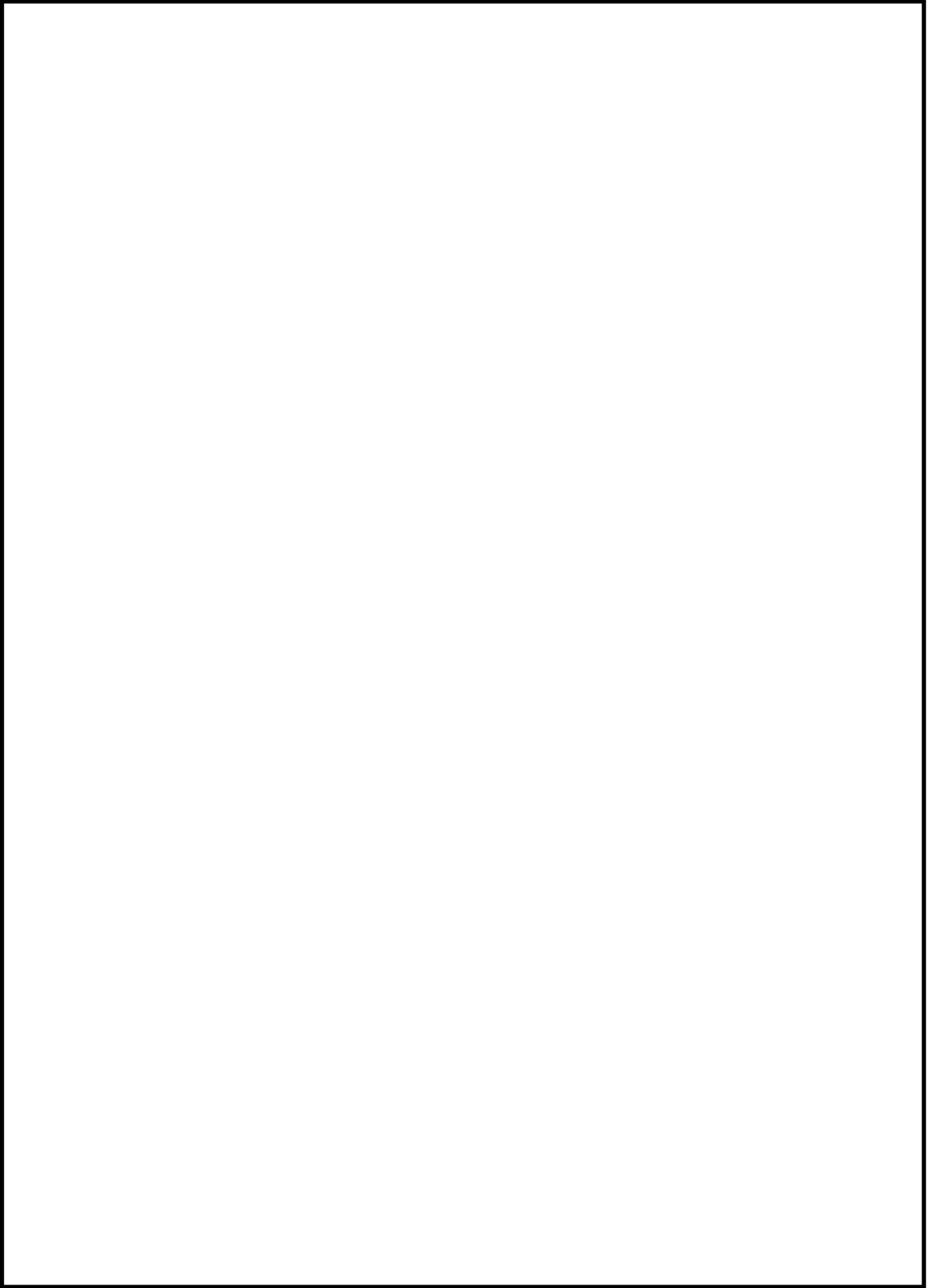



図 47-11 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-11)

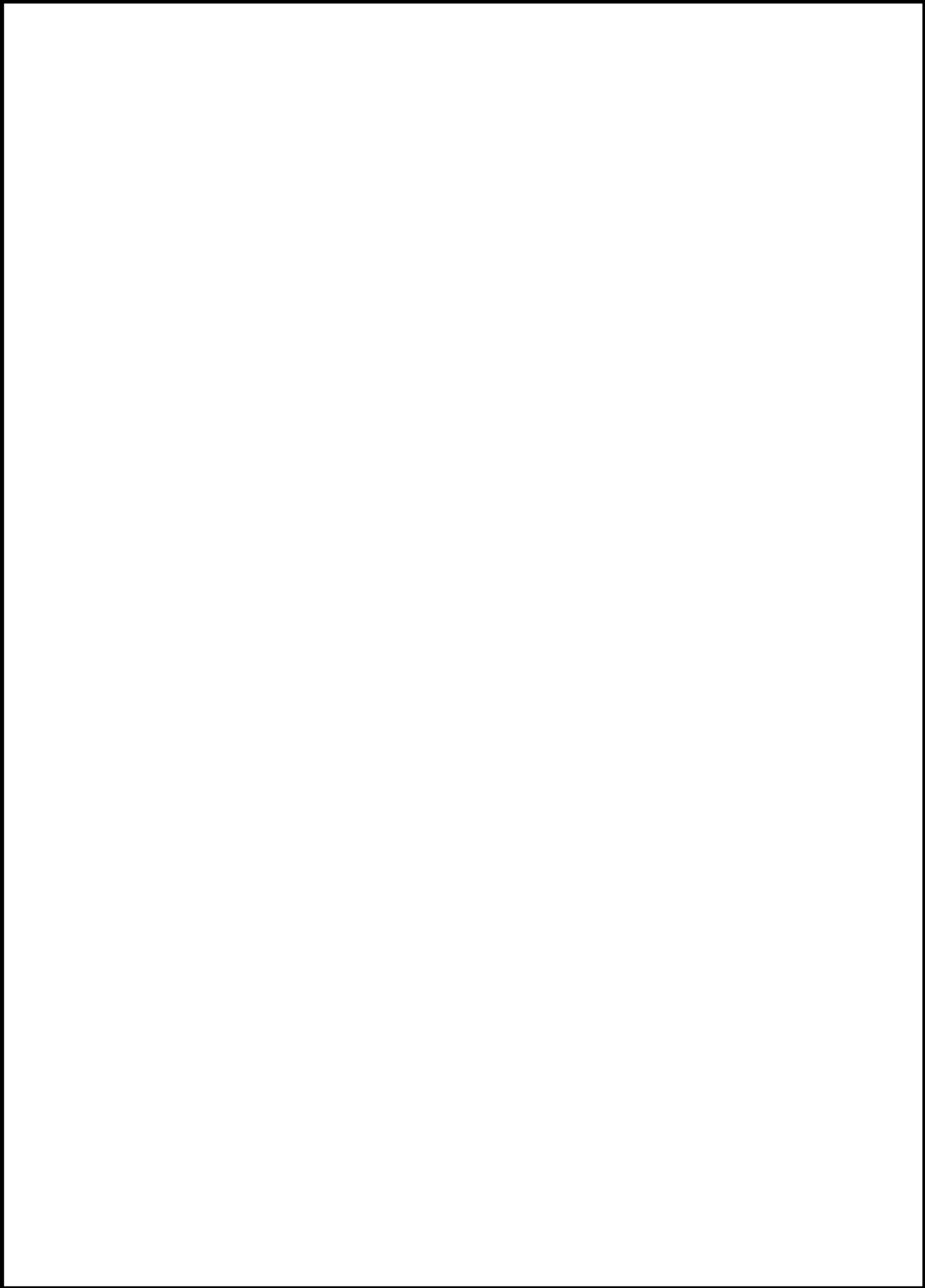



図 47-12 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

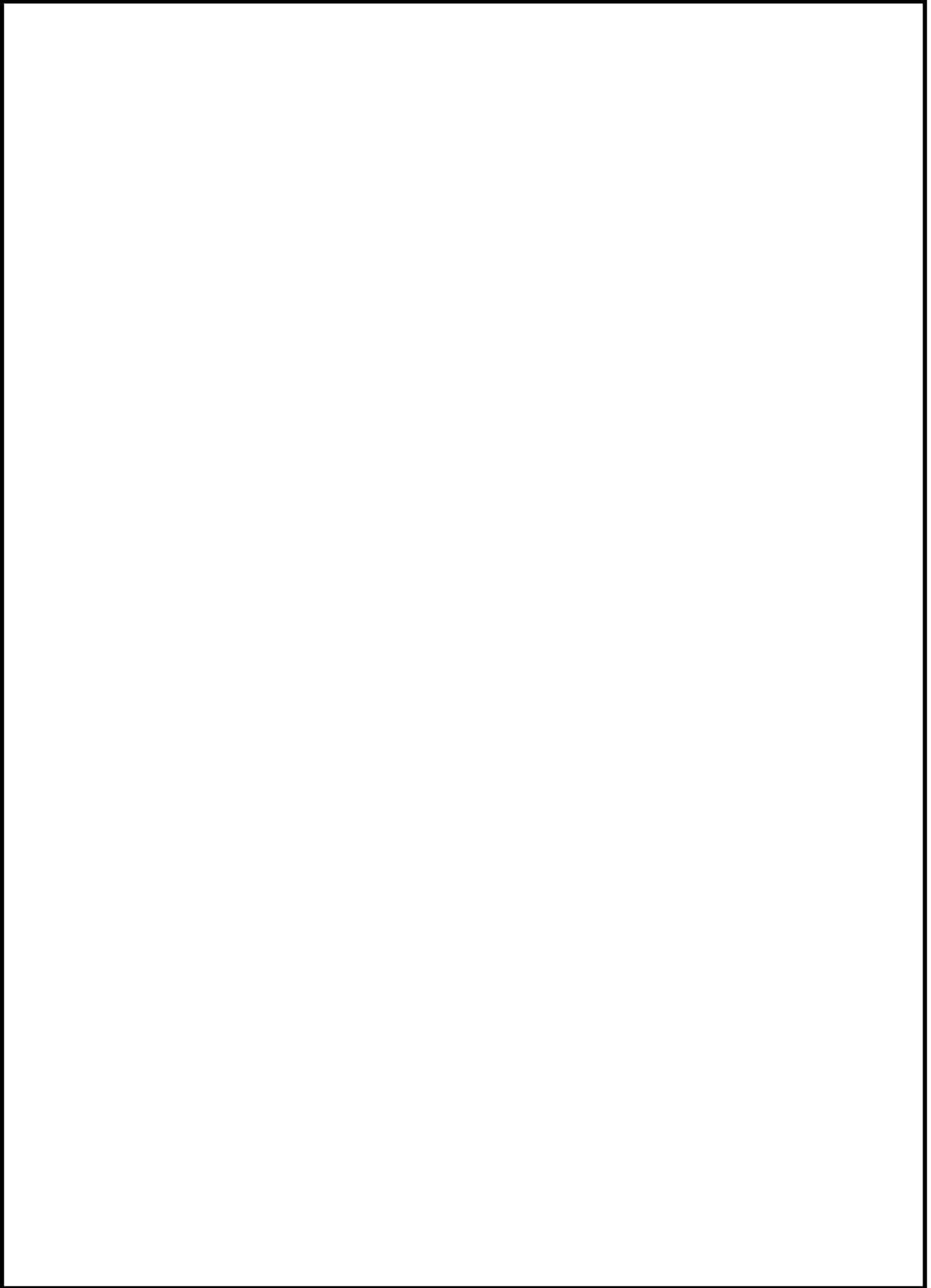



図 47-13 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-13)



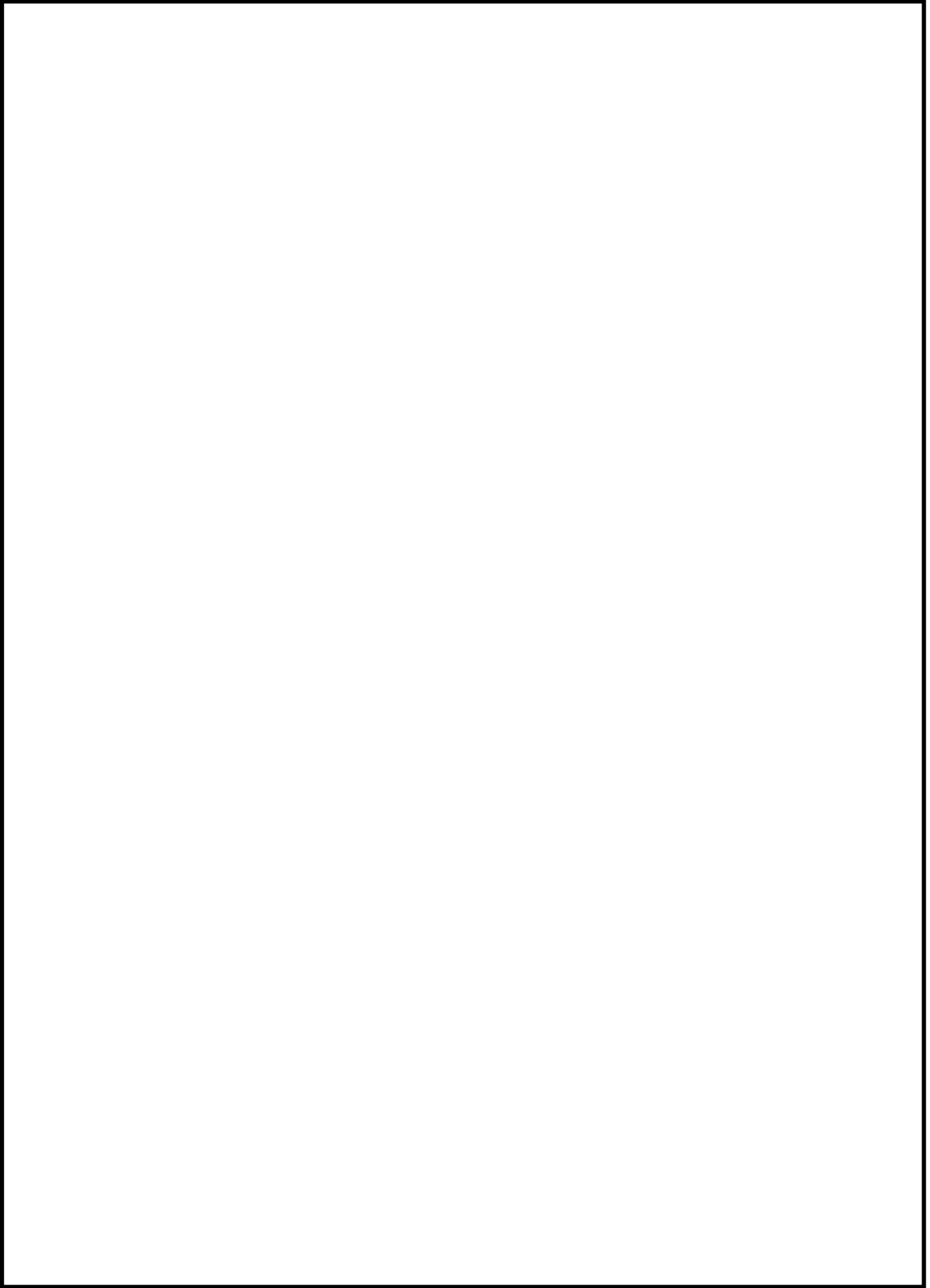



図 47-14 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-14)

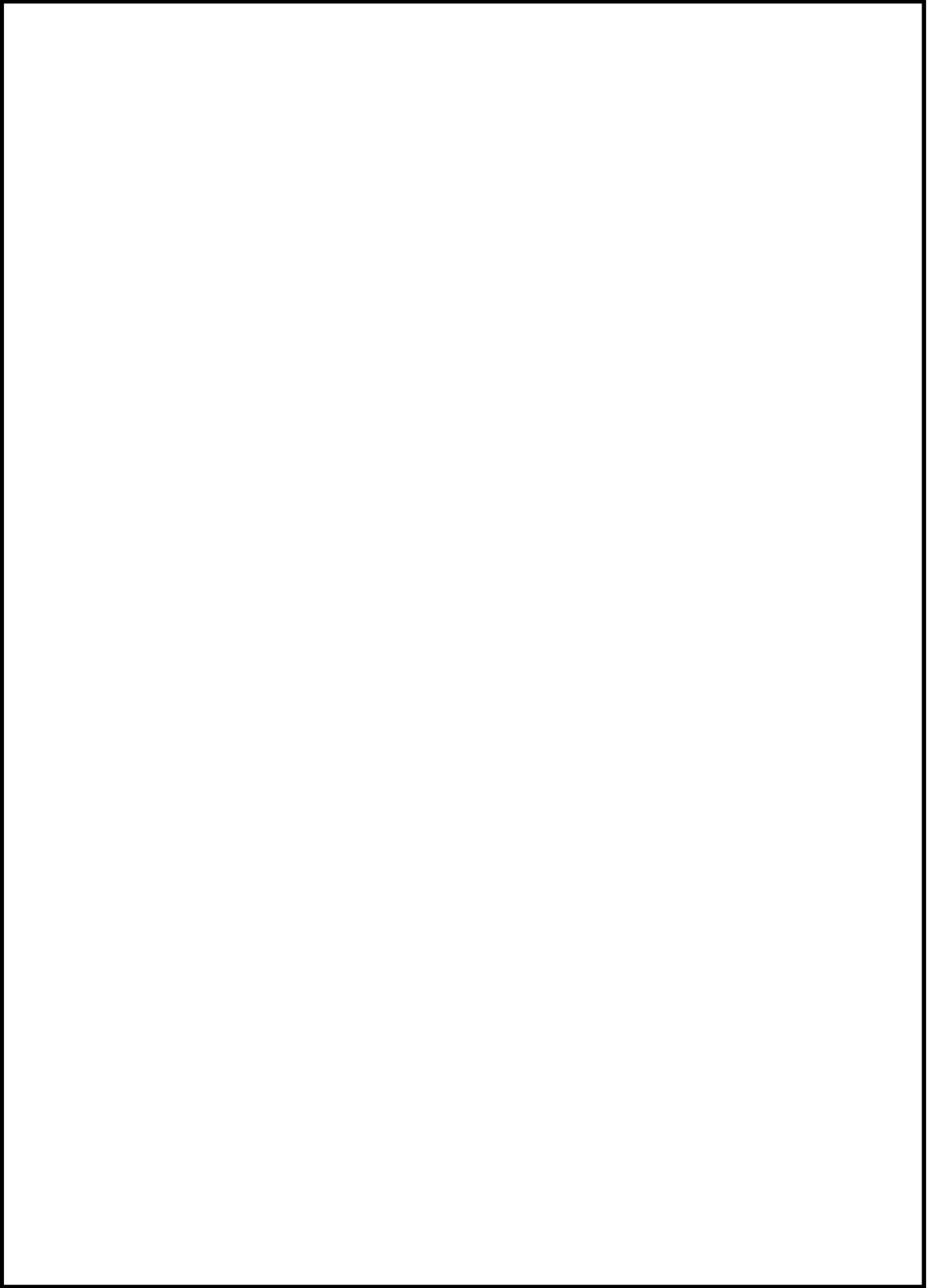



図 47-15 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-15)

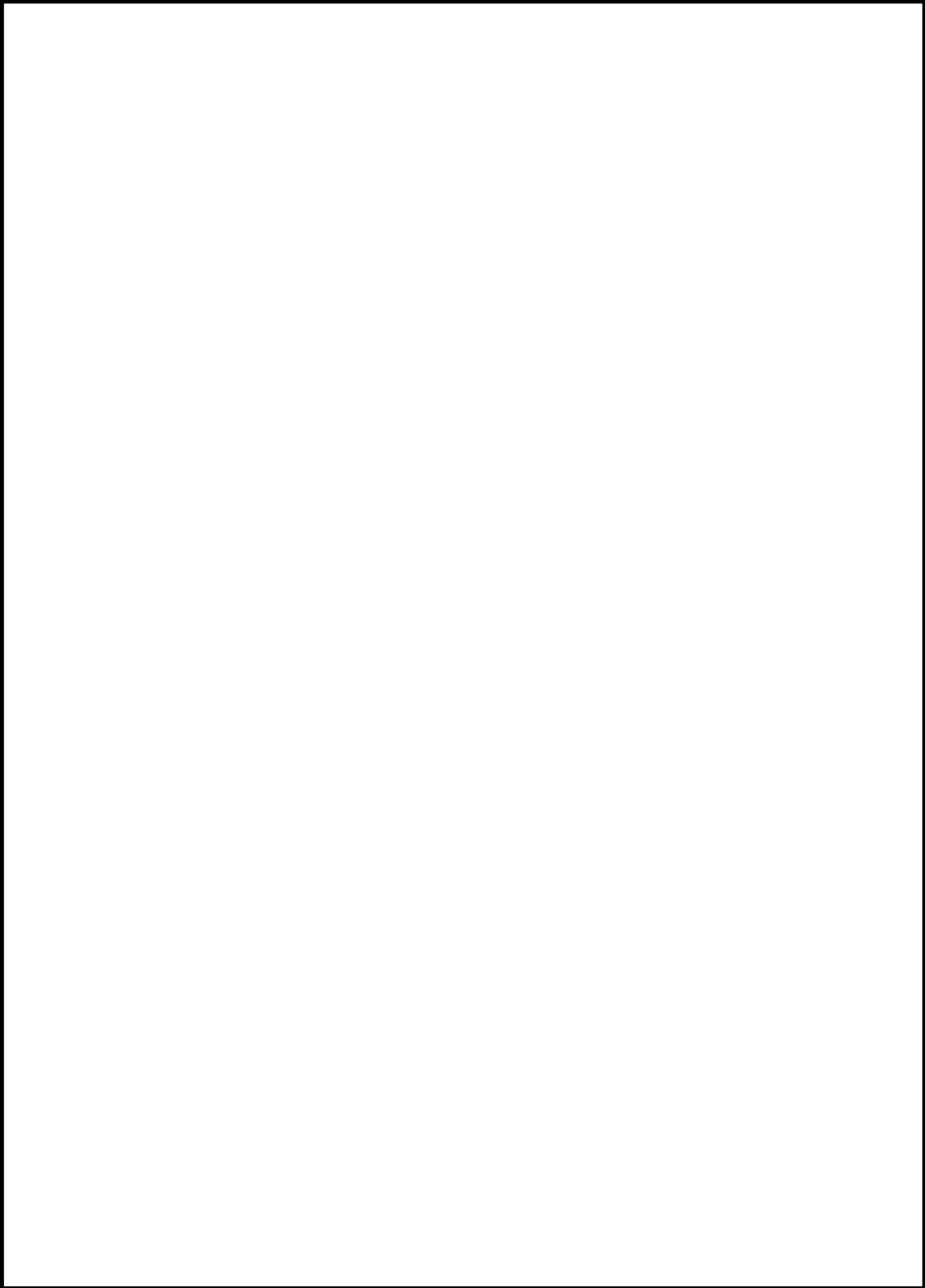



図 47-16 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

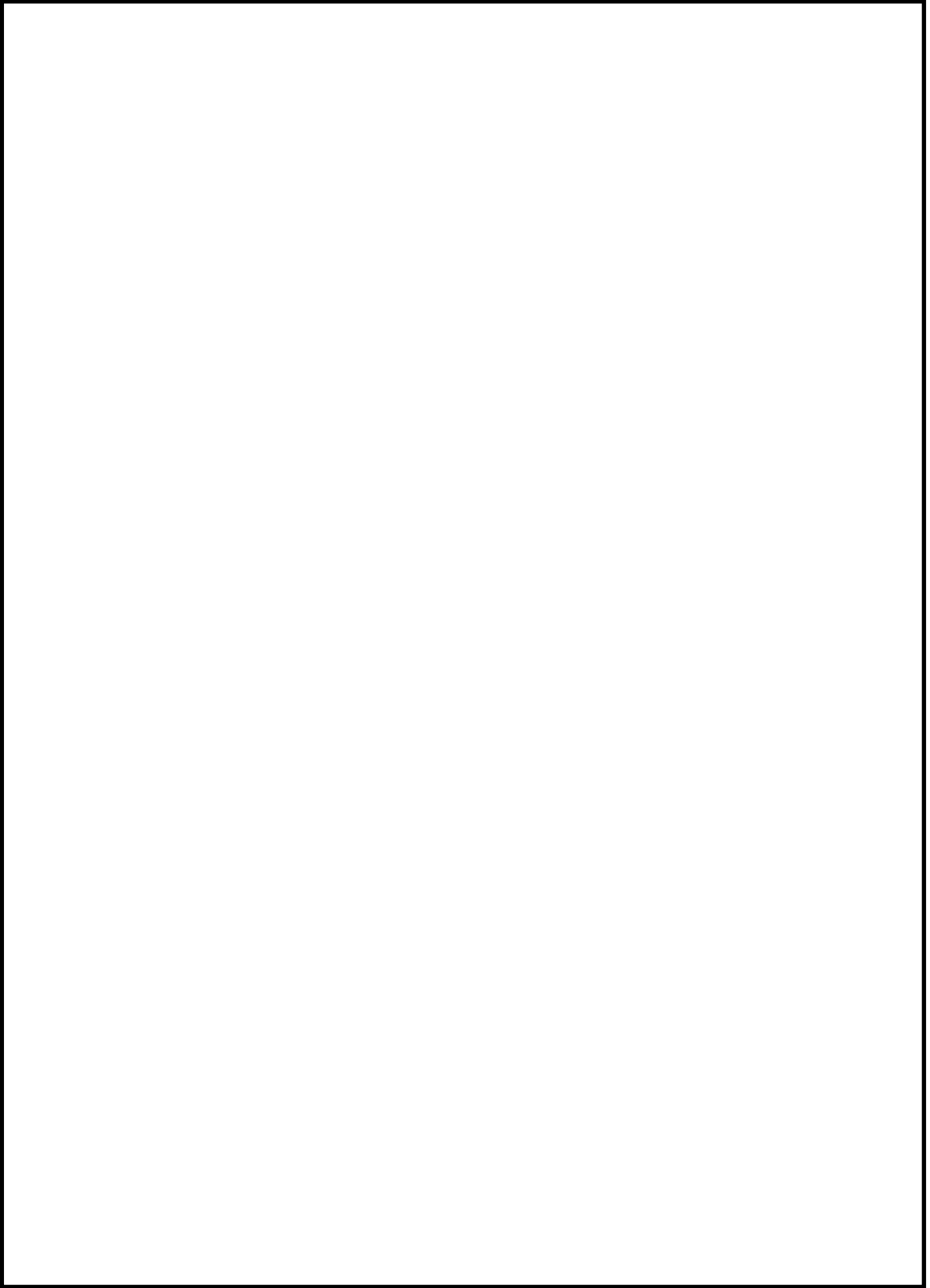



図 47-17 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-17)

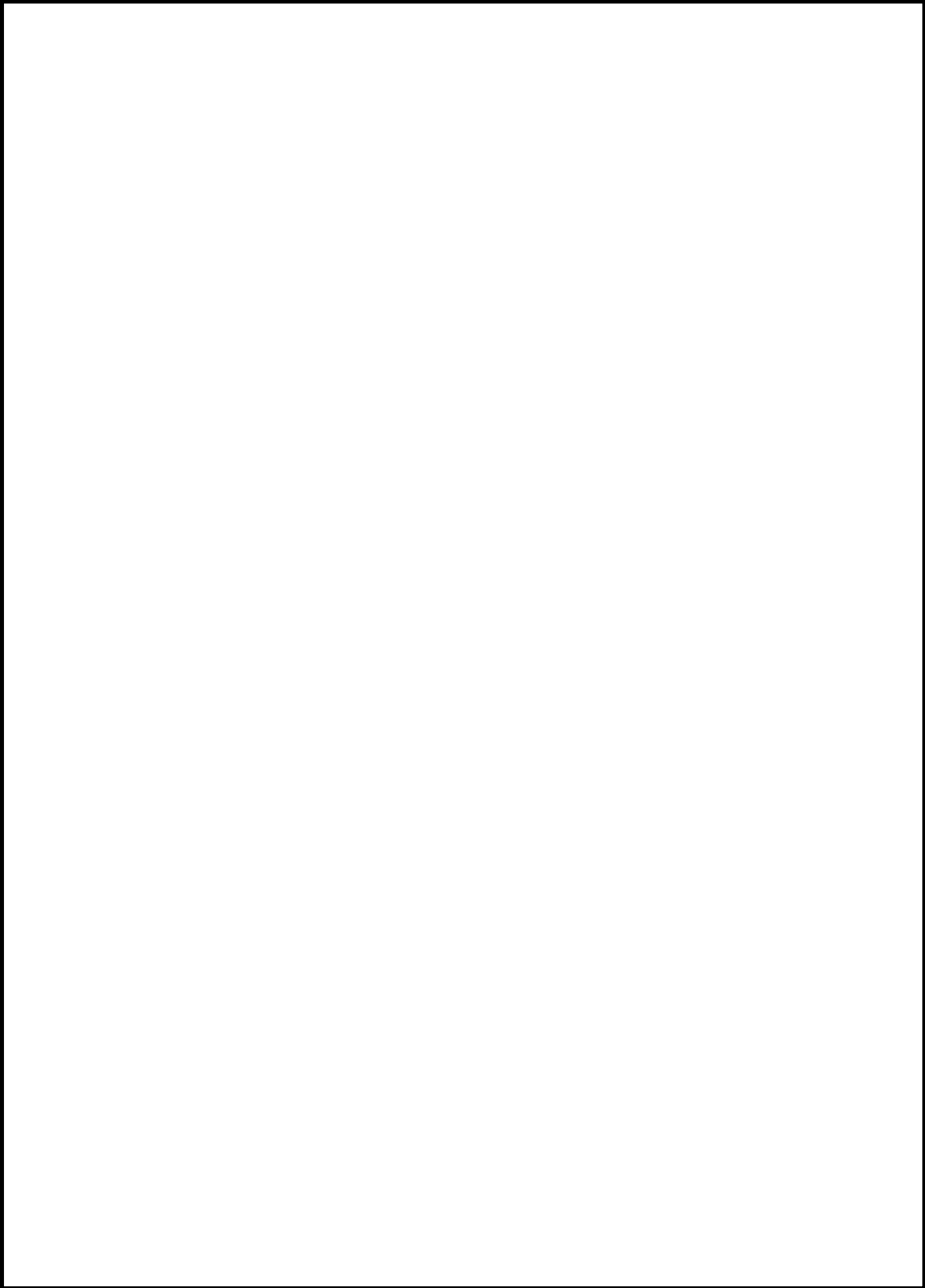



図 47-18 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-18)

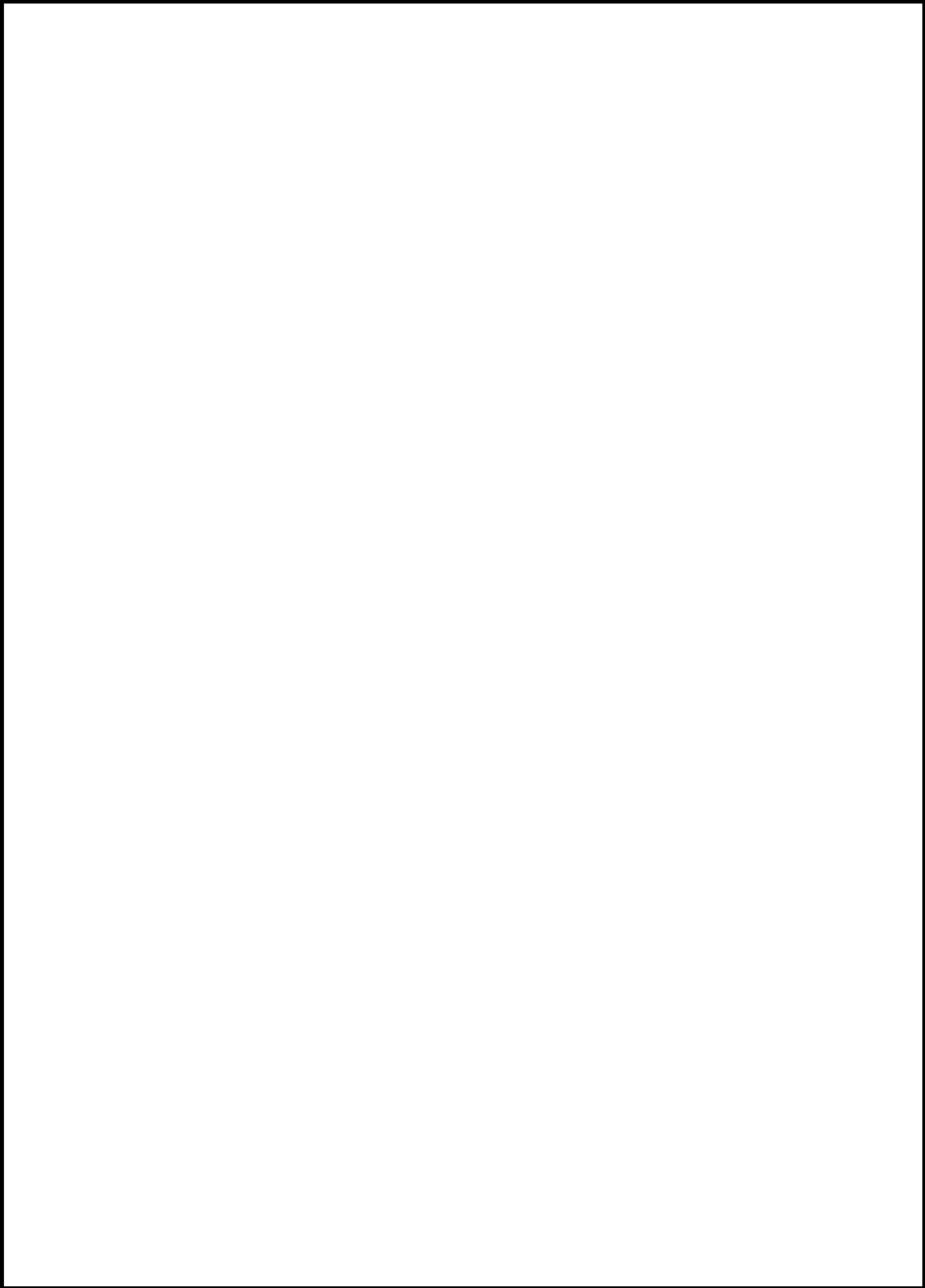



図 47-19 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

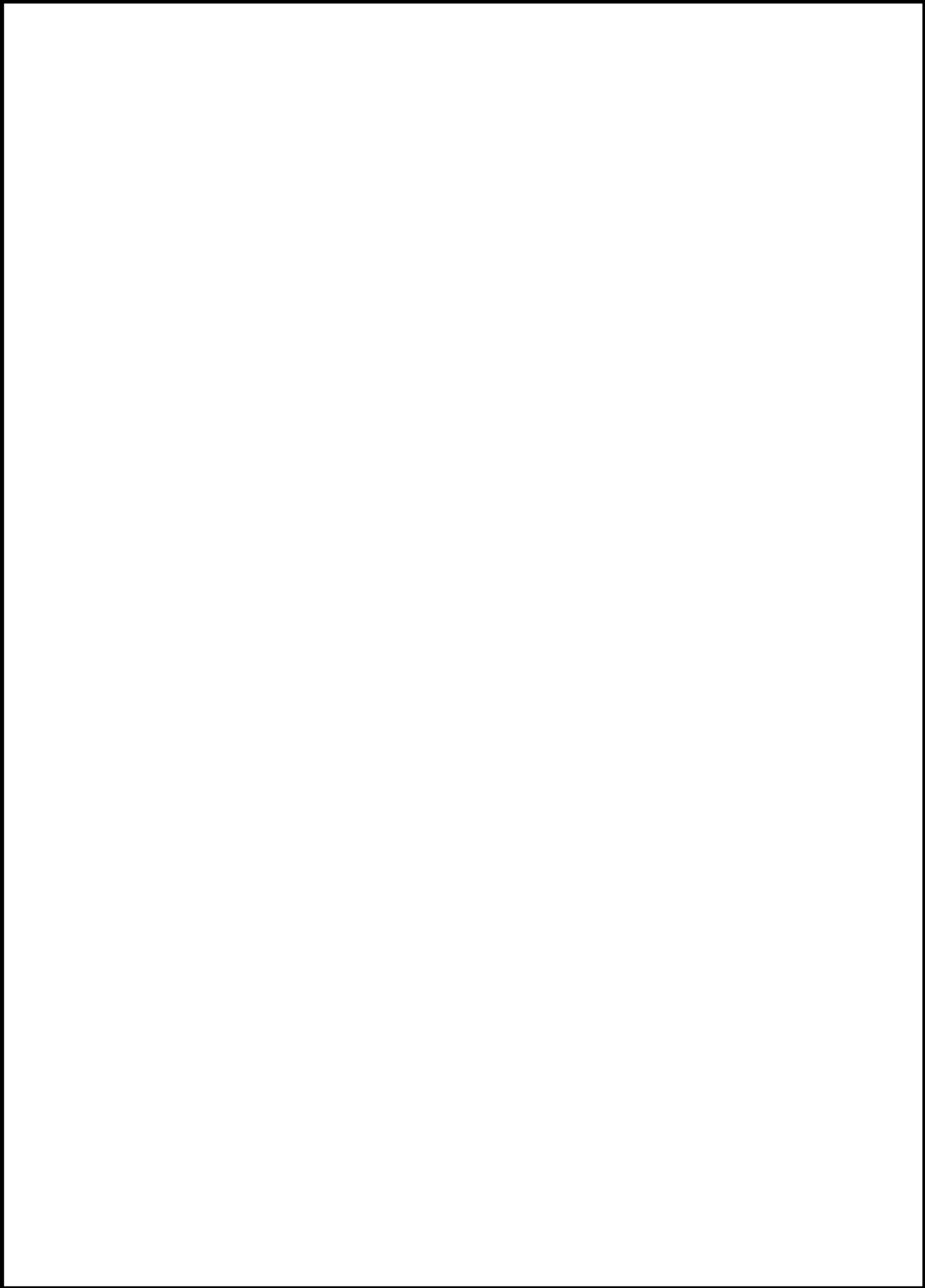



図 47-20 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

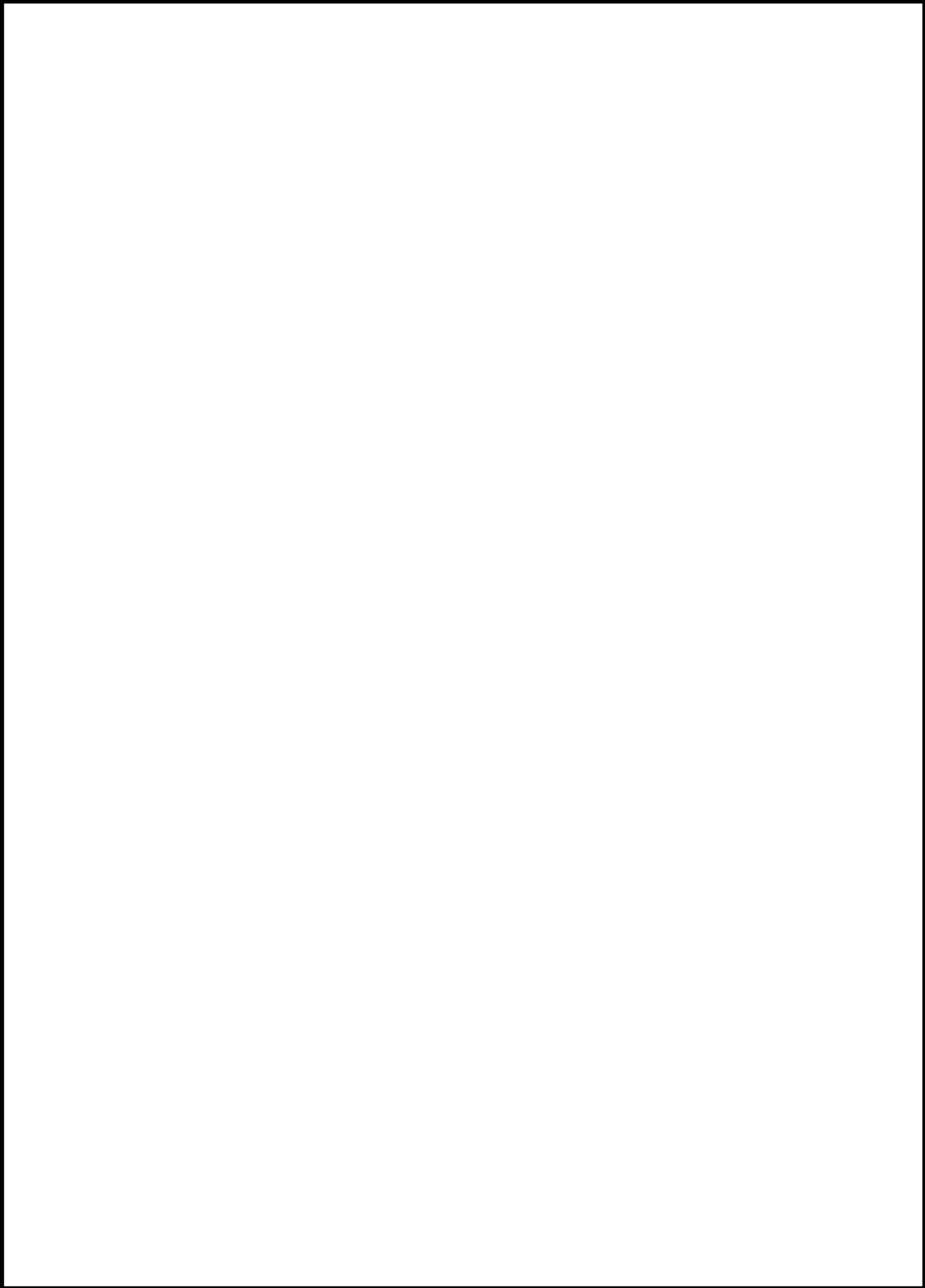



図 47-21 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



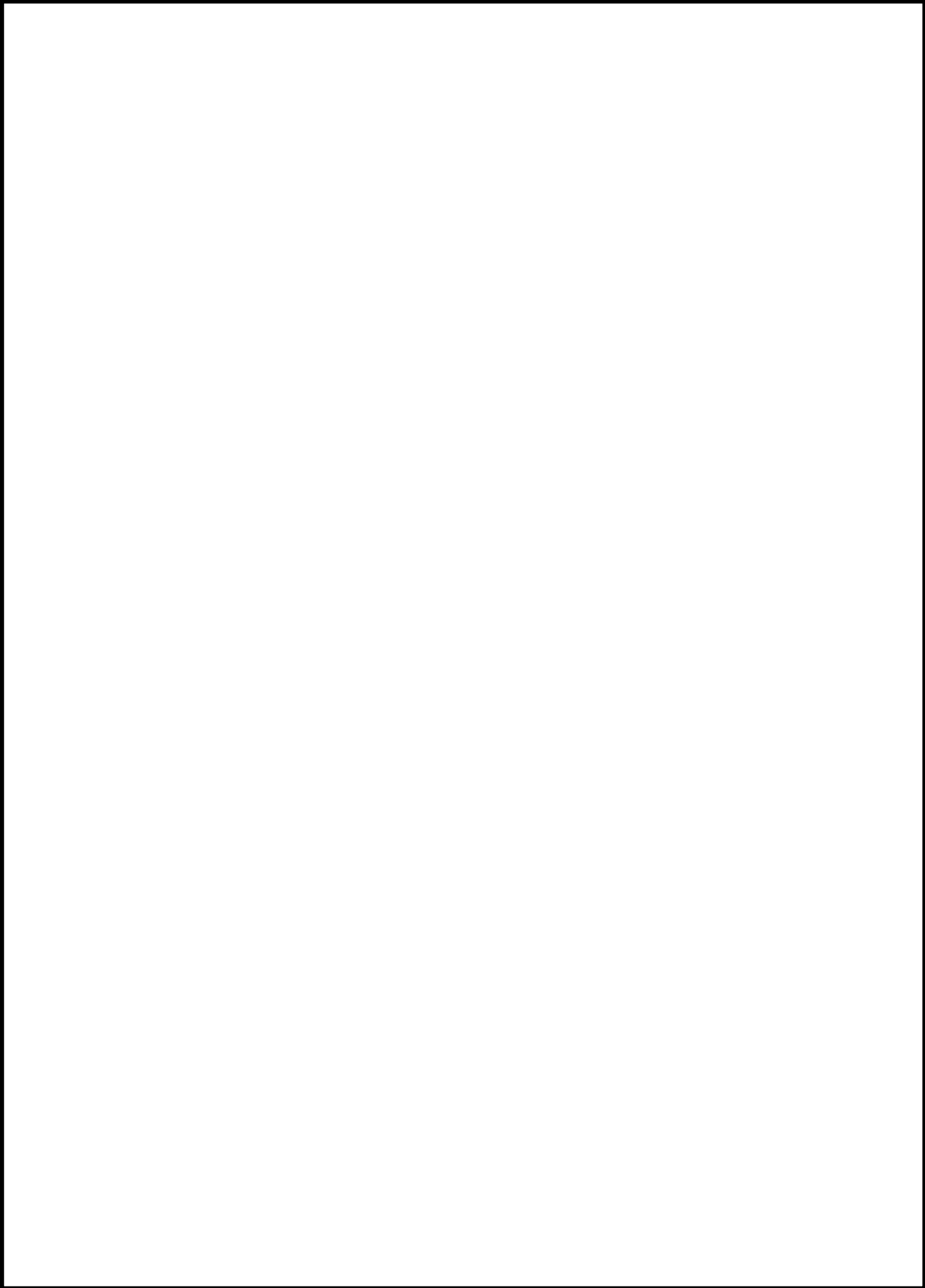



図 47-22 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-22)

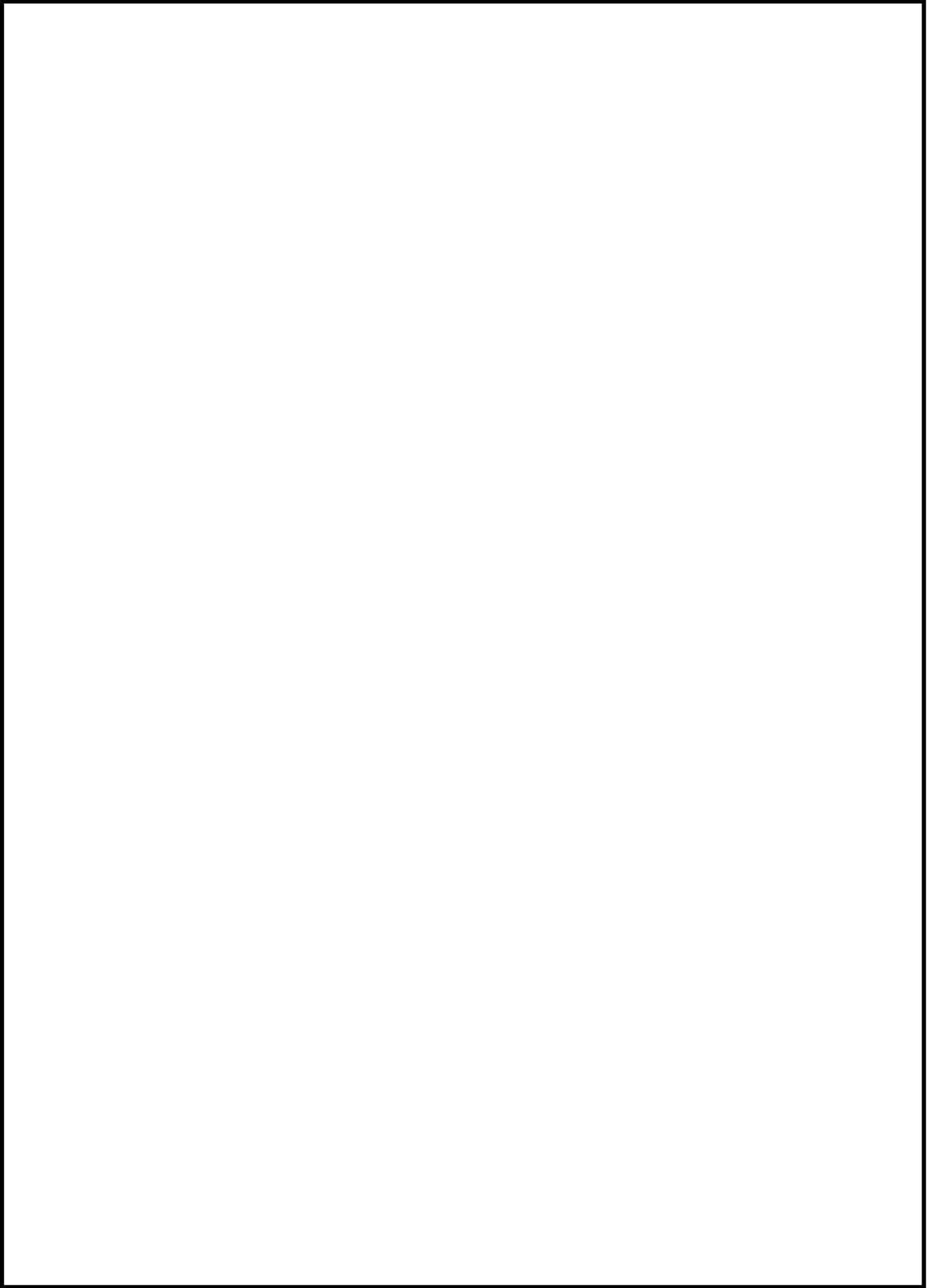



図 47-23 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-23)

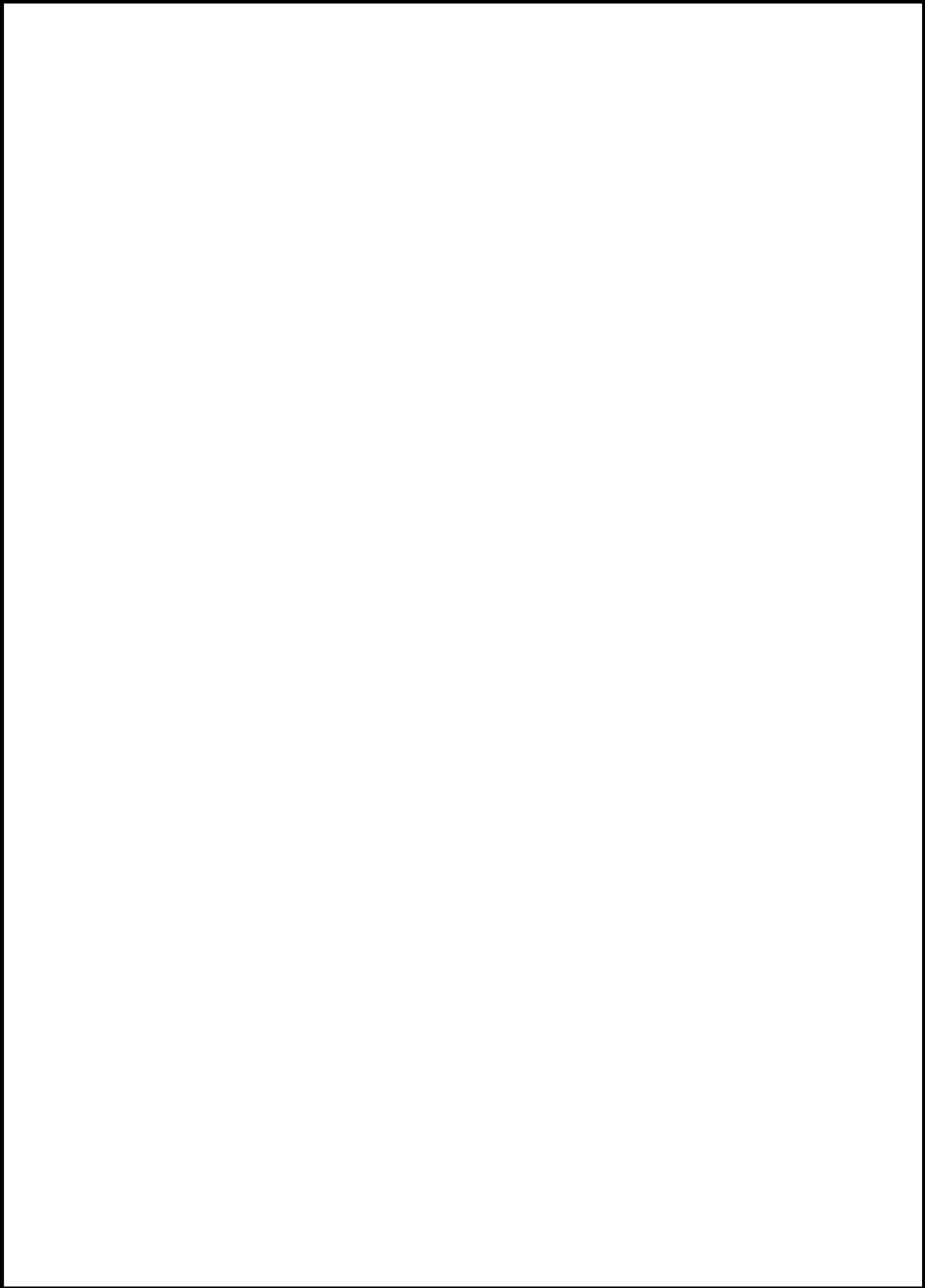



図 47-24 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-24)

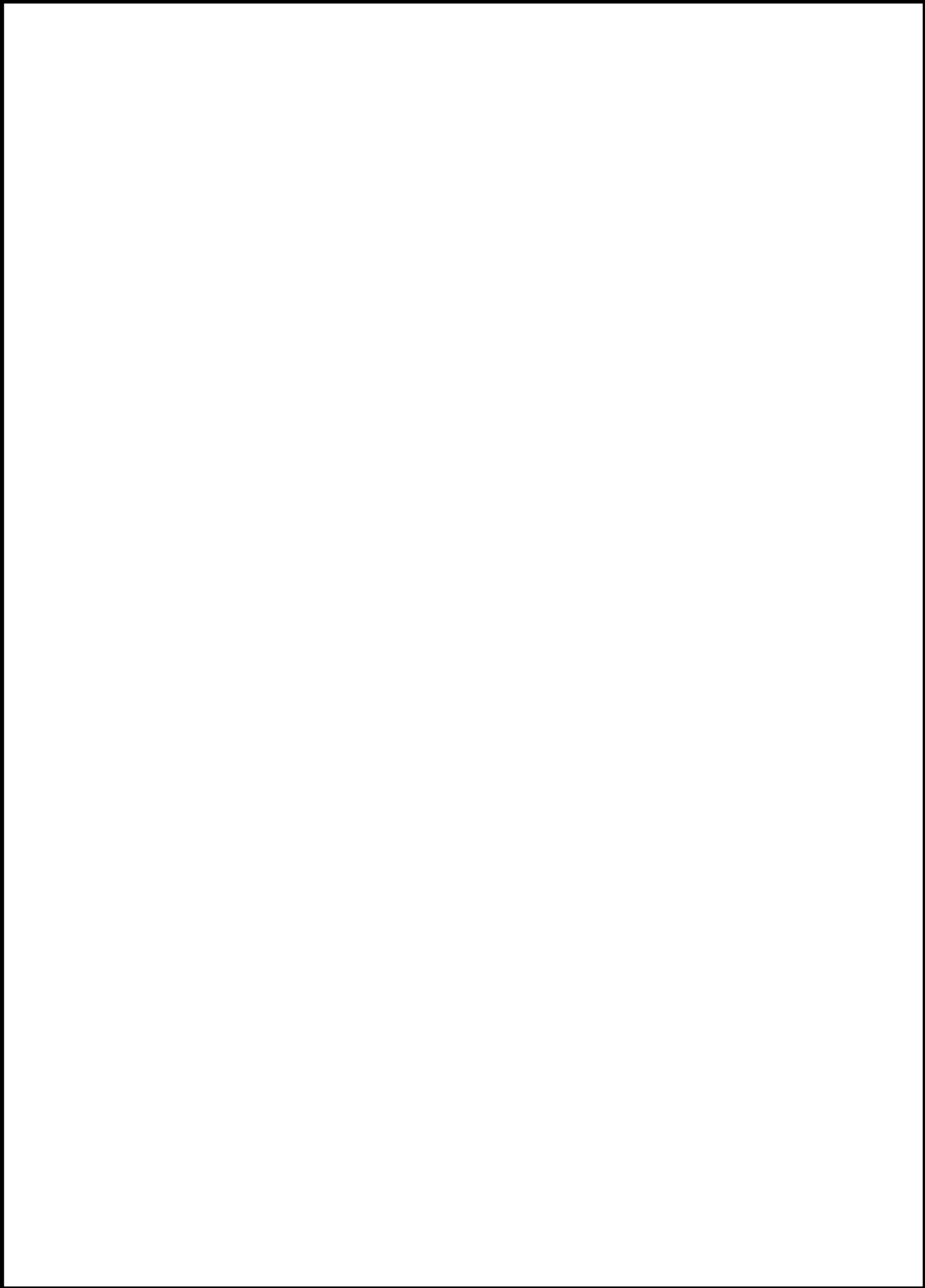



図 47-25 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-25)

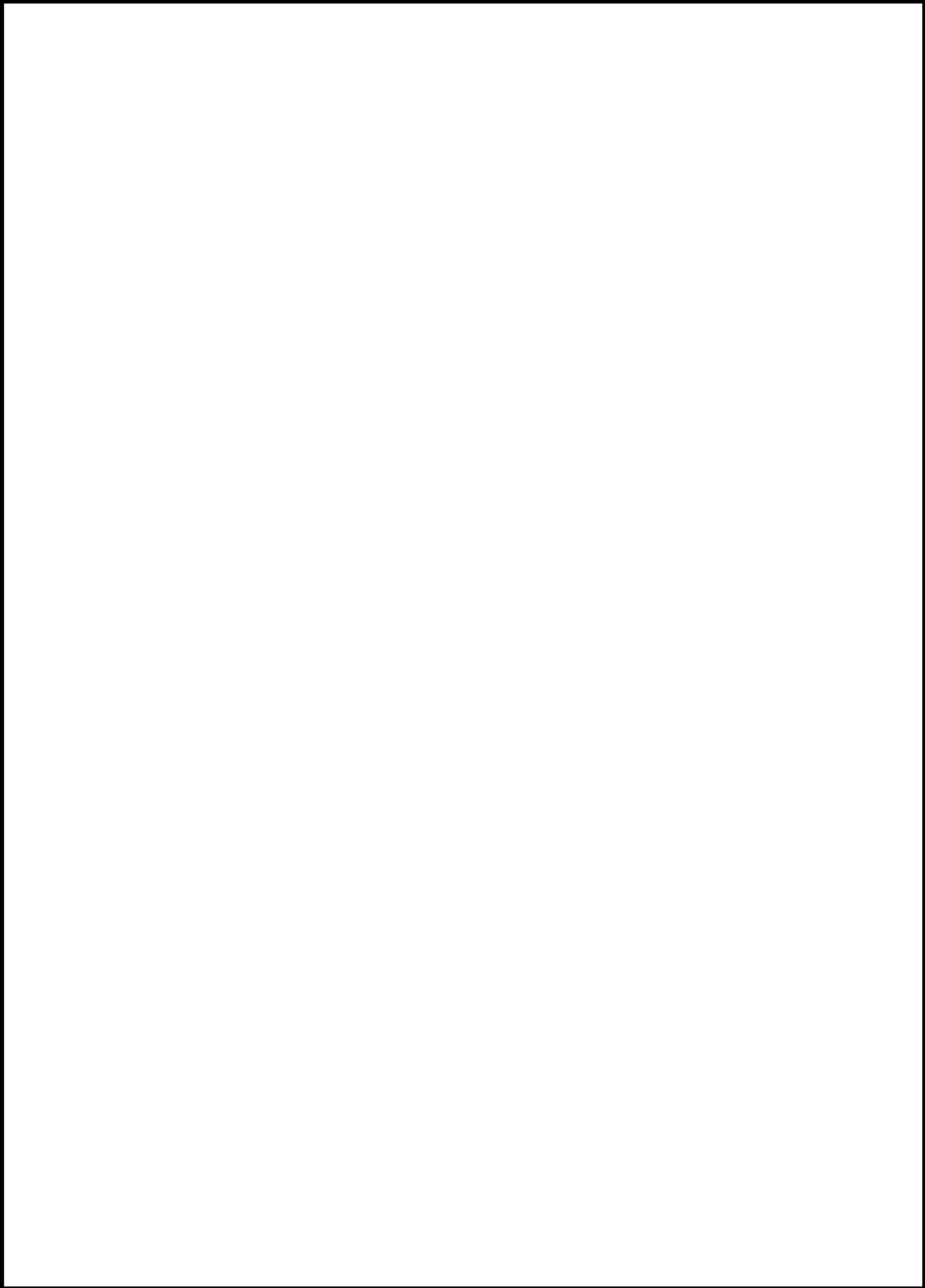



図 47-26 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-26)

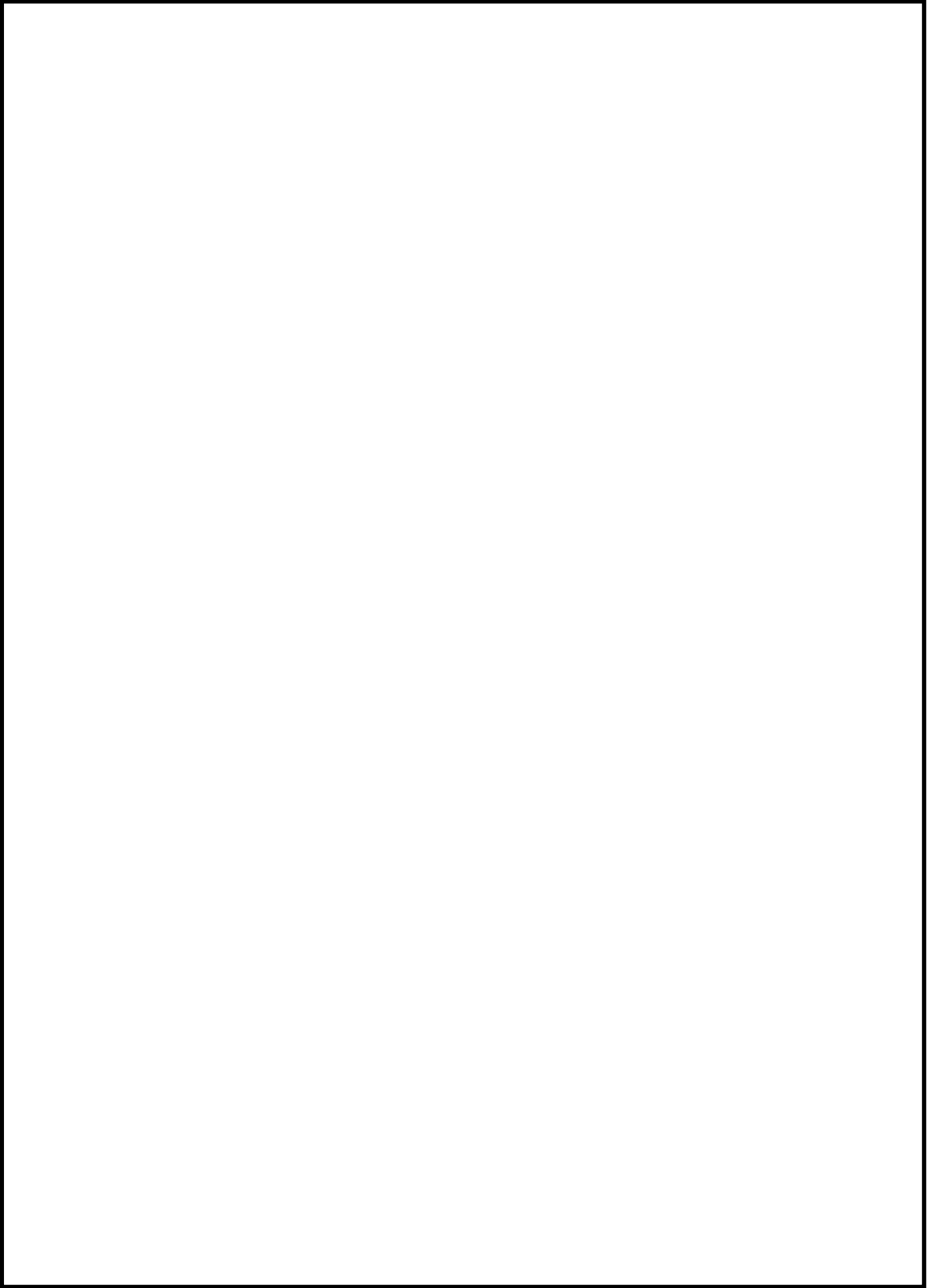



図 47-27 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-27)

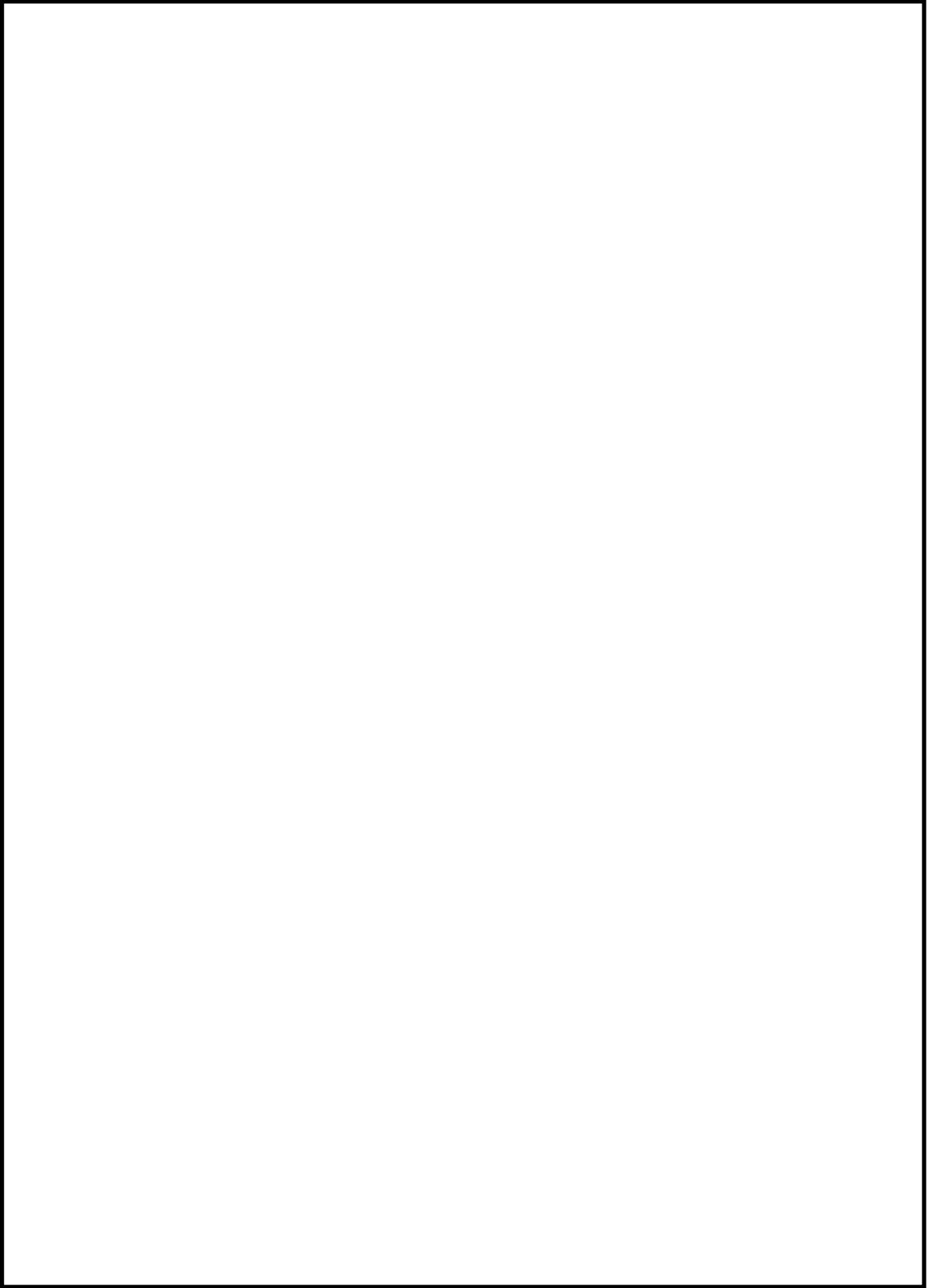



図 47-28 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-28)

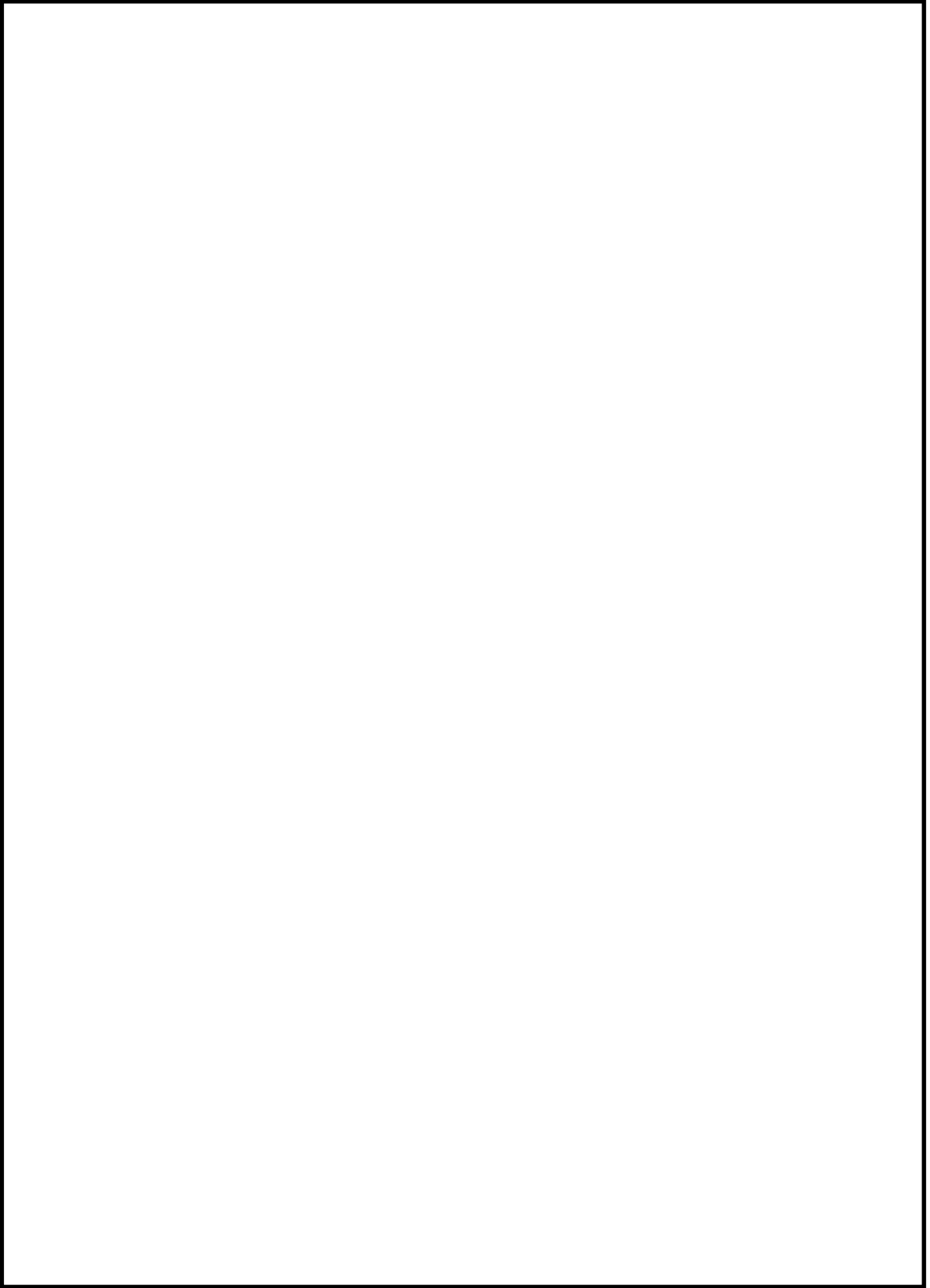



図 47-29 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-29)



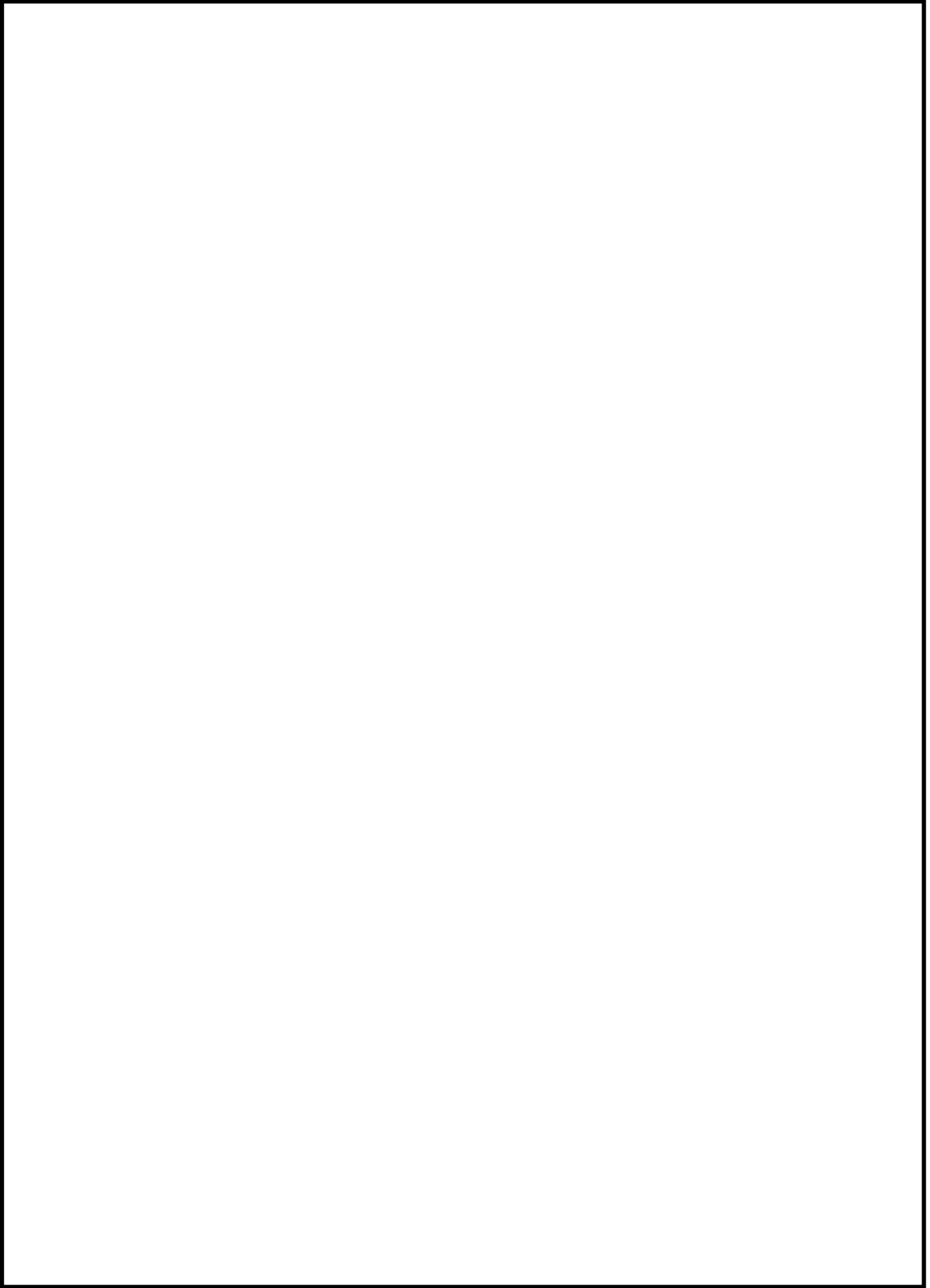



図 47-30 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-30)

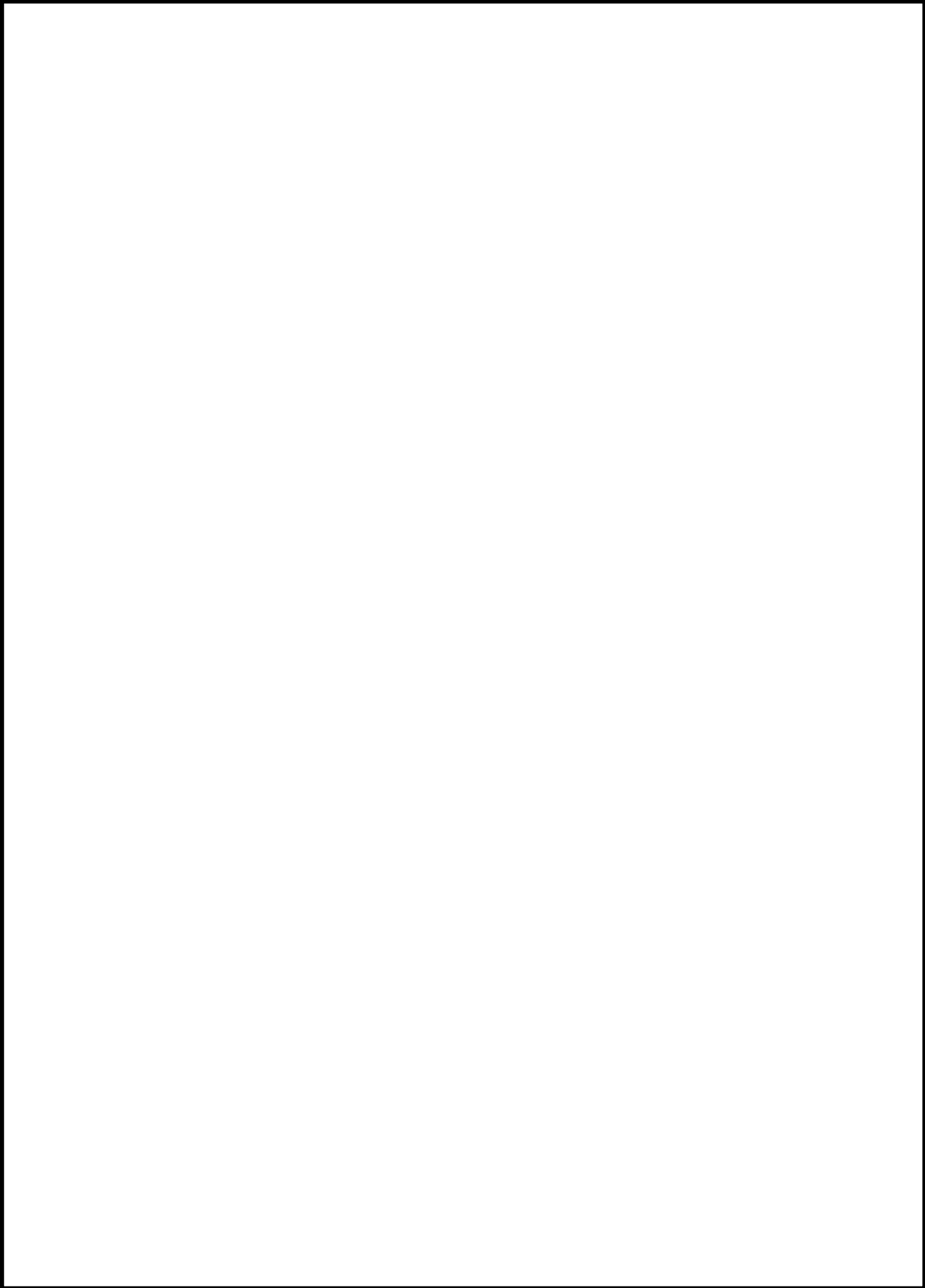



図 47-31 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

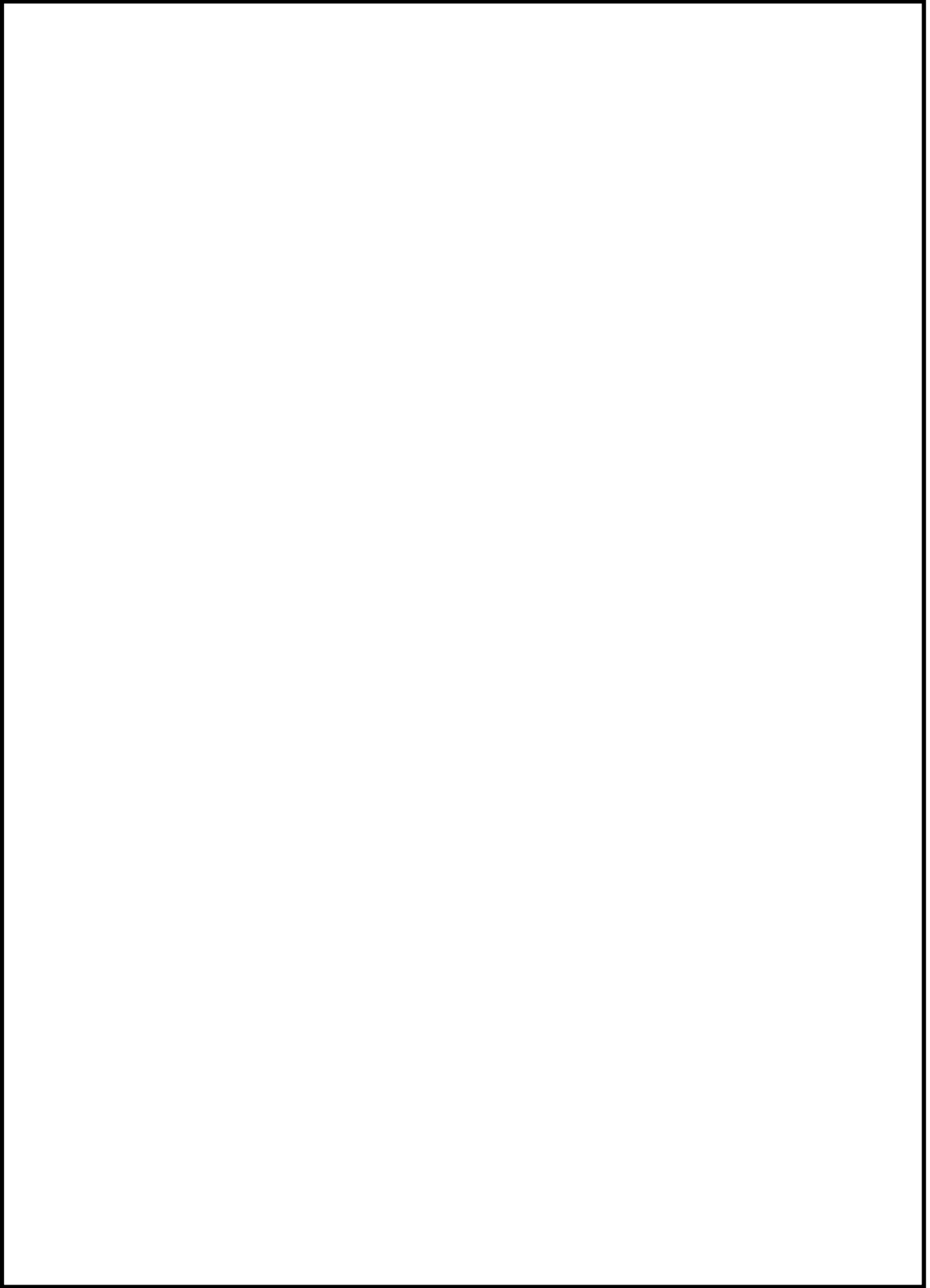



図 47-32 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-32)

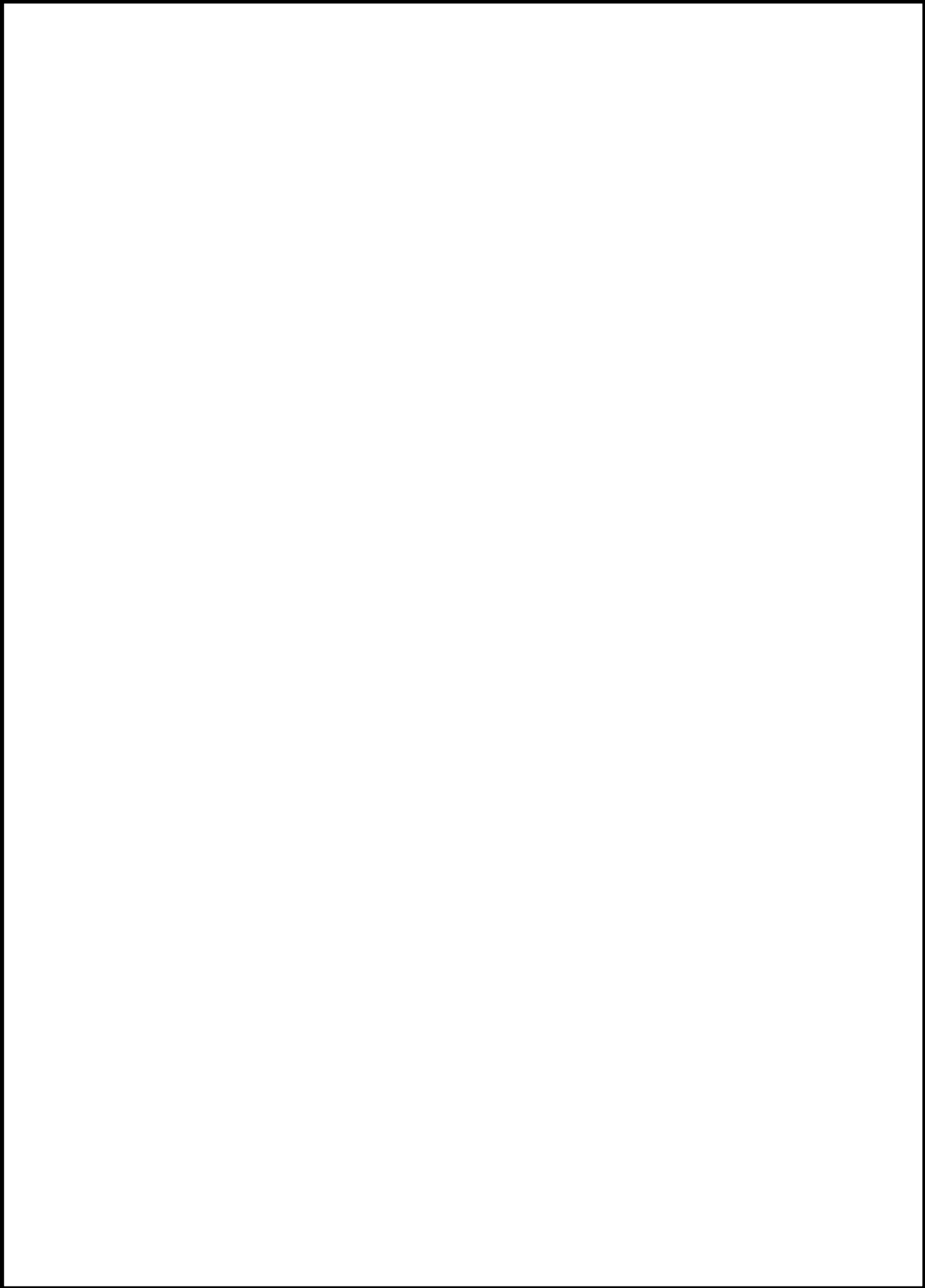



図 47-33 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-33)

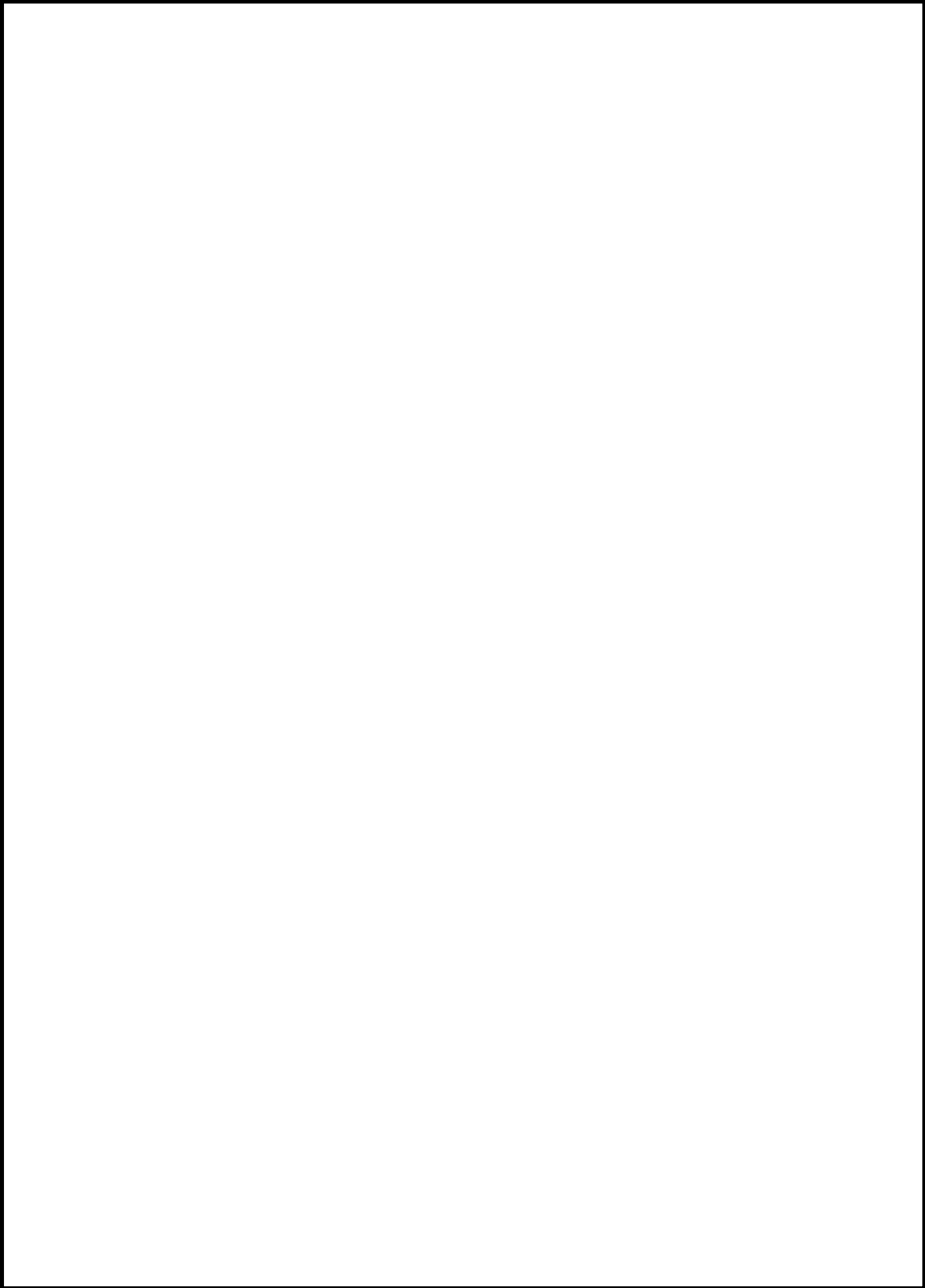



図 47-34 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

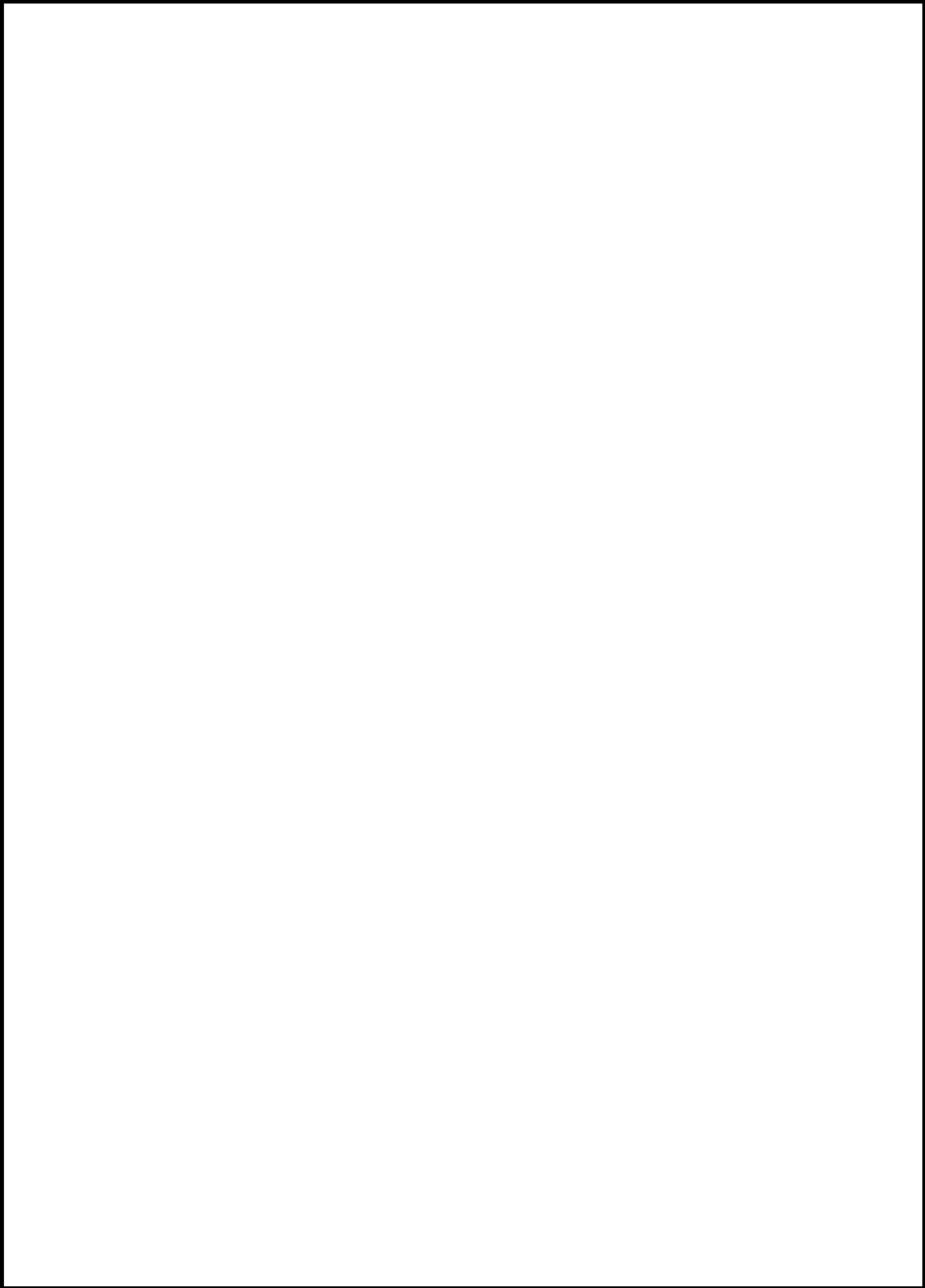



図 47-35 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-35)

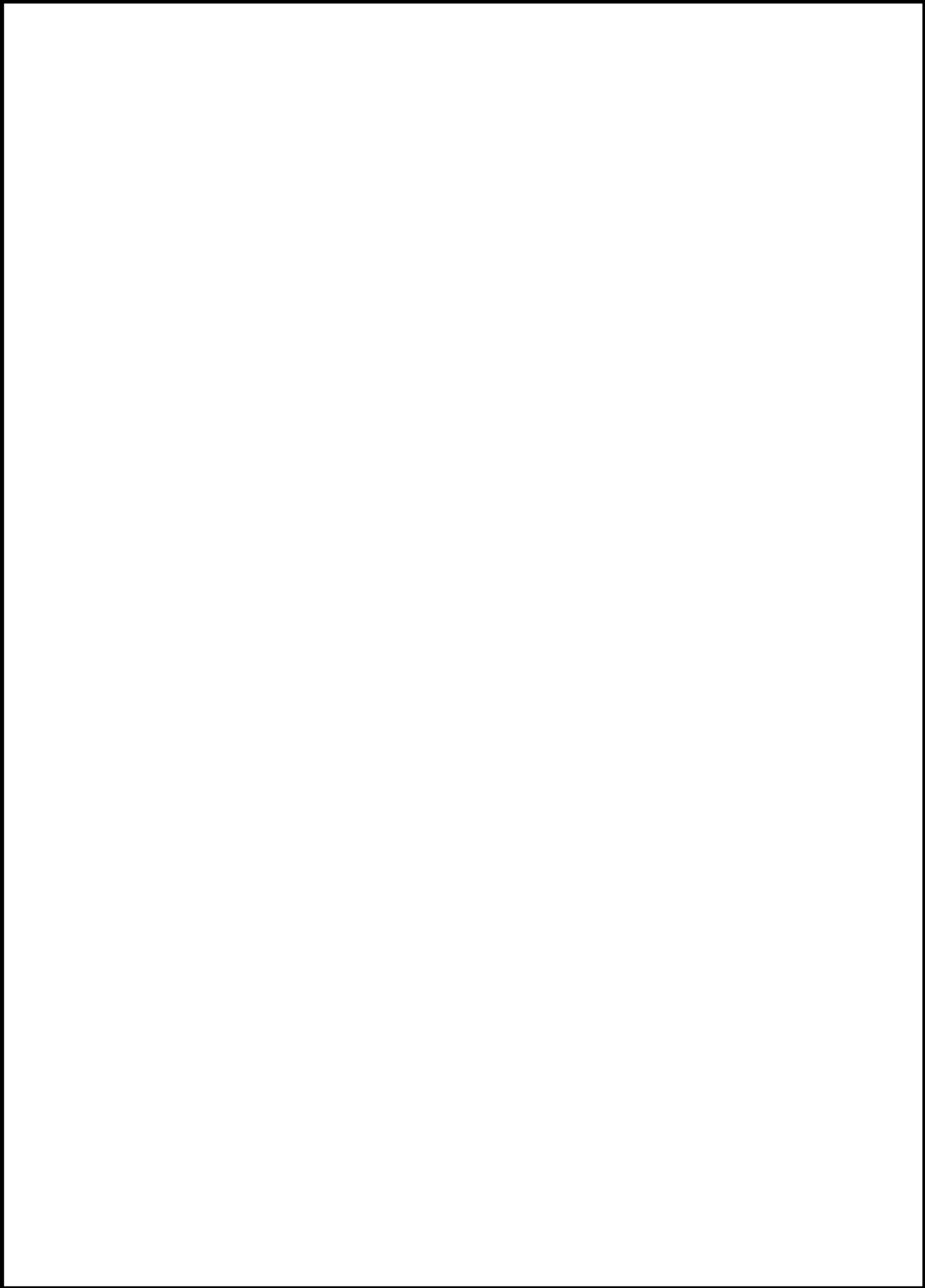



図 47-36 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-36)

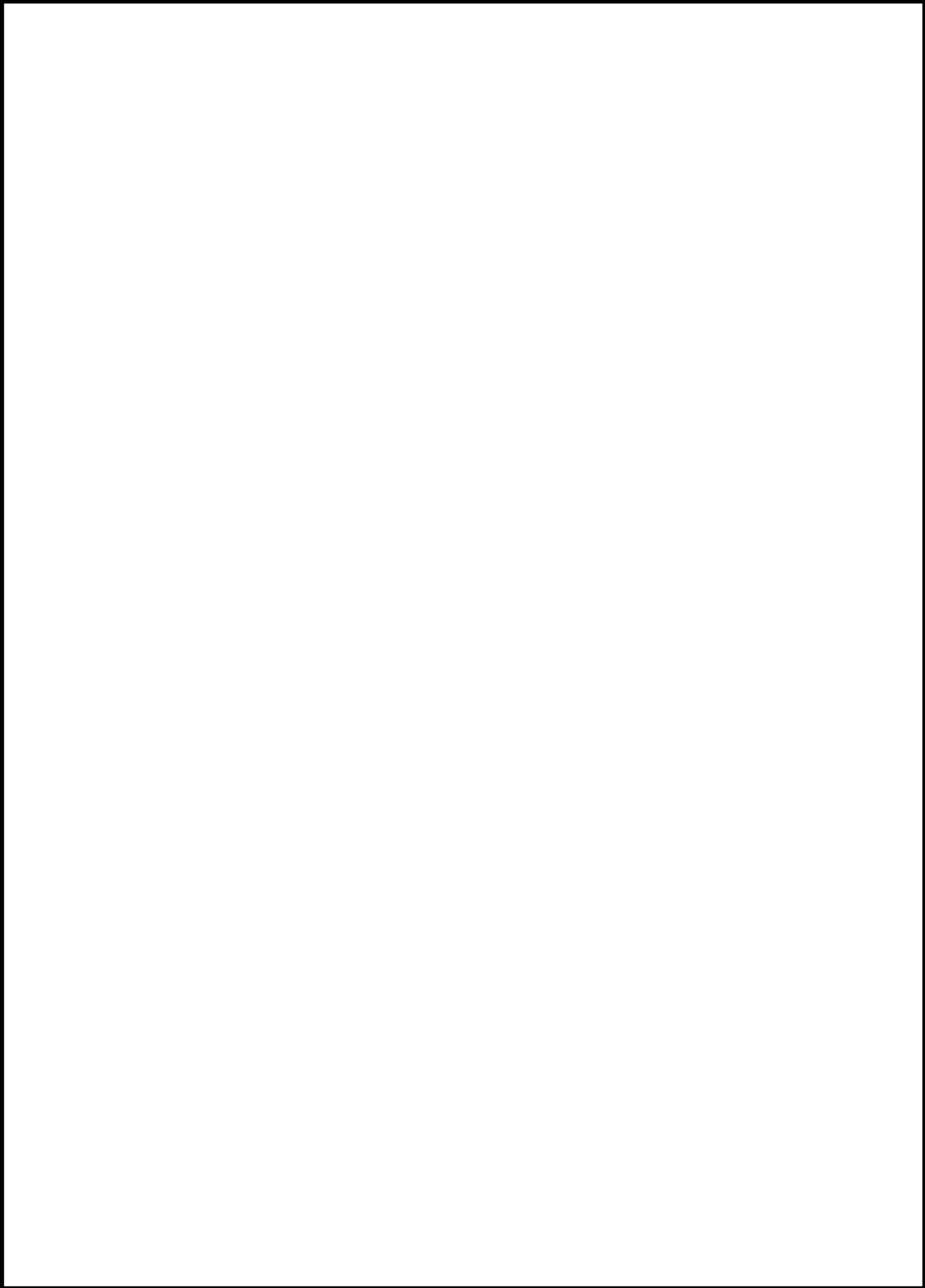



図 47-37 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-37)



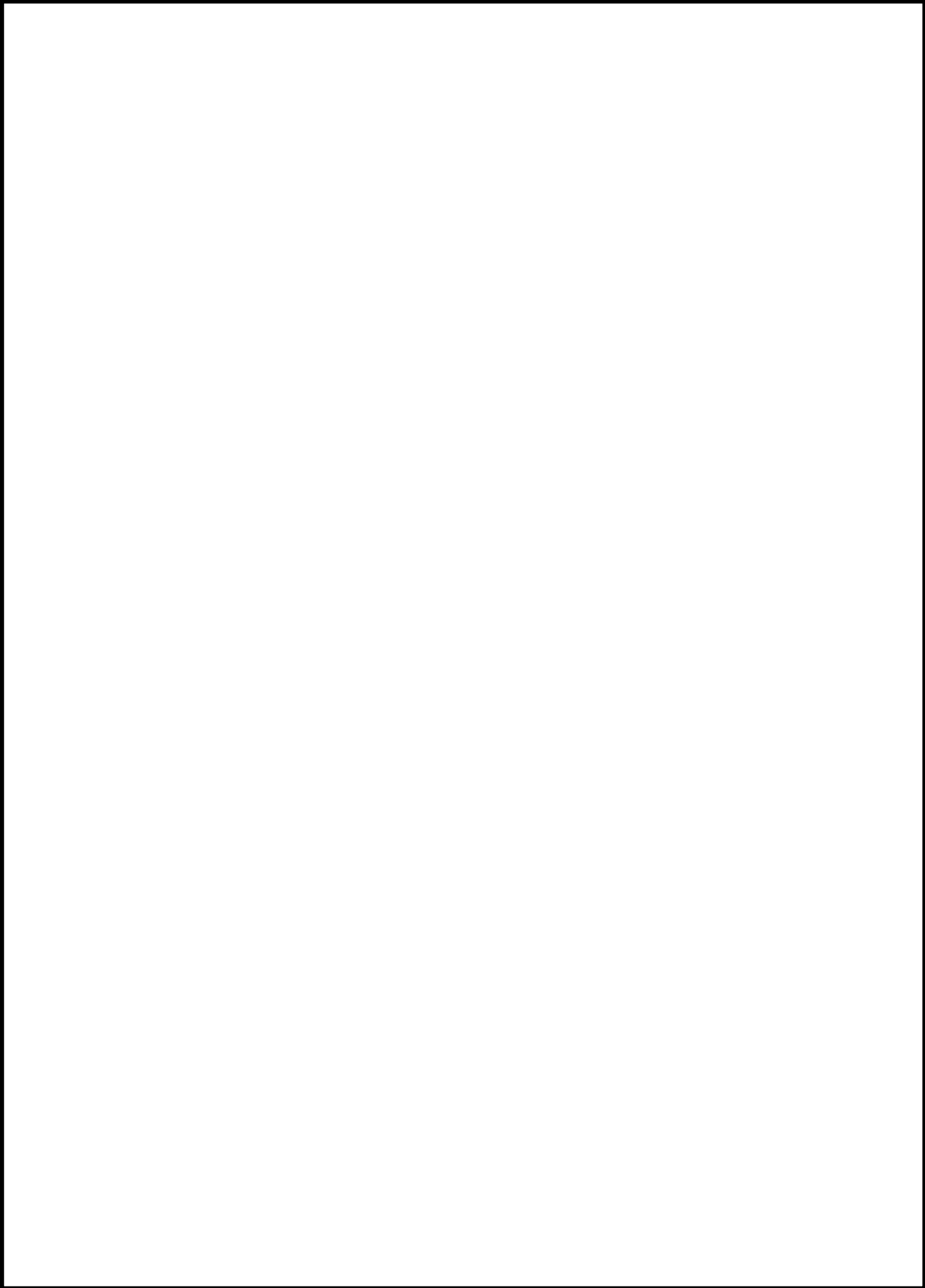



図 47-38 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

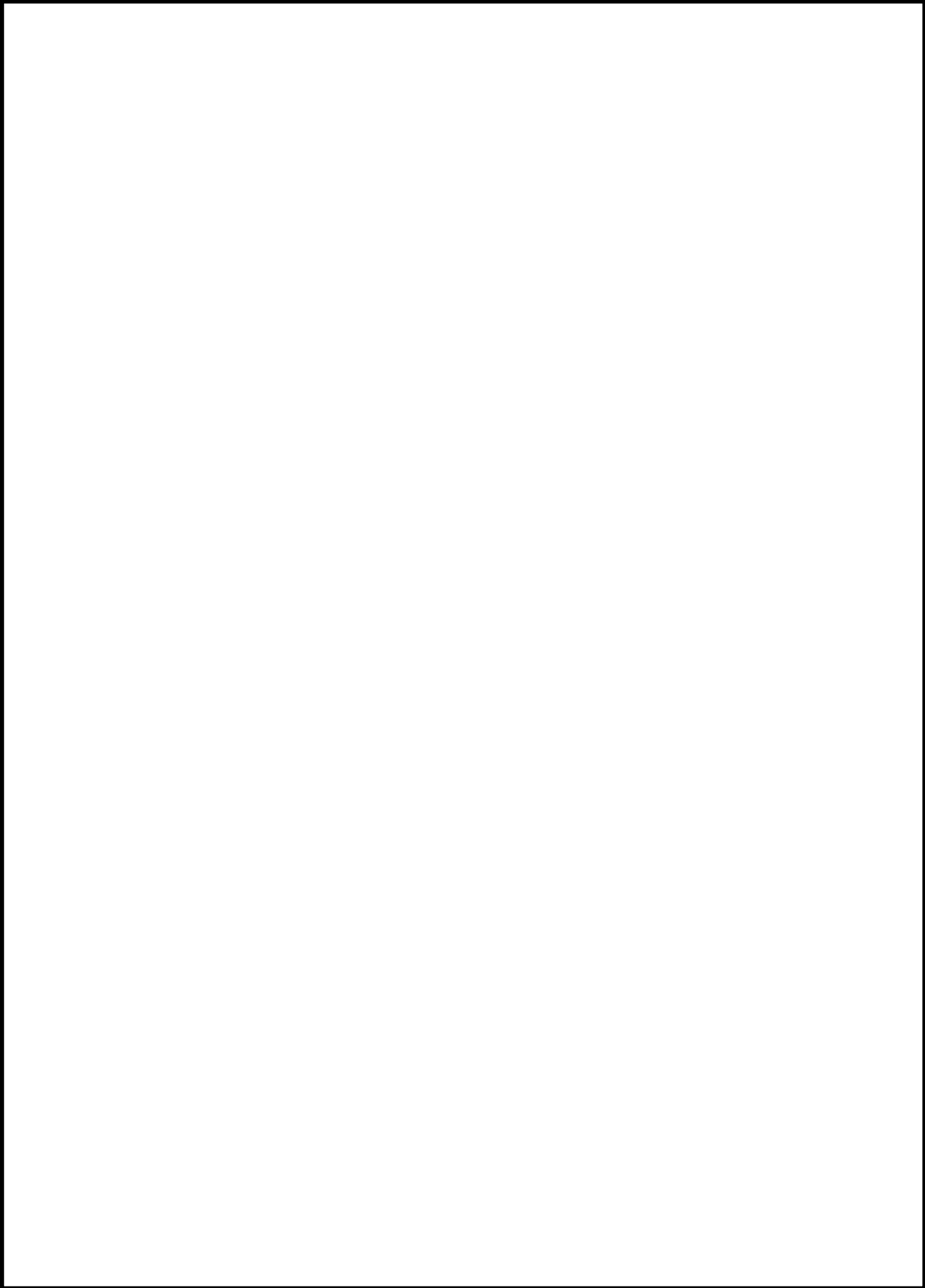



図 47-39 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-39)

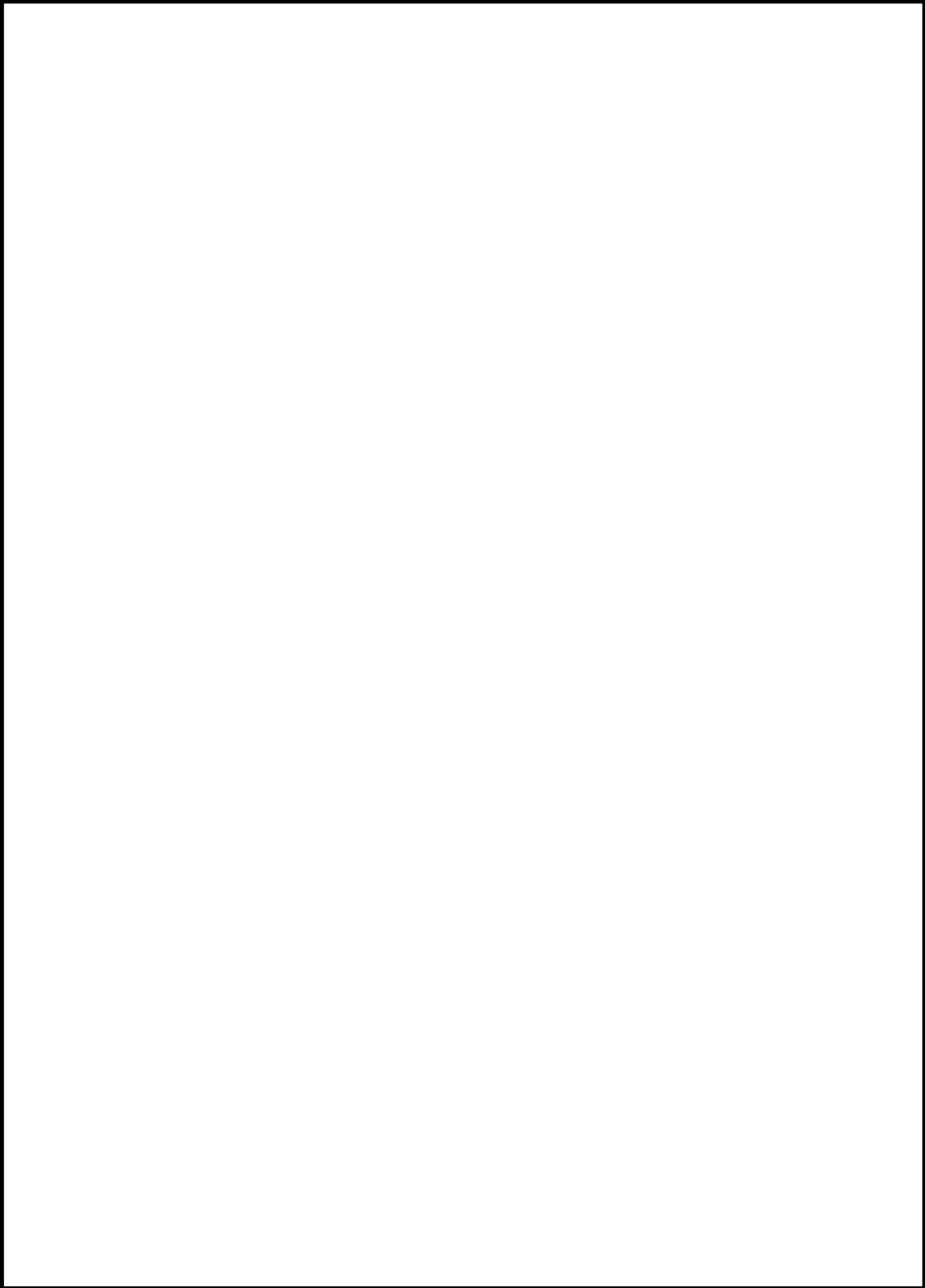



図 47-40 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-40)

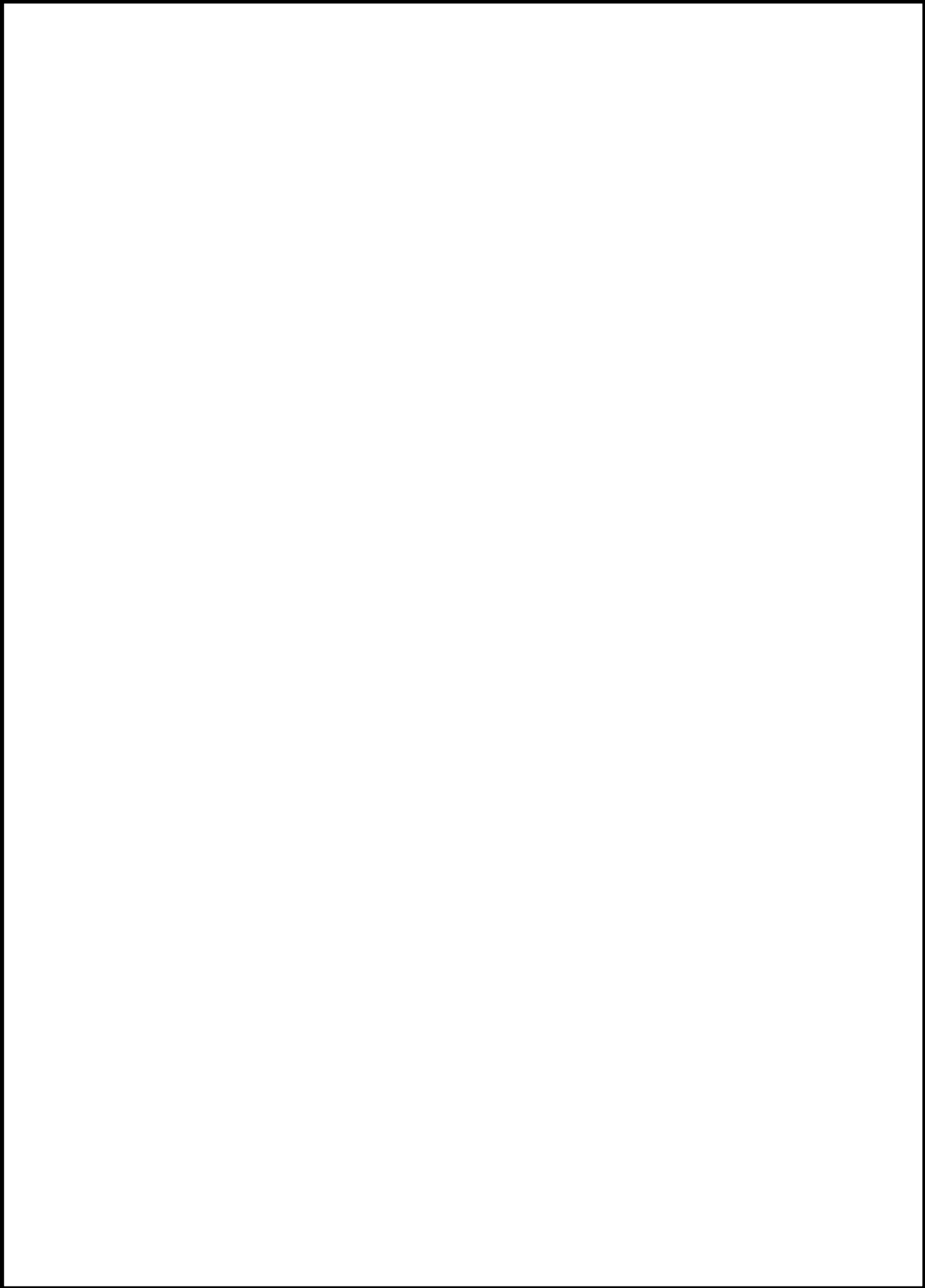



図 47-41 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-41)

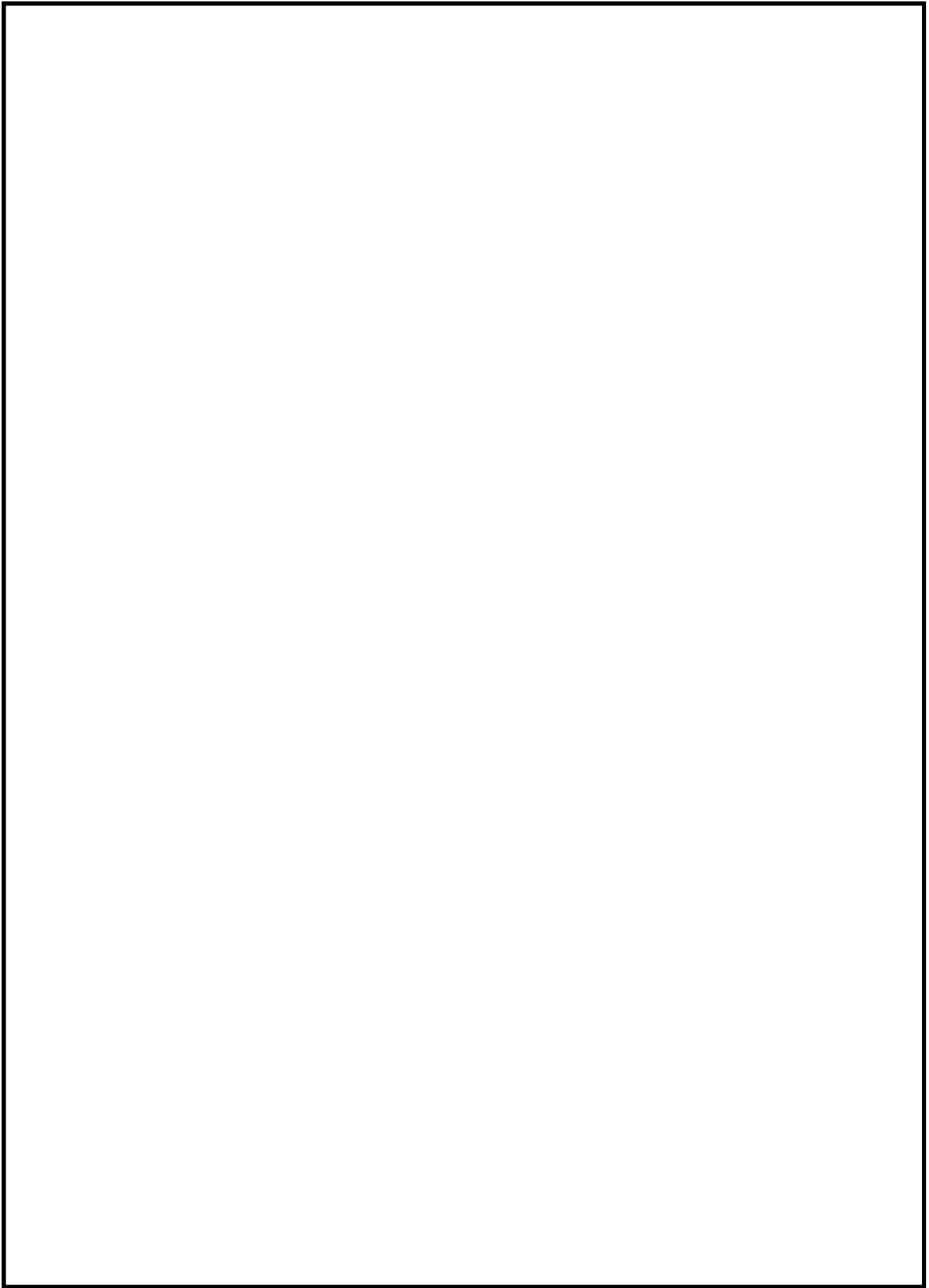



図 48-1 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-1)

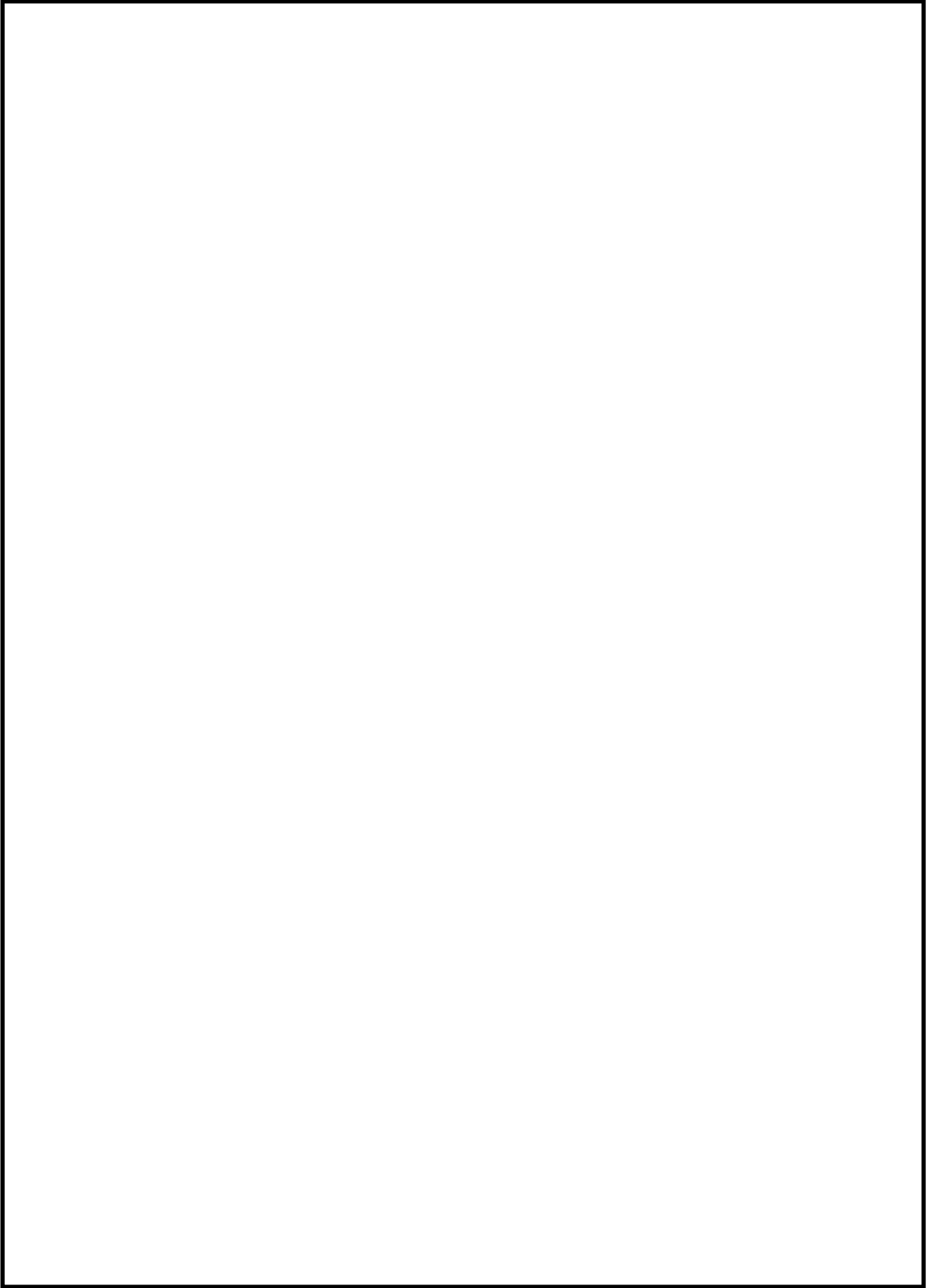



図 48-2 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-2)

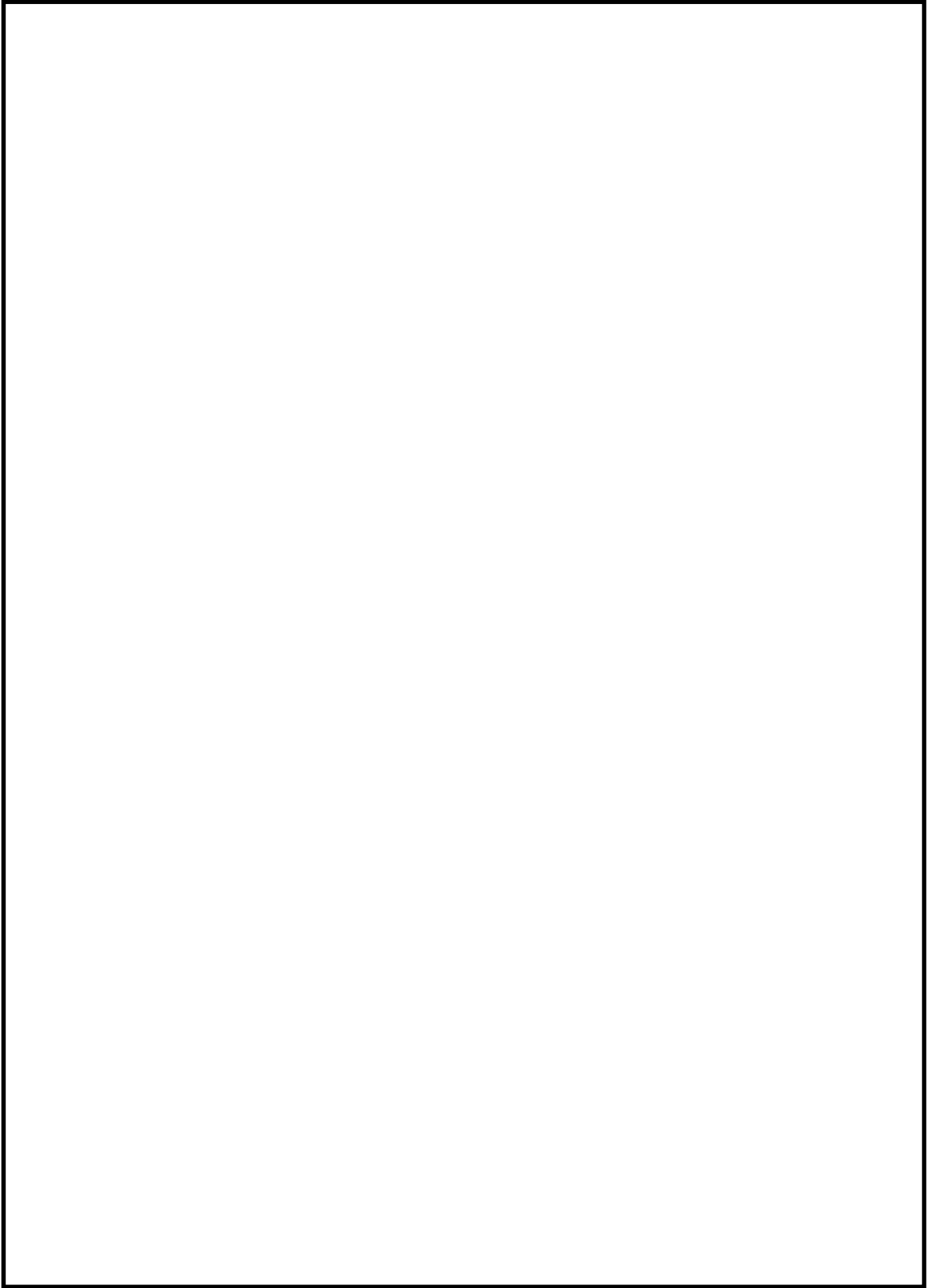



図 48-3 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-3)

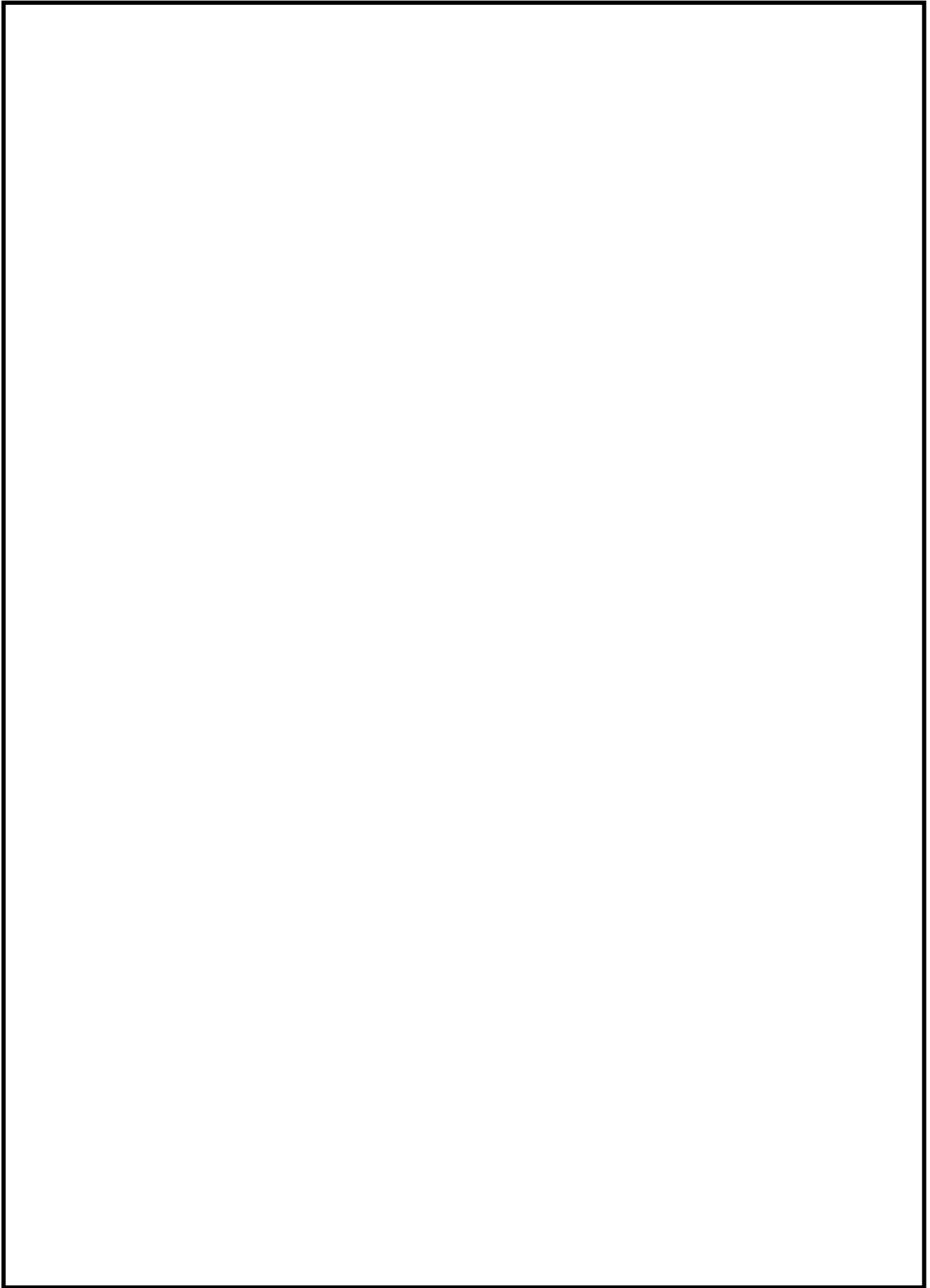


図 48-4 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-4)



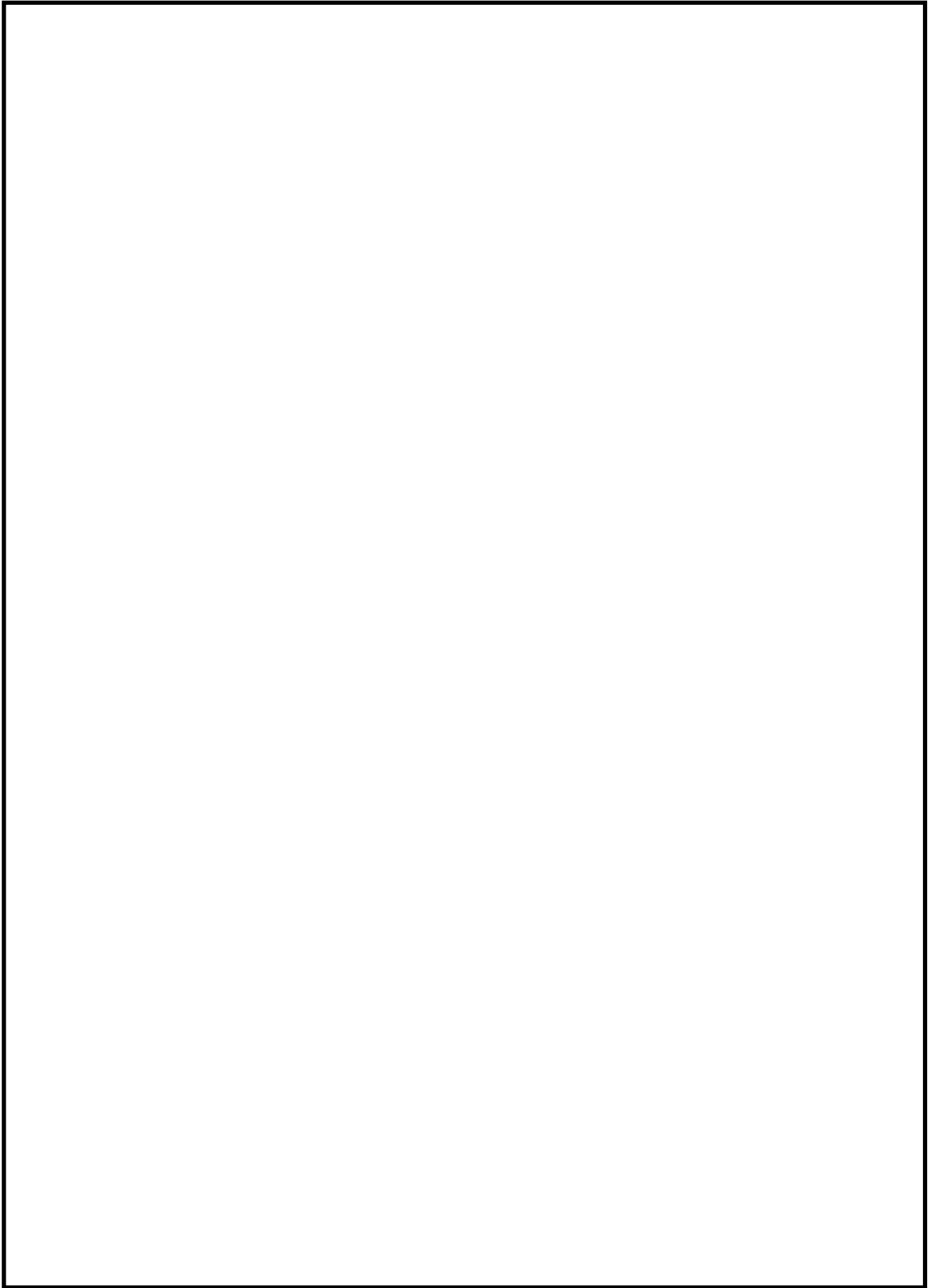



図 48-5 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

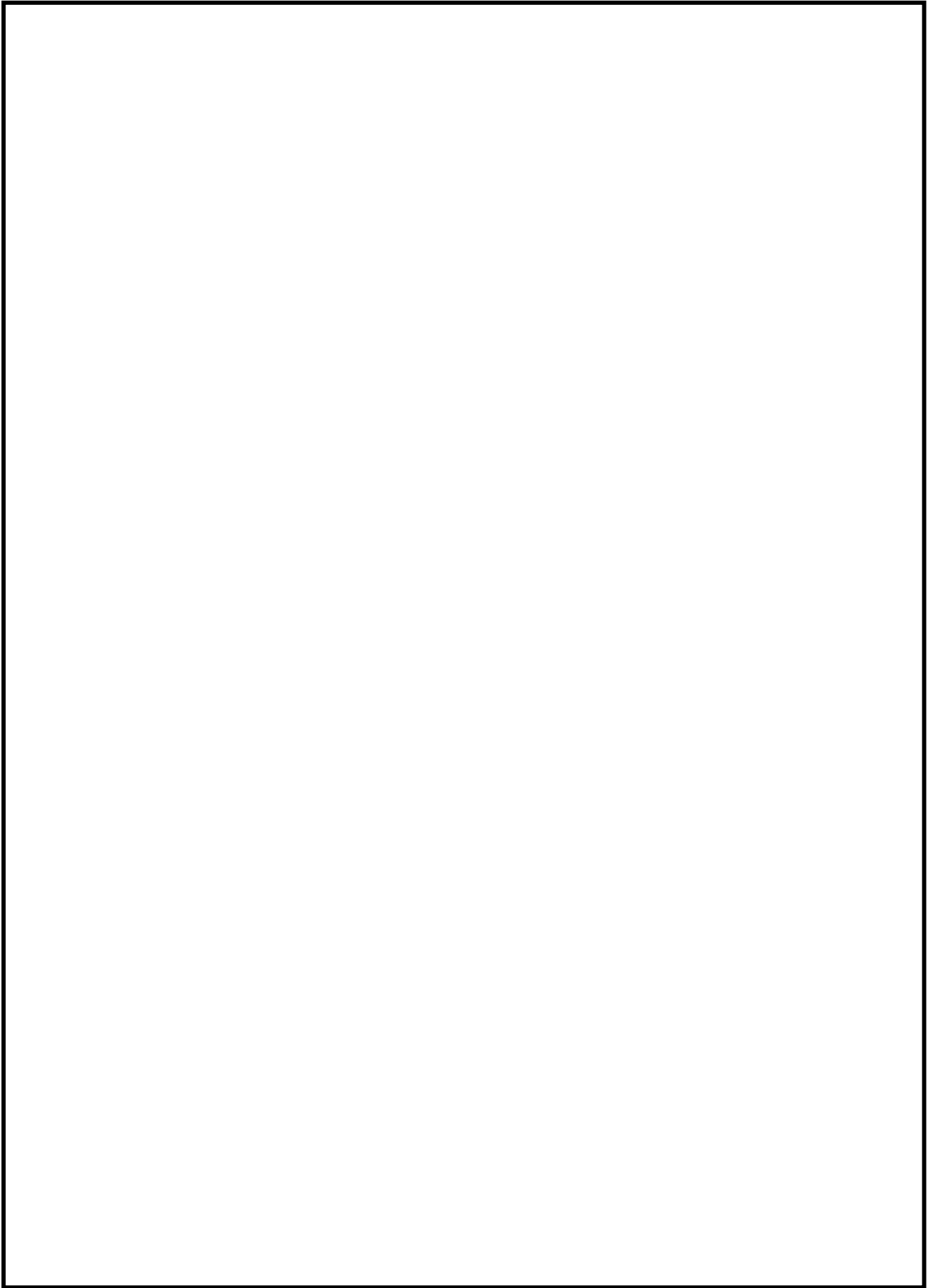



図 48-6 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-6)

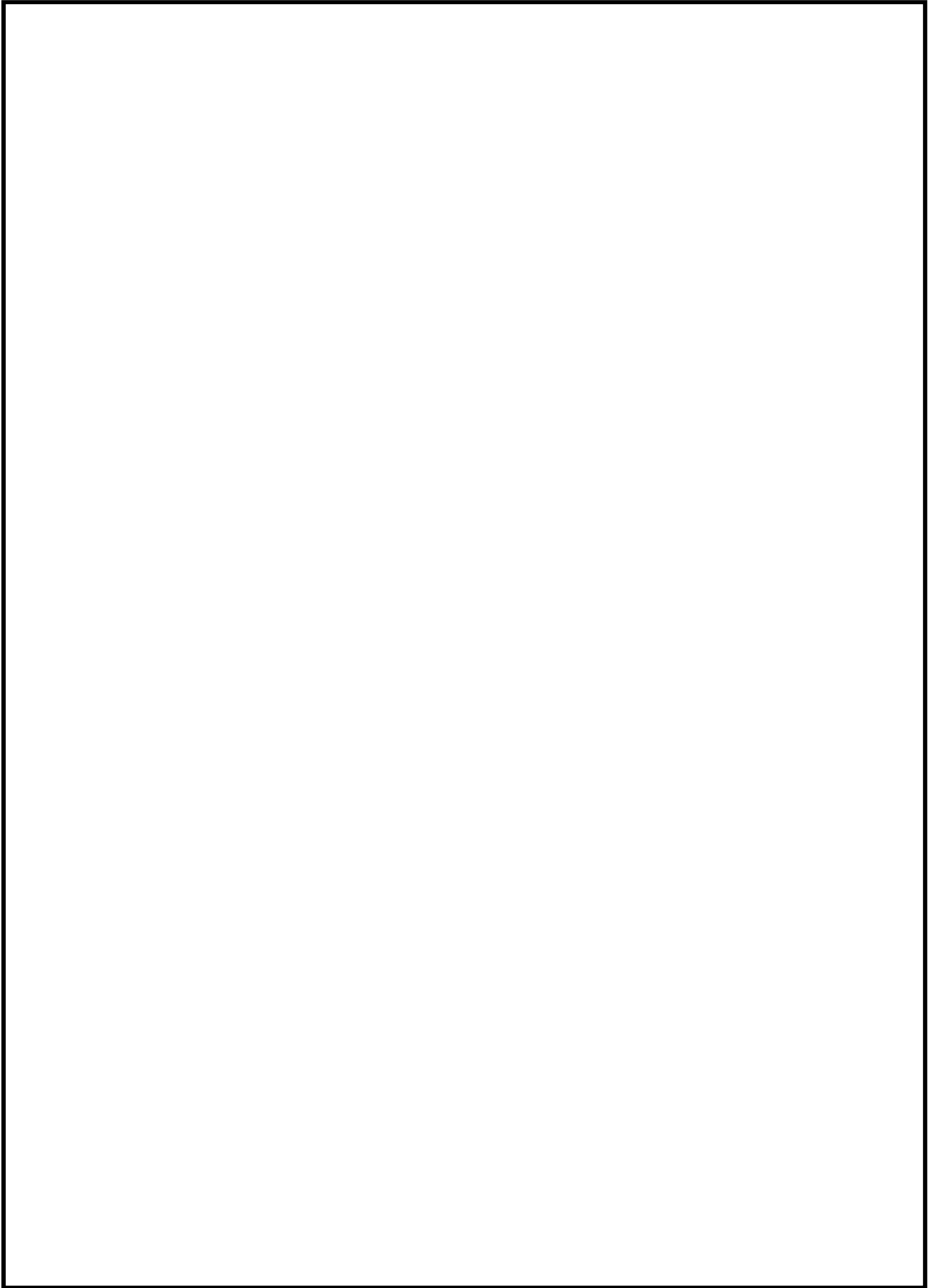



図 48-7 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-7)

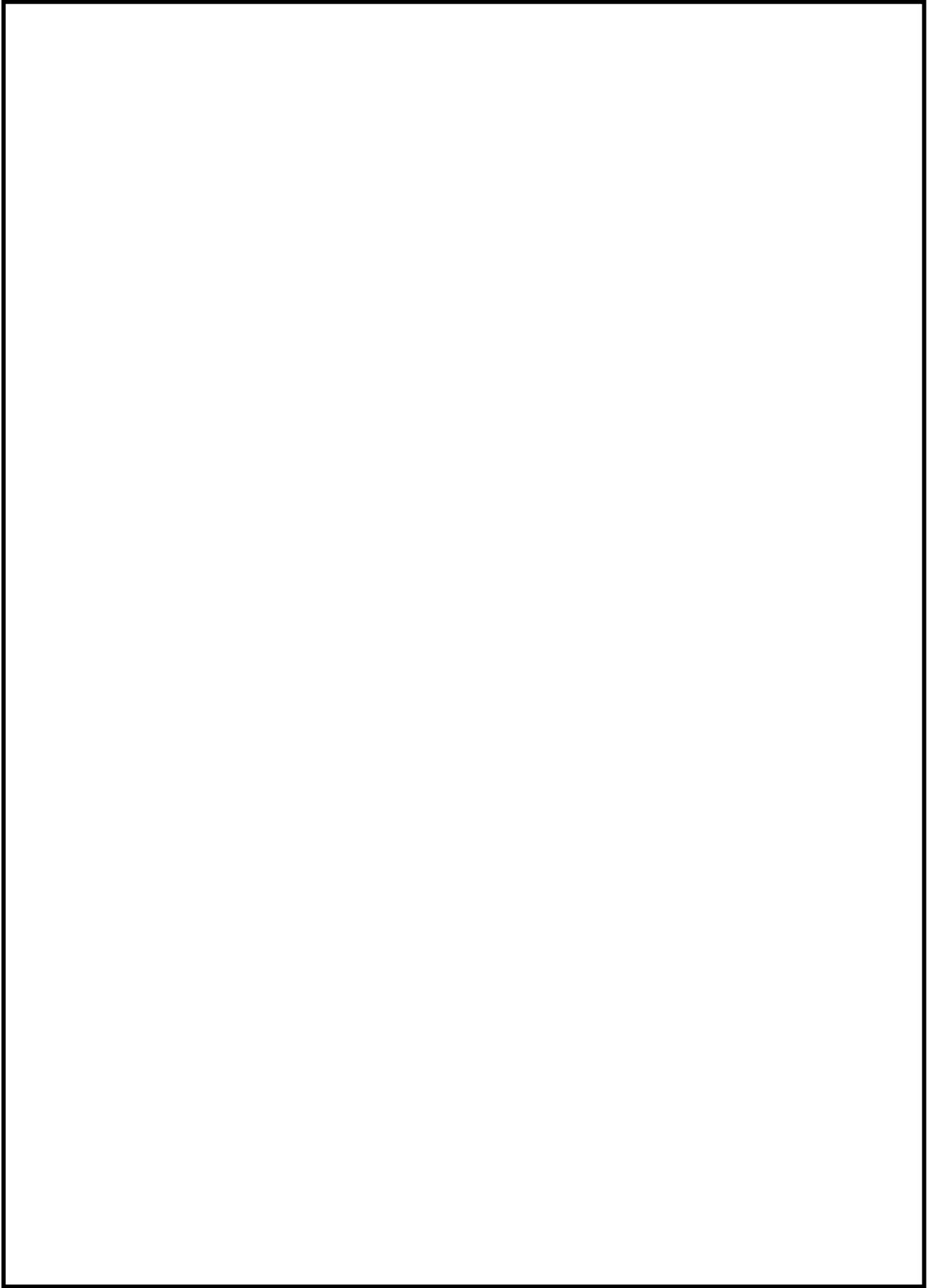


図 48-8 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-8)

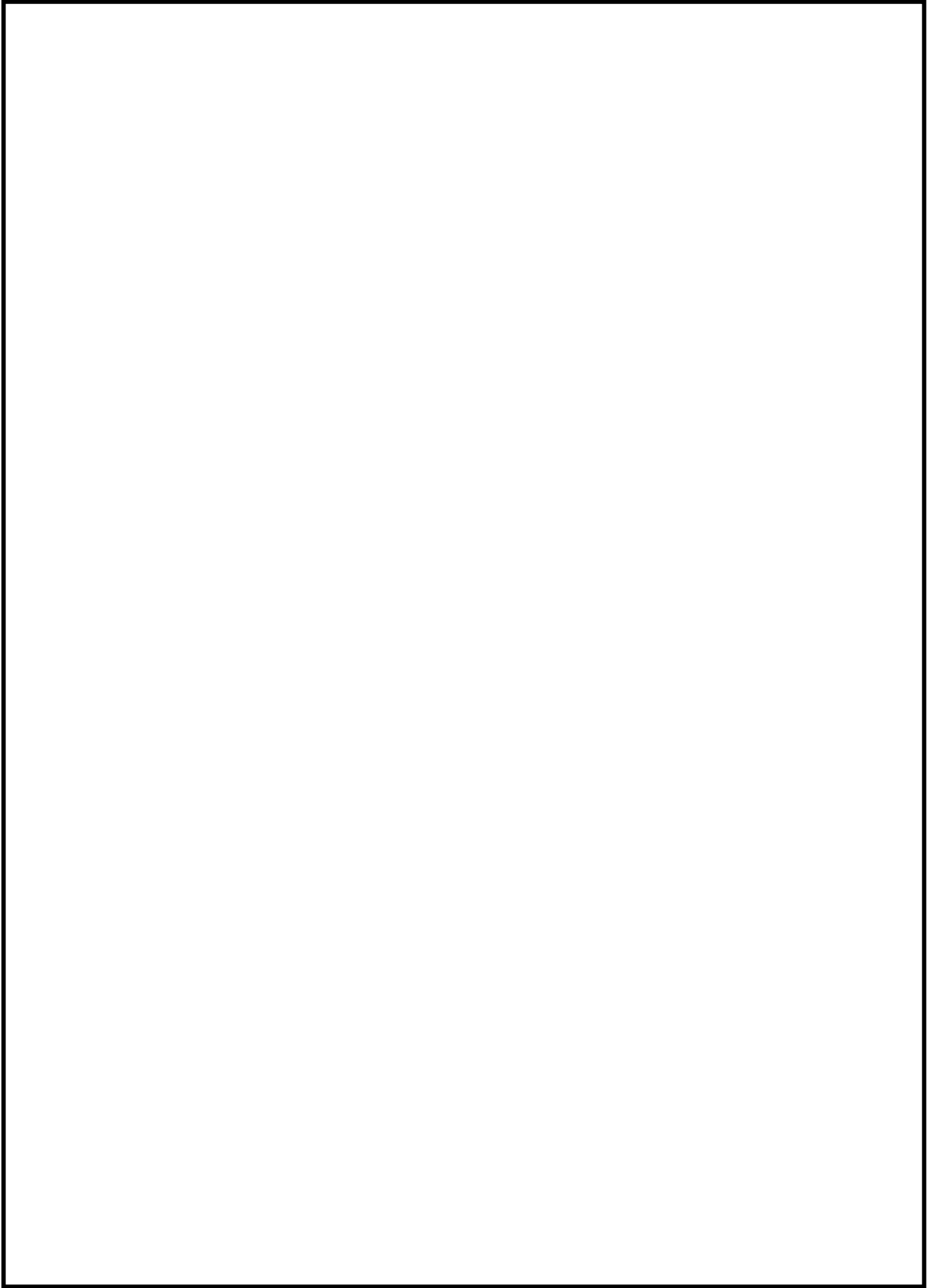


図 48-9 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-9)

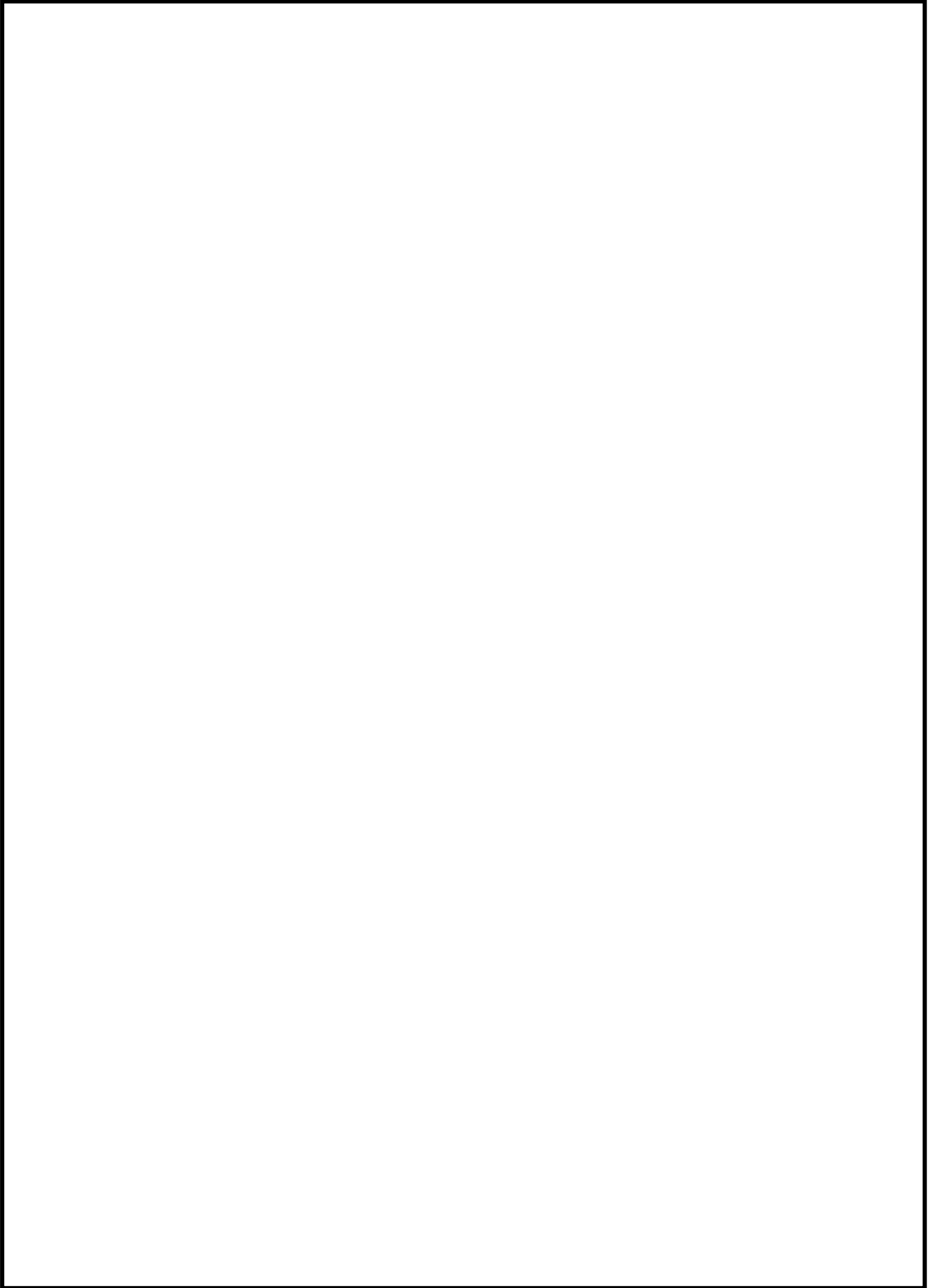


図 48-10 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-10)

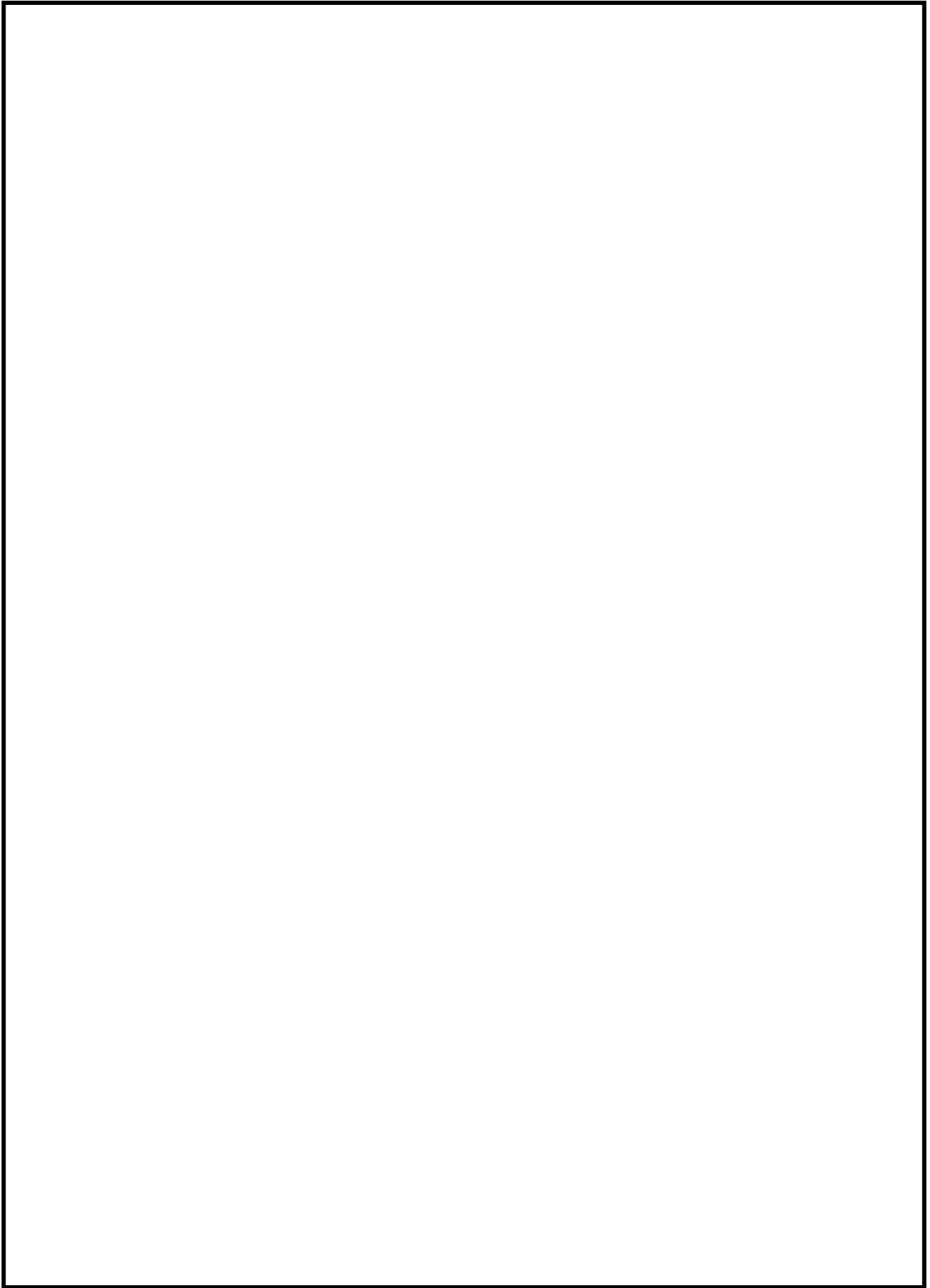


図 48-11 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-11)

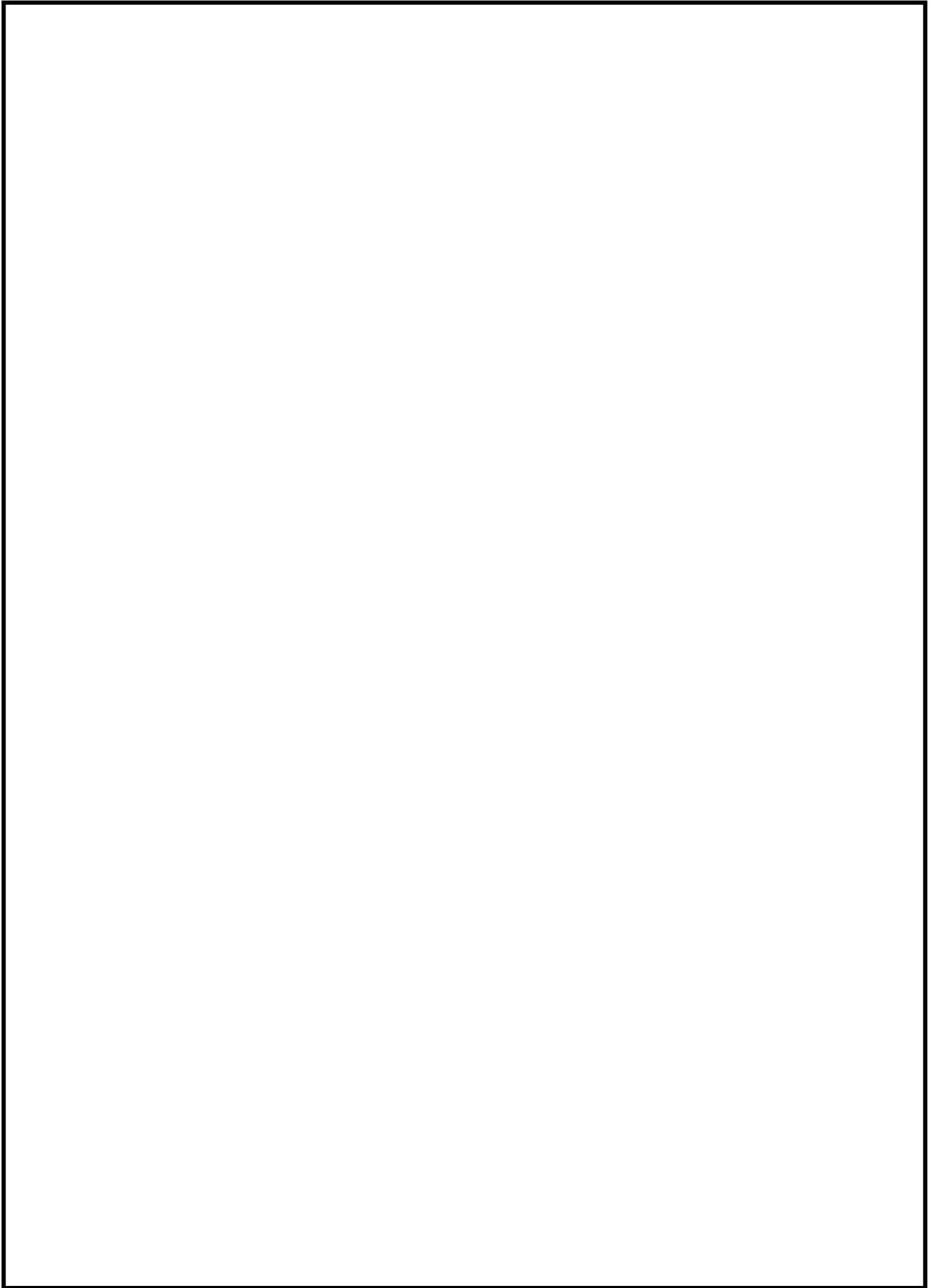



図 48-12 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-12)



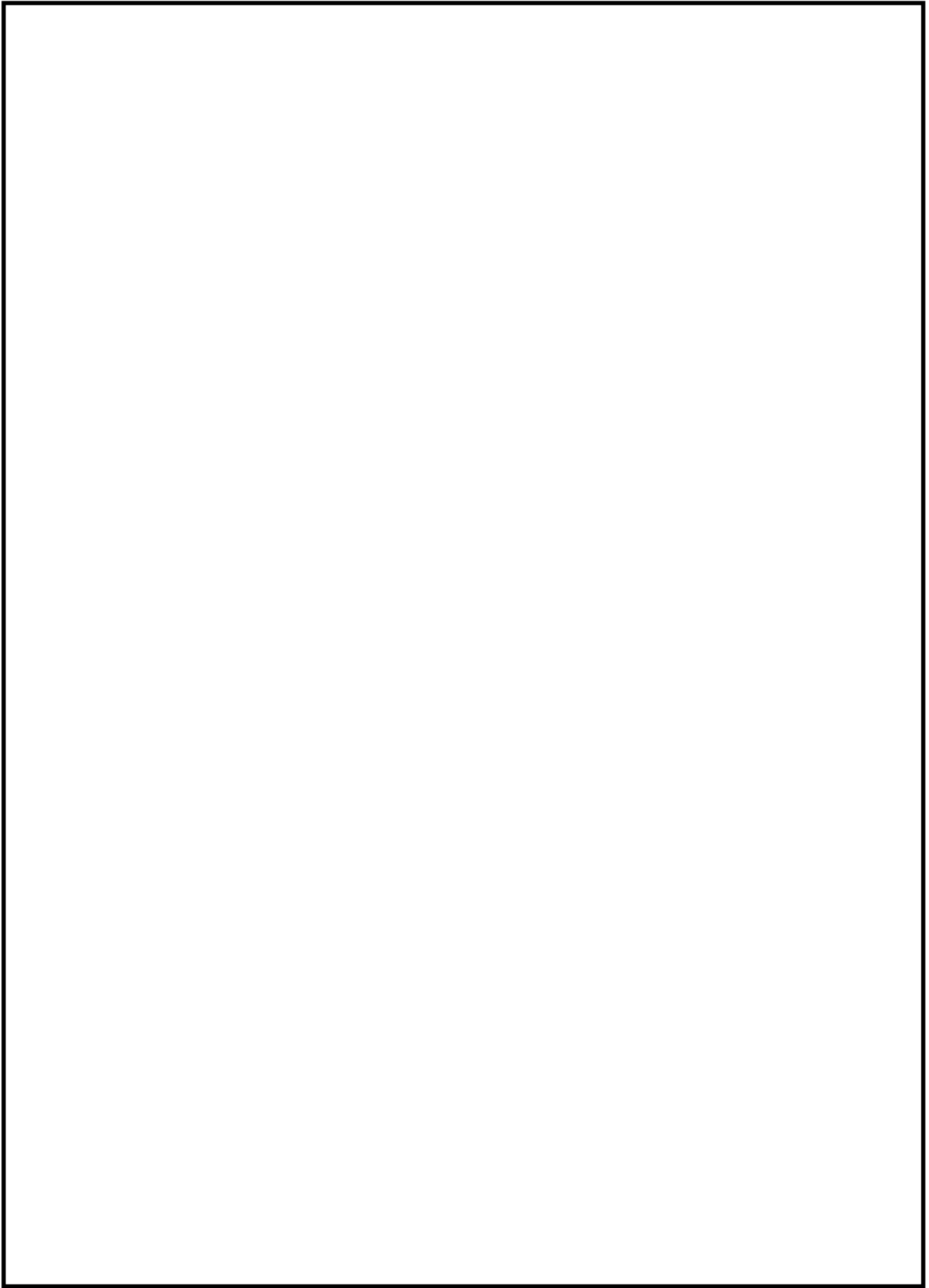


図 48-13 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-13)

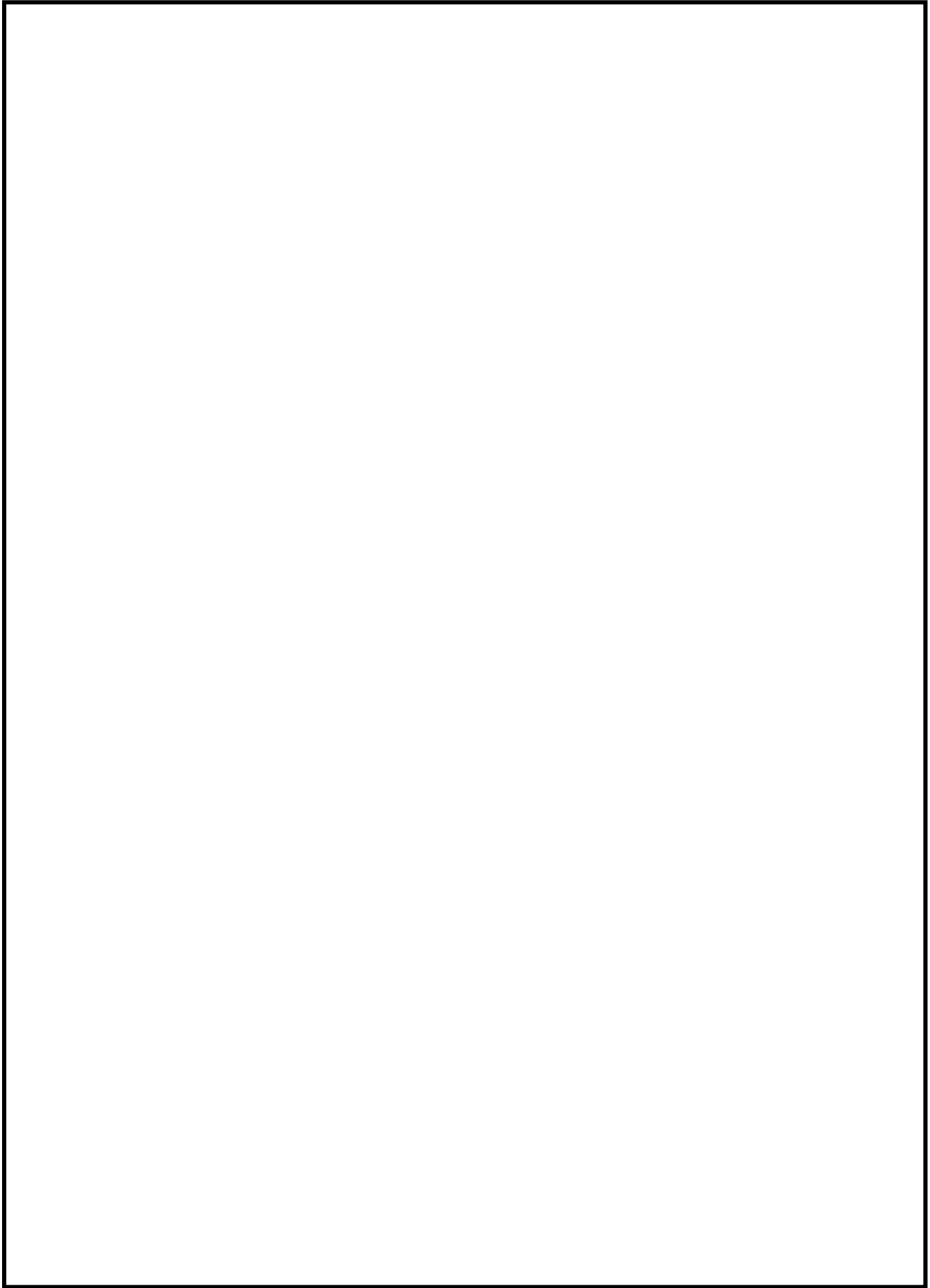


図 48-14 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-14)

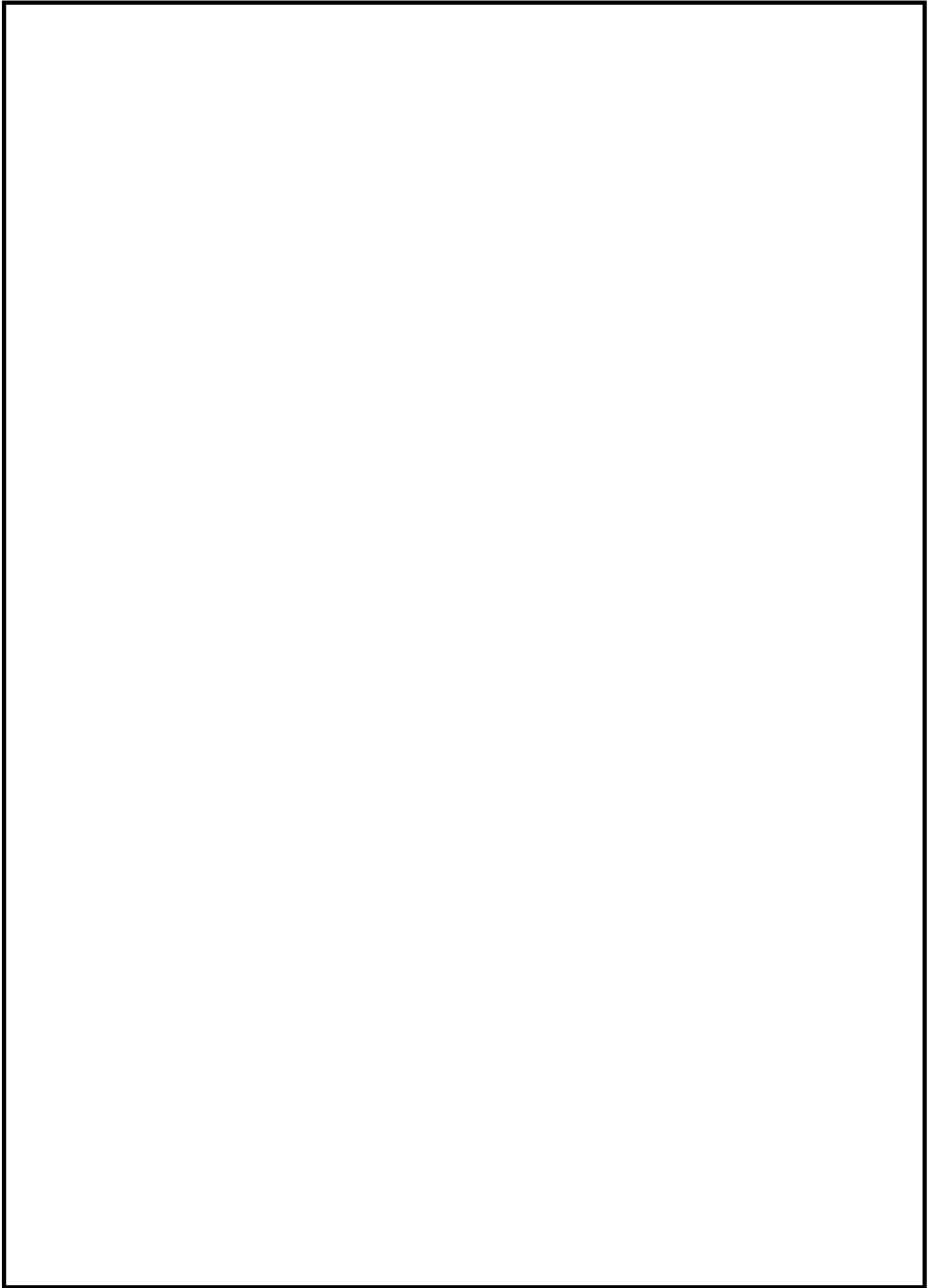



図 48-15 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-15)

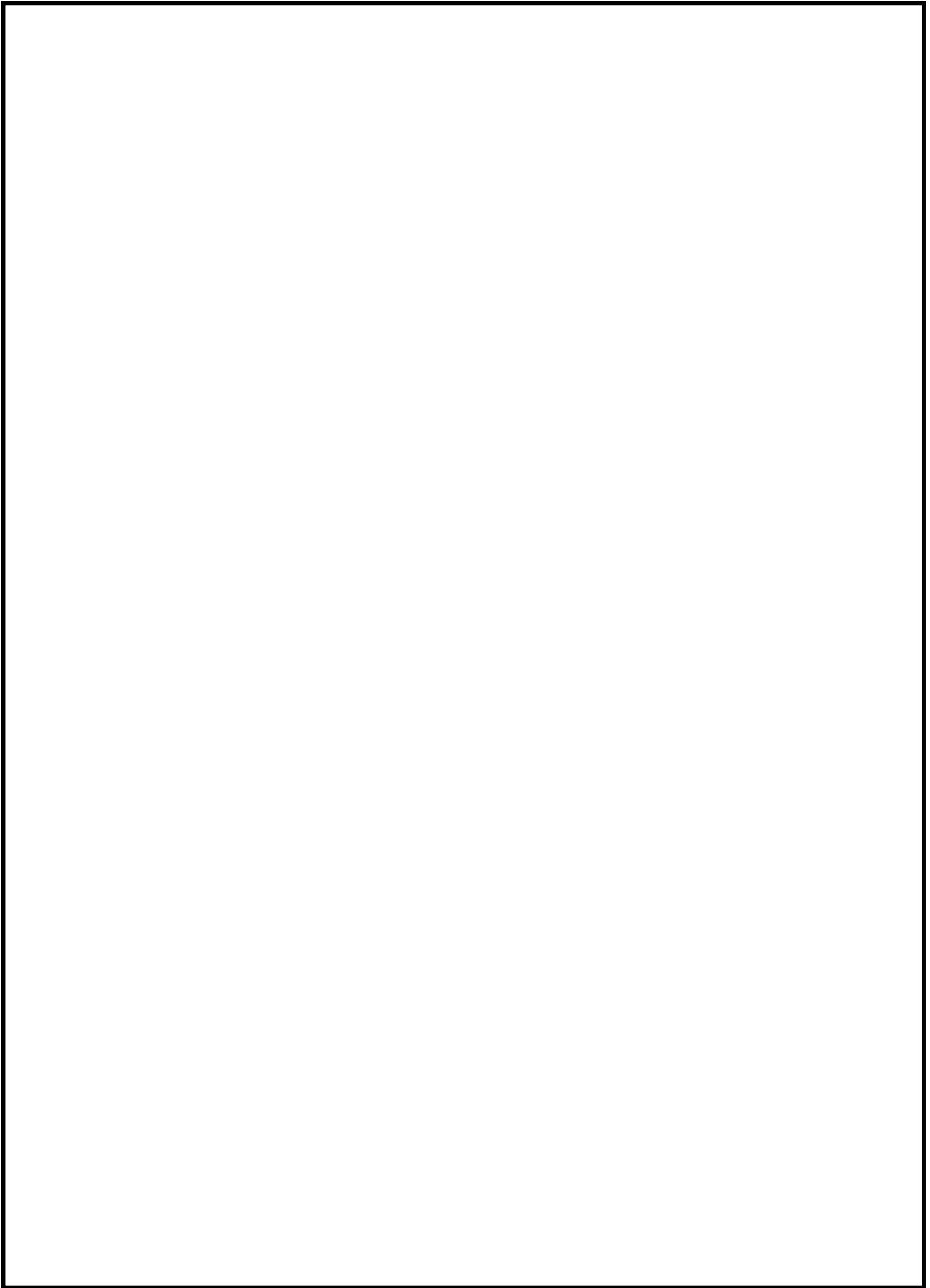



図 48-16 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-16)

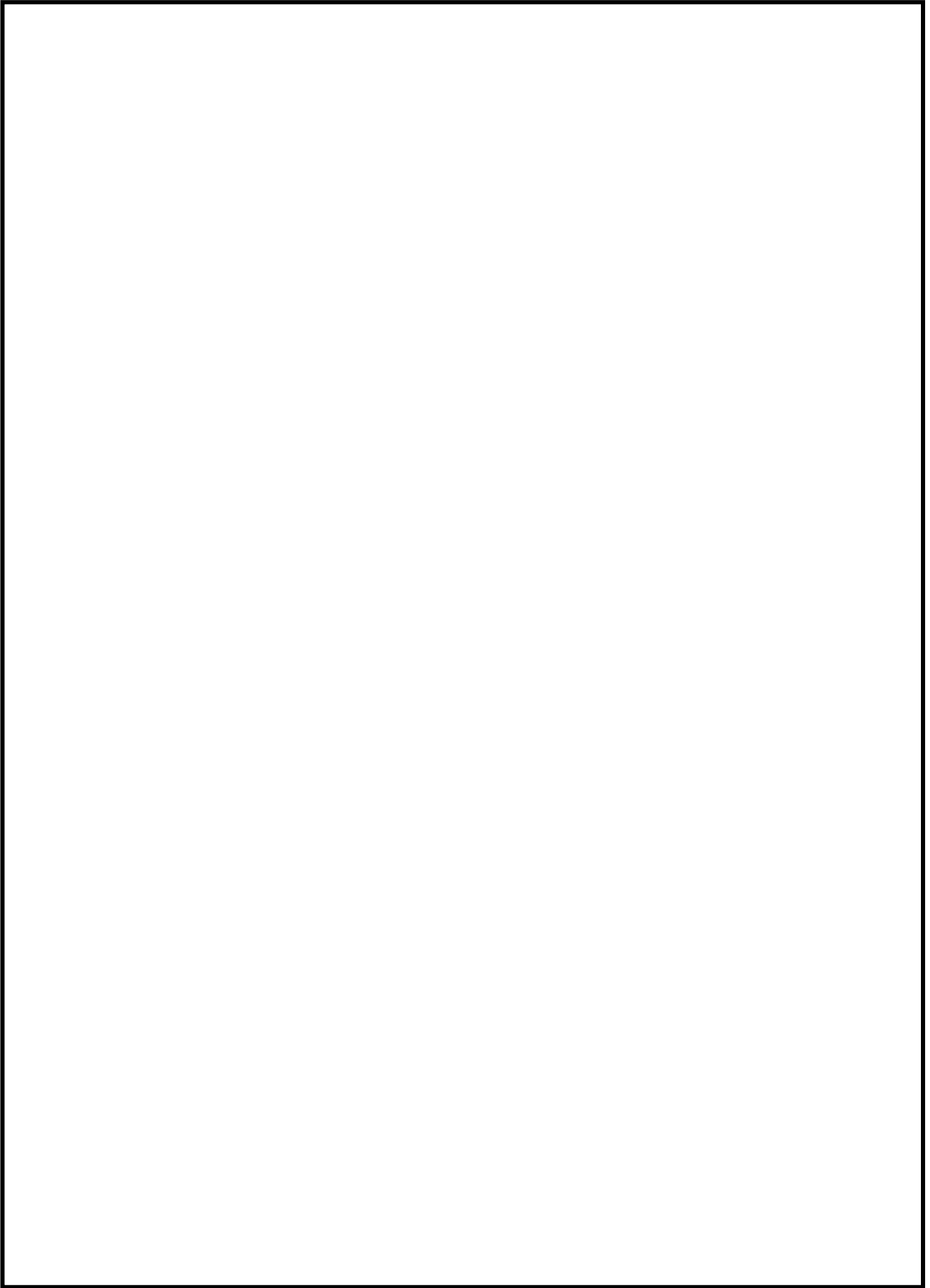


図 48-17 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-17)

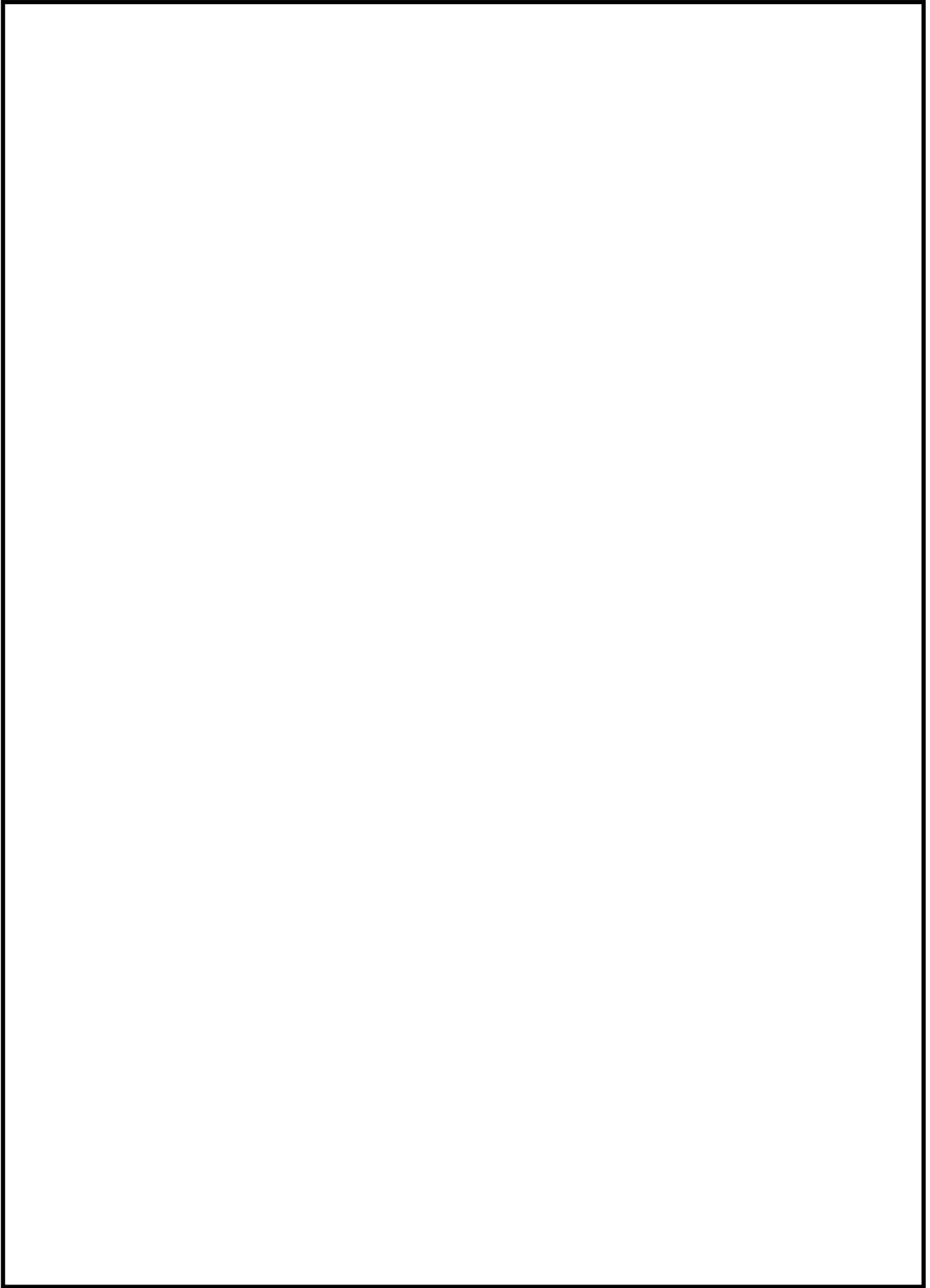


図 48-18 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-18)

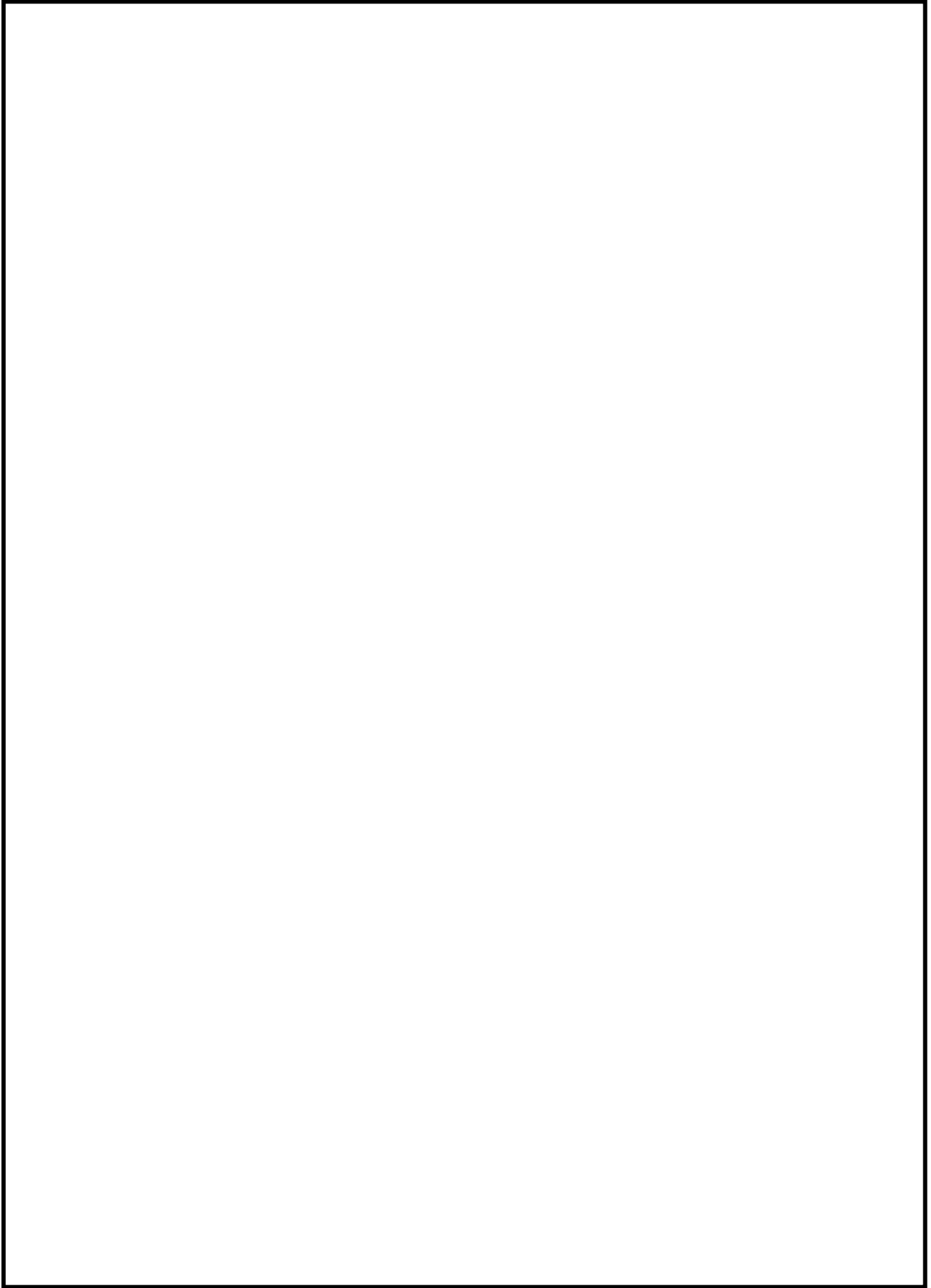


図 48-19 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-19)

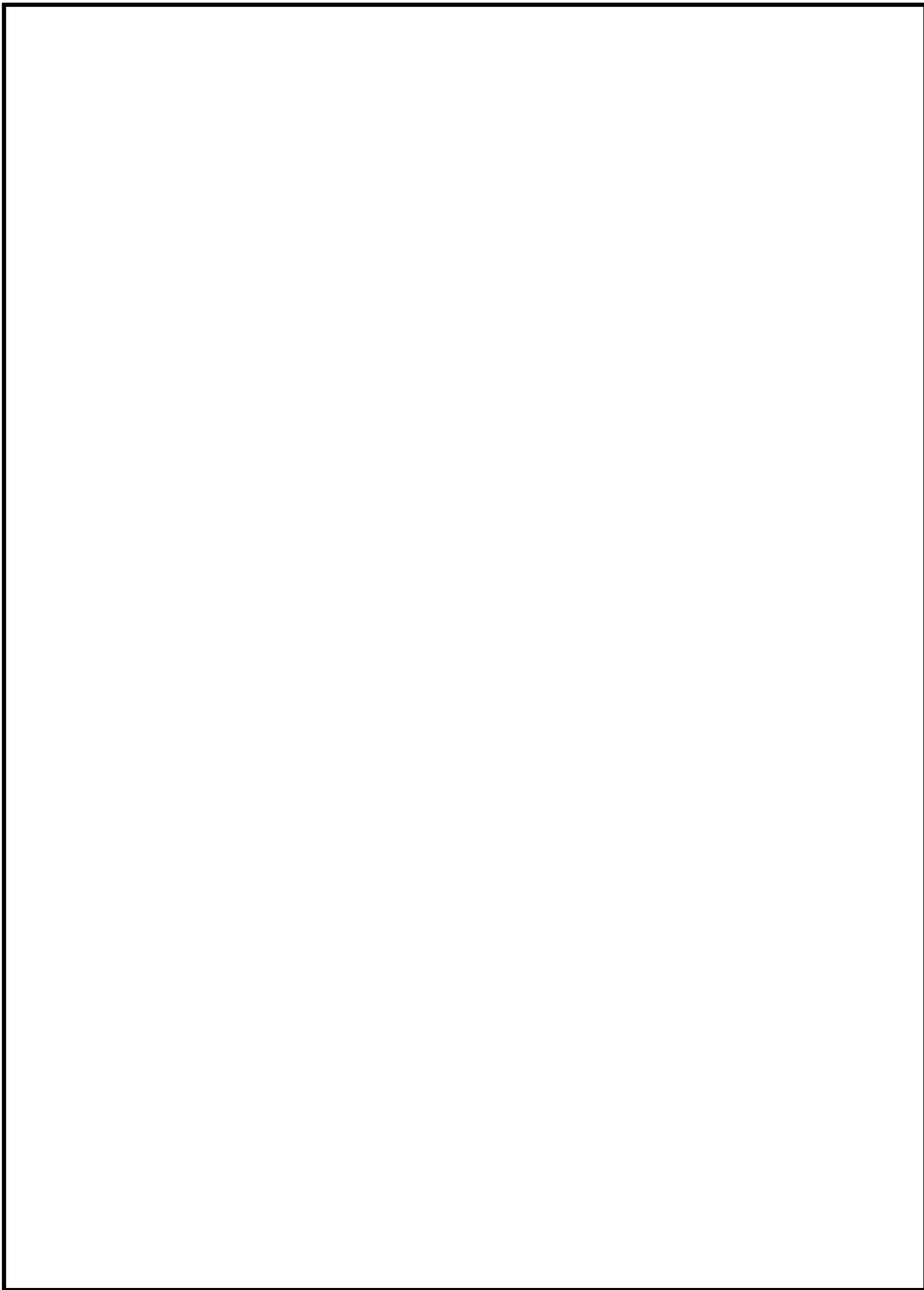



図 48-20 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-20)



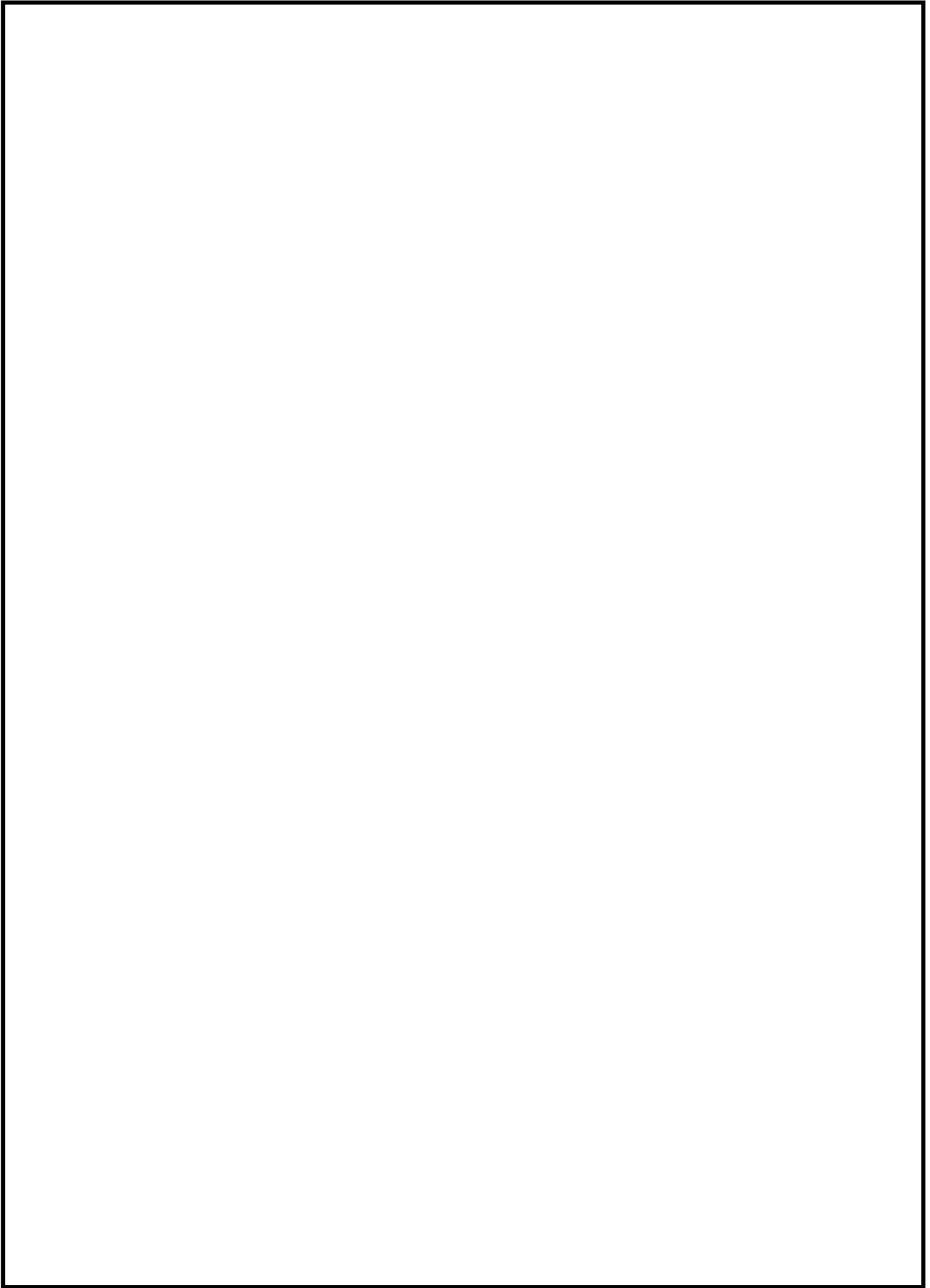


図 48-21 2号炉制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-21)

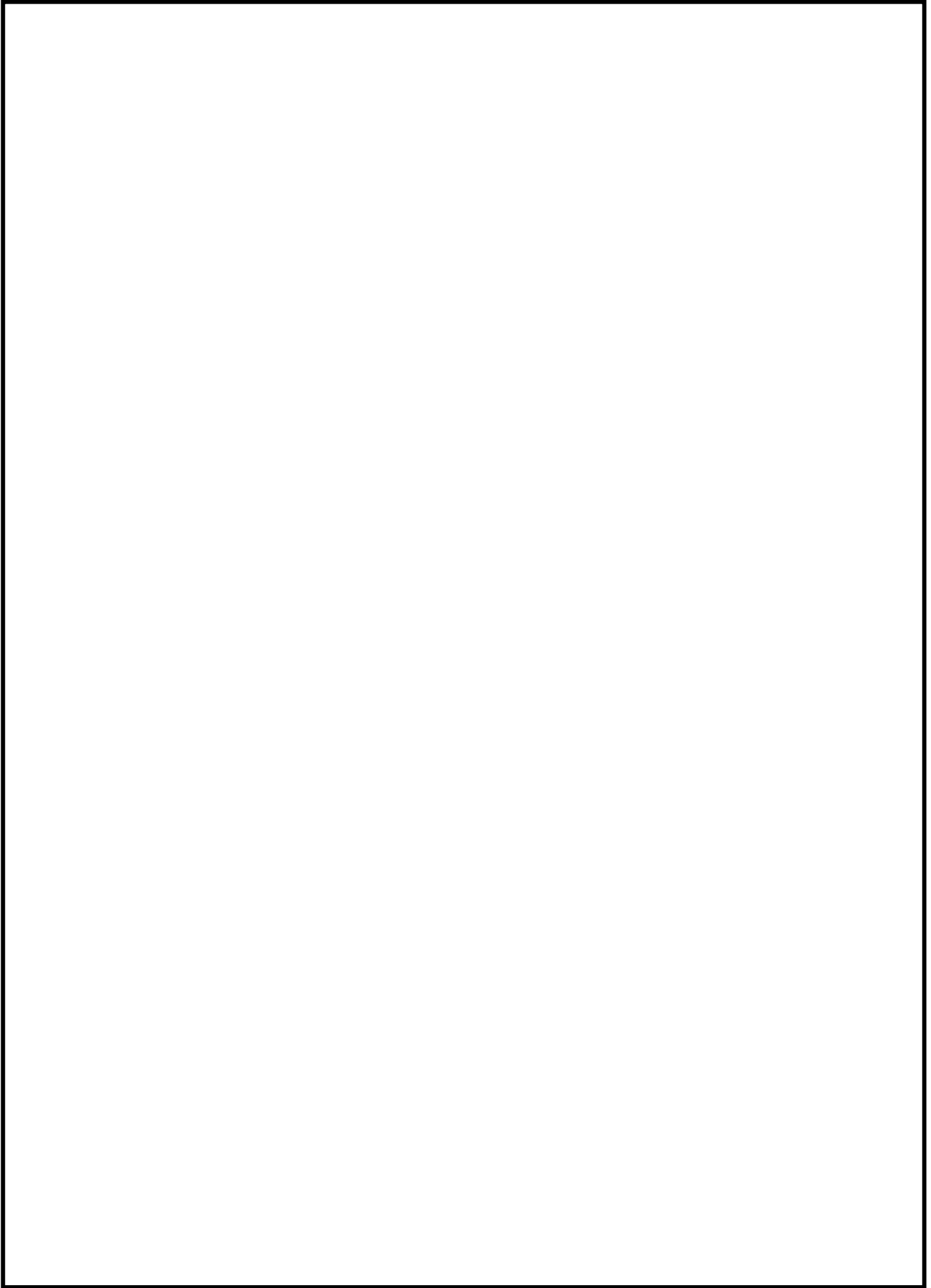


図 48-22 2号炉制御建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-22)

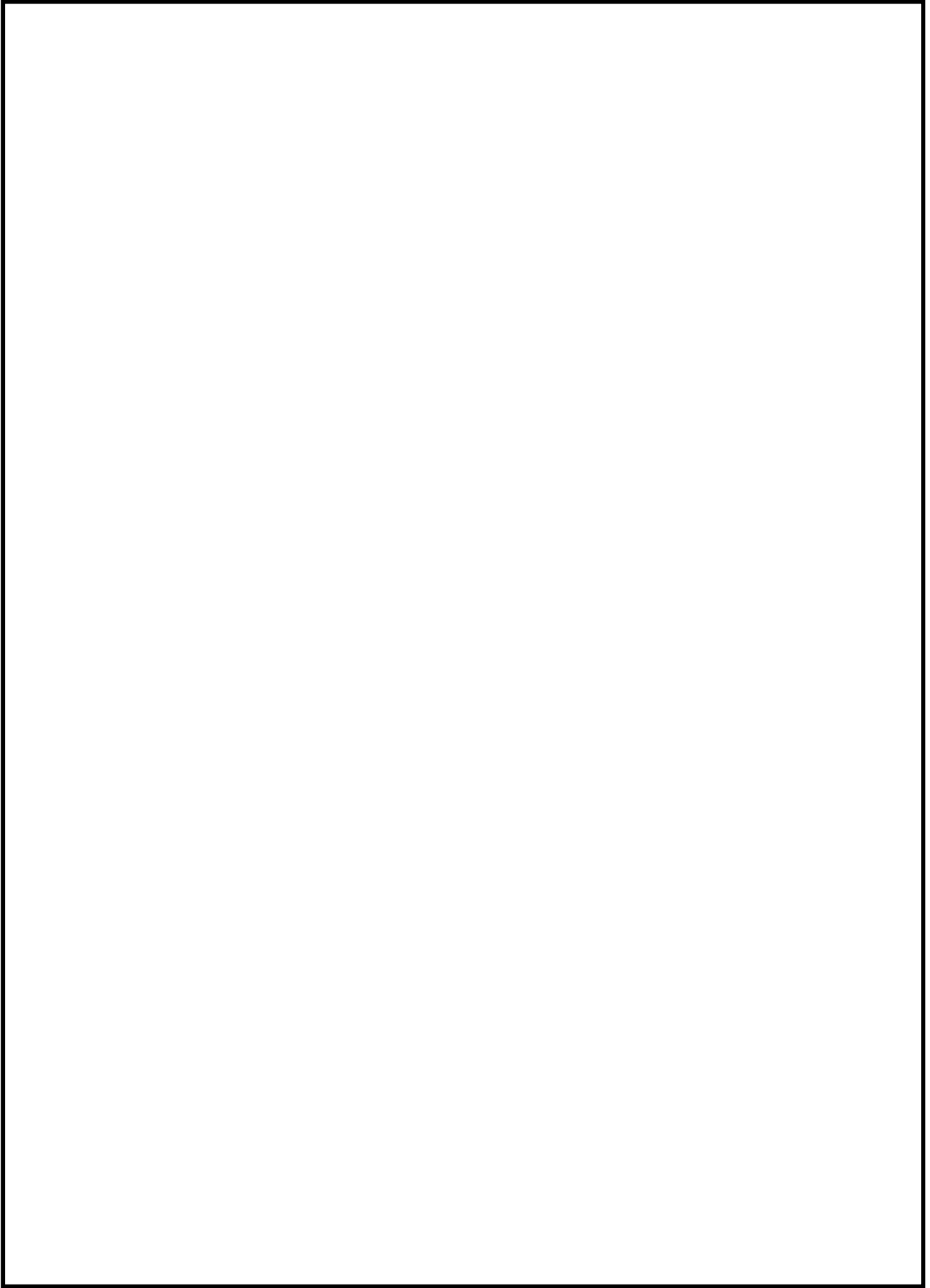


図 48-23 2号炉制御建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

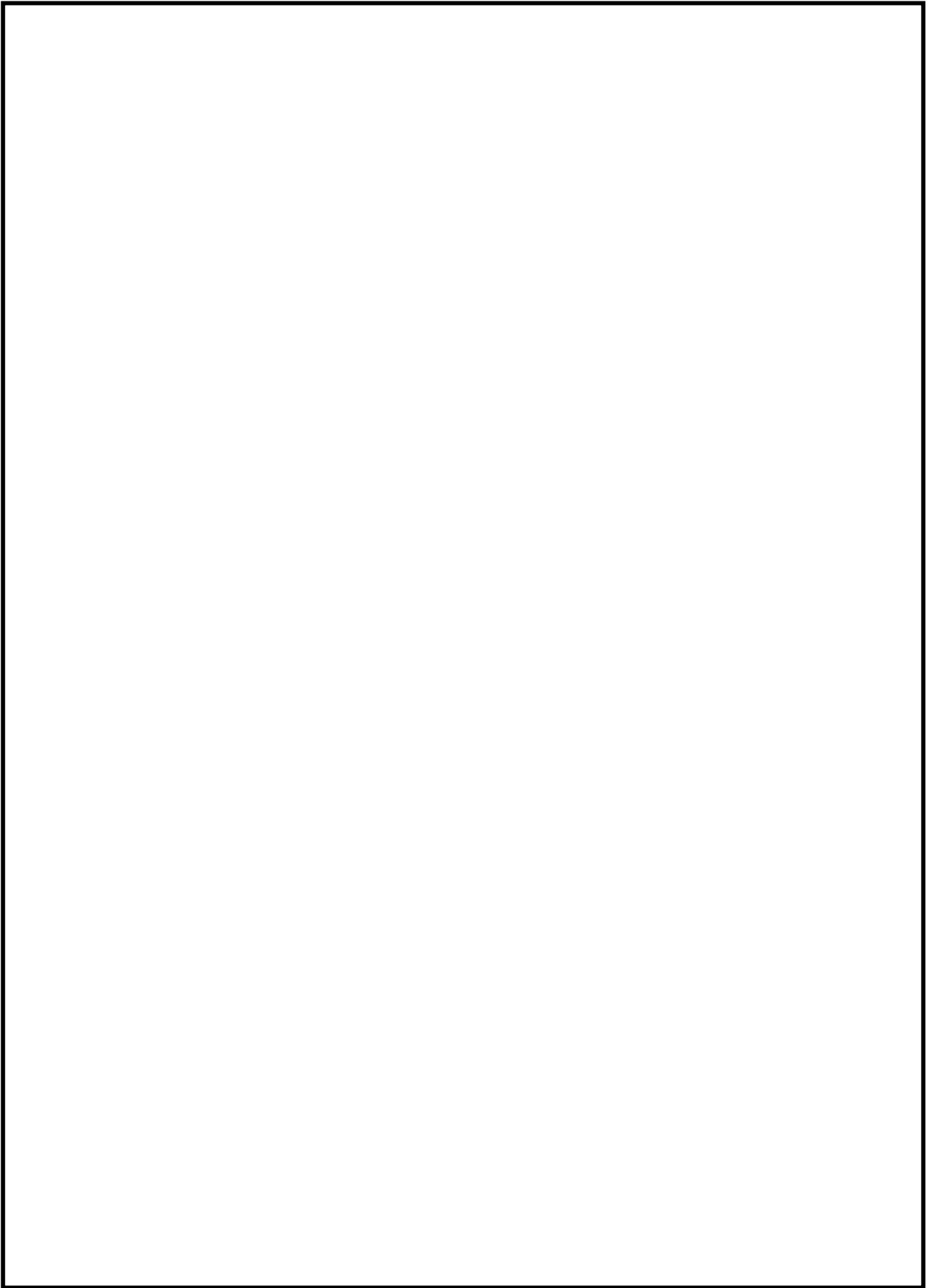


図 48-24 2号炉制御建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-24)

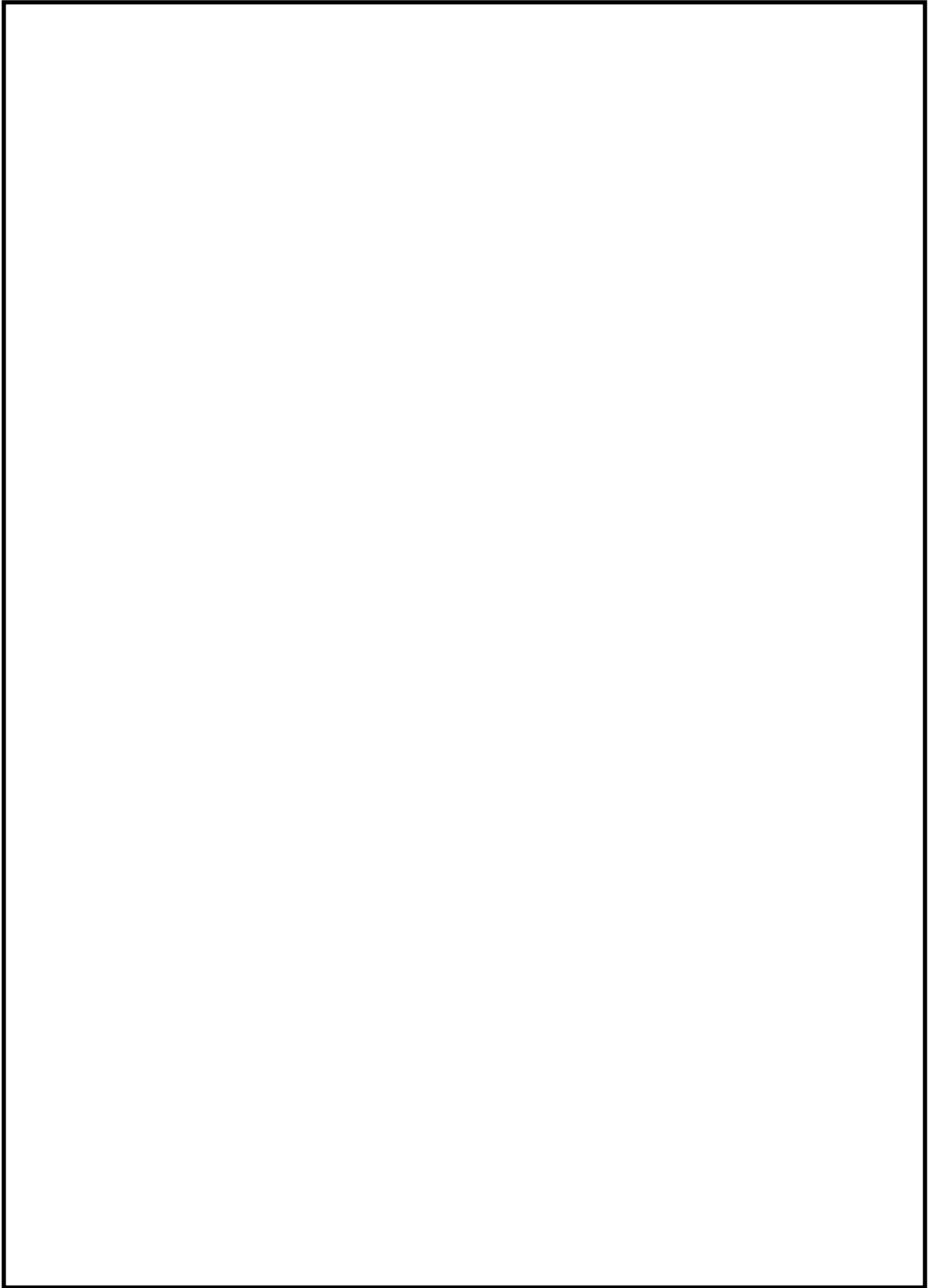


図 48-25 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-25)

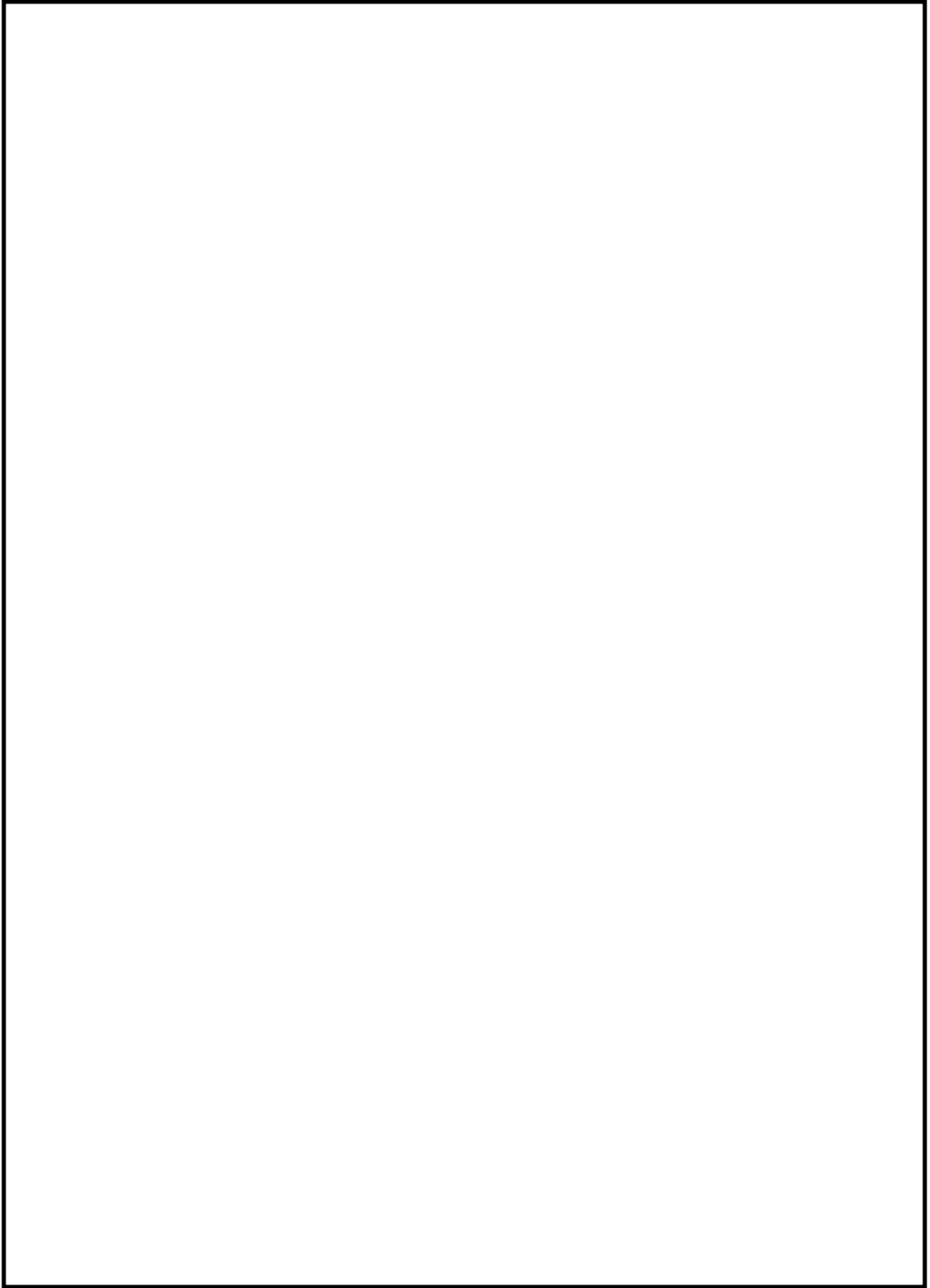


図 48-26 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-26)

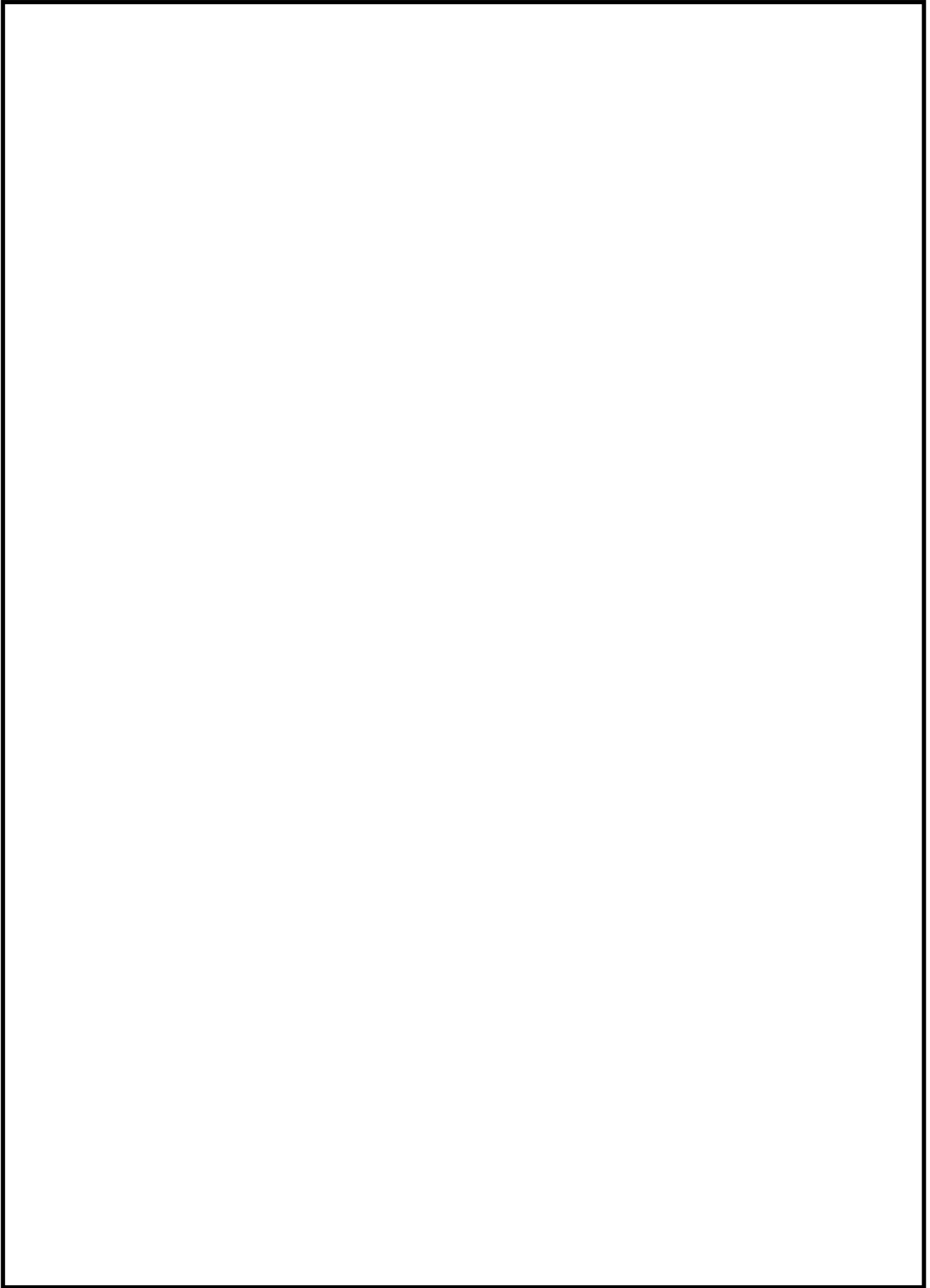



図 48-27 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-27)

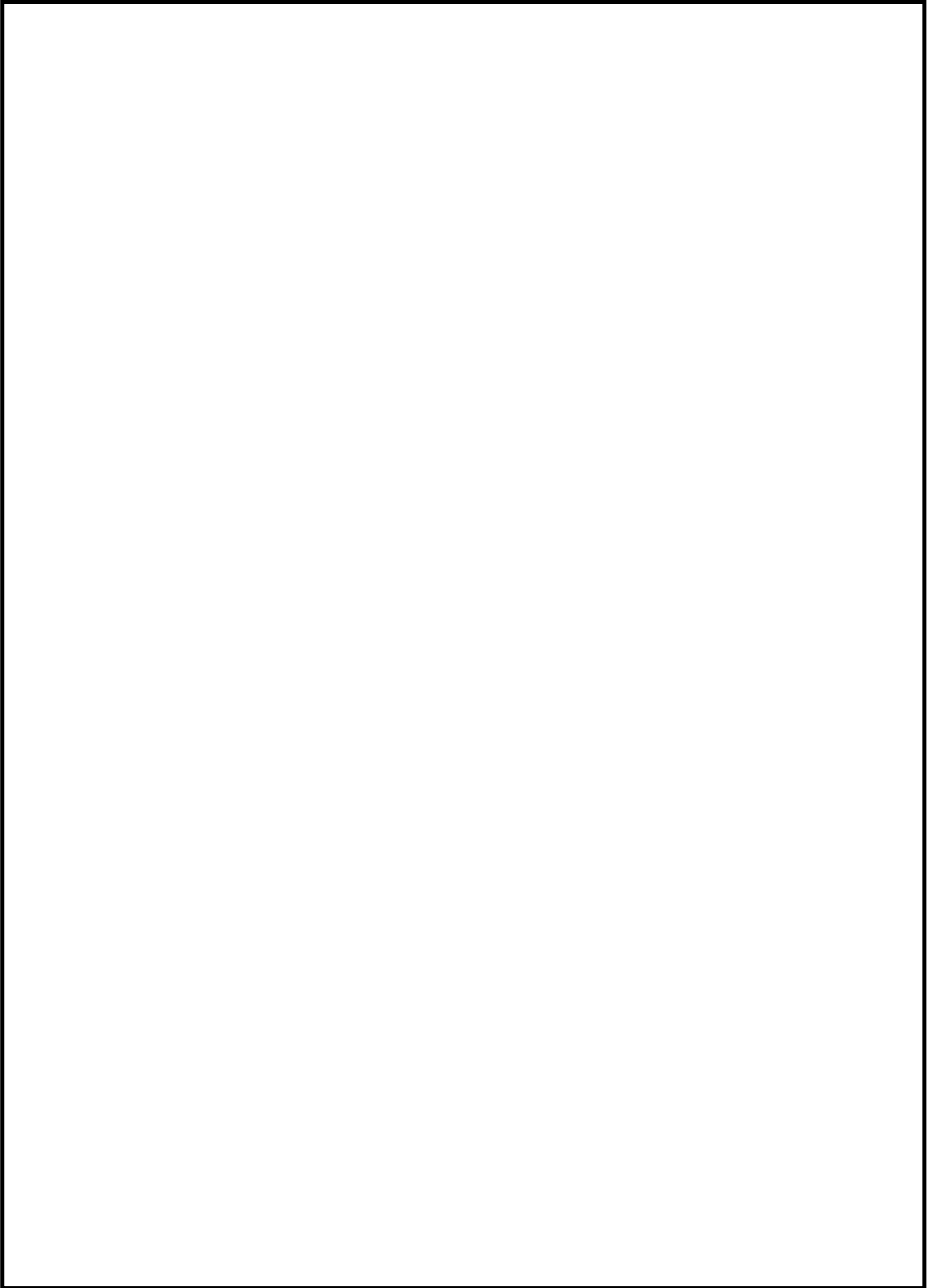


図 48-28 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-28)



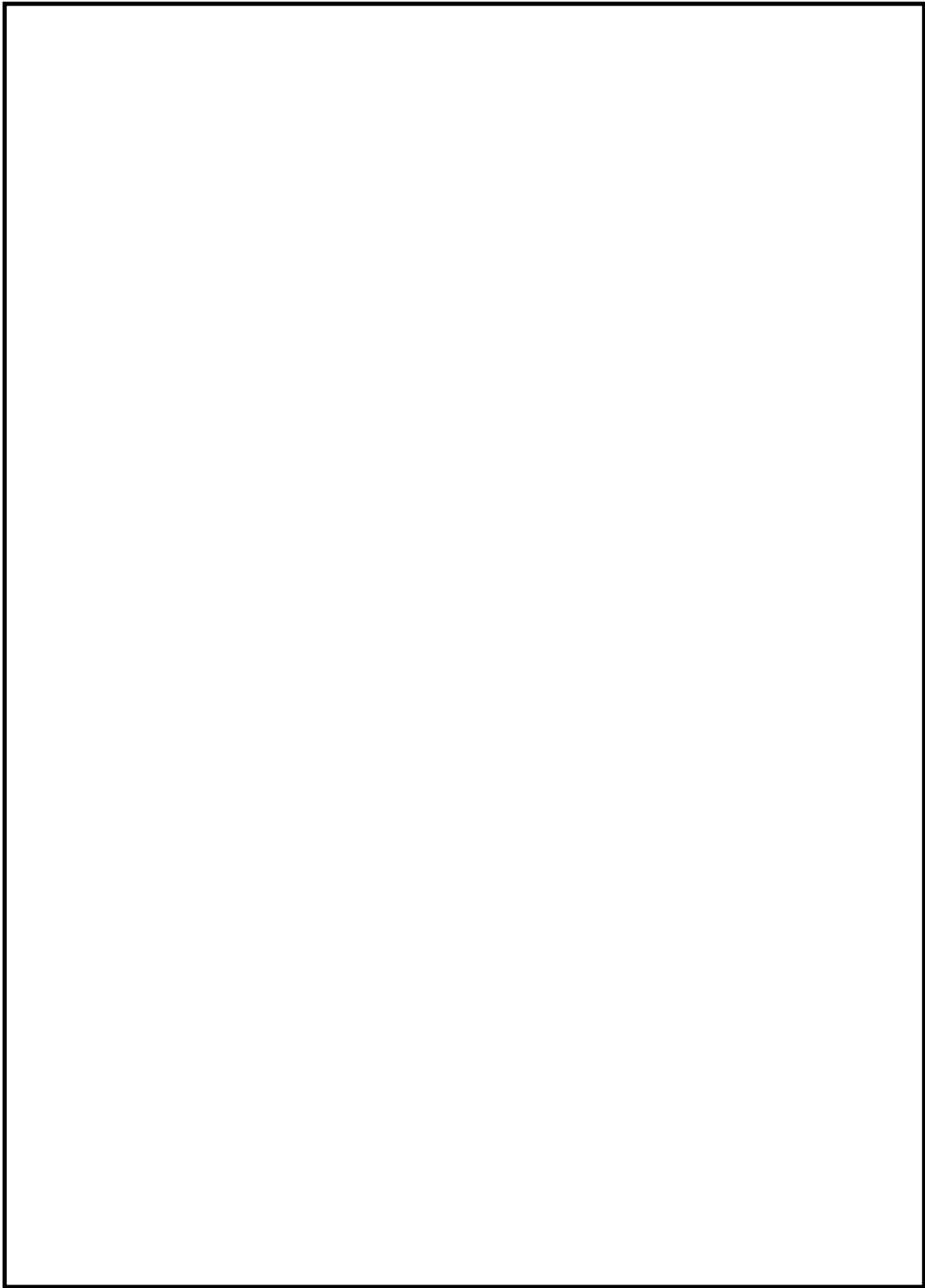


図 48-29 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-29)

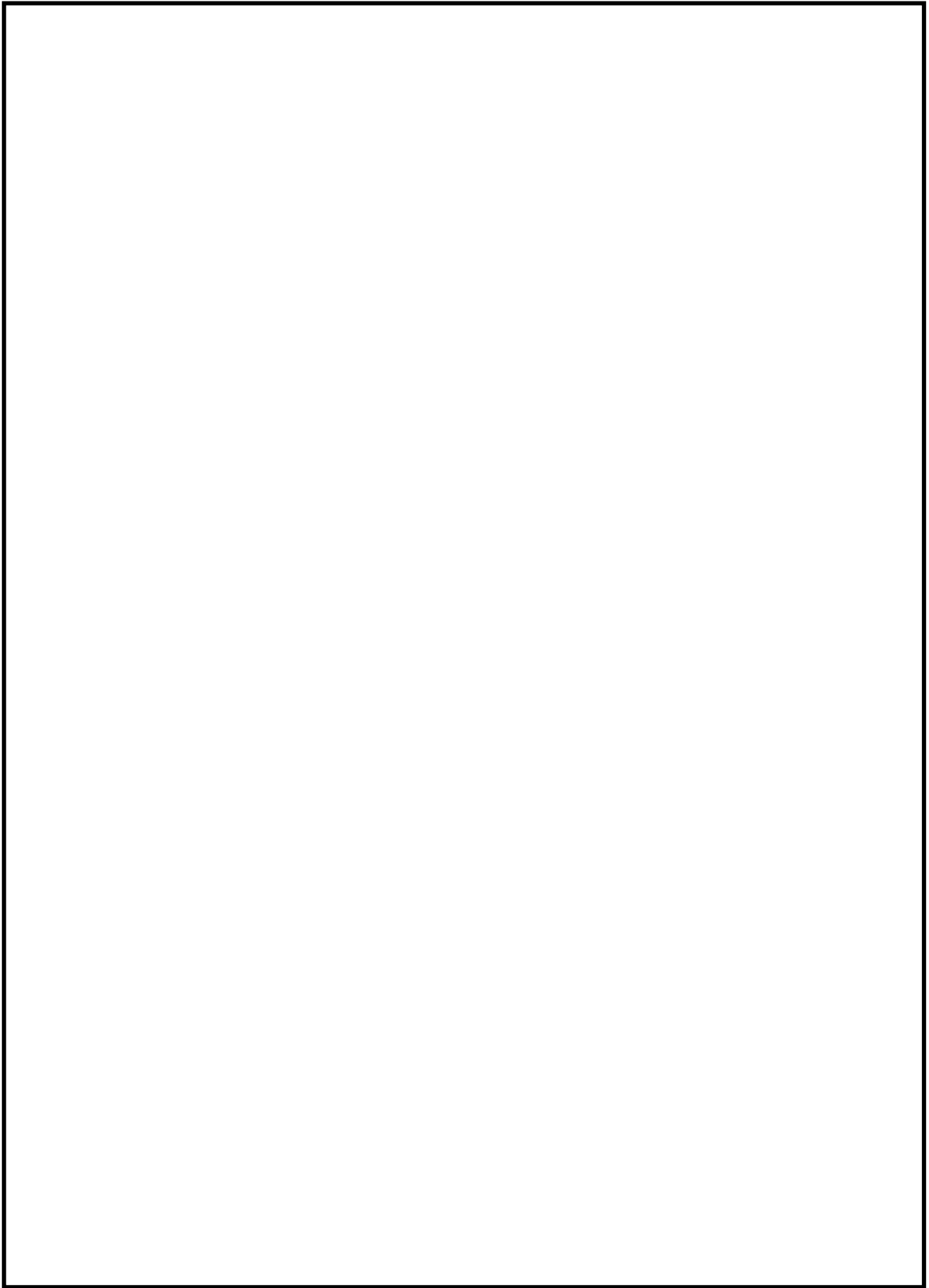


図 48-30 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-30)

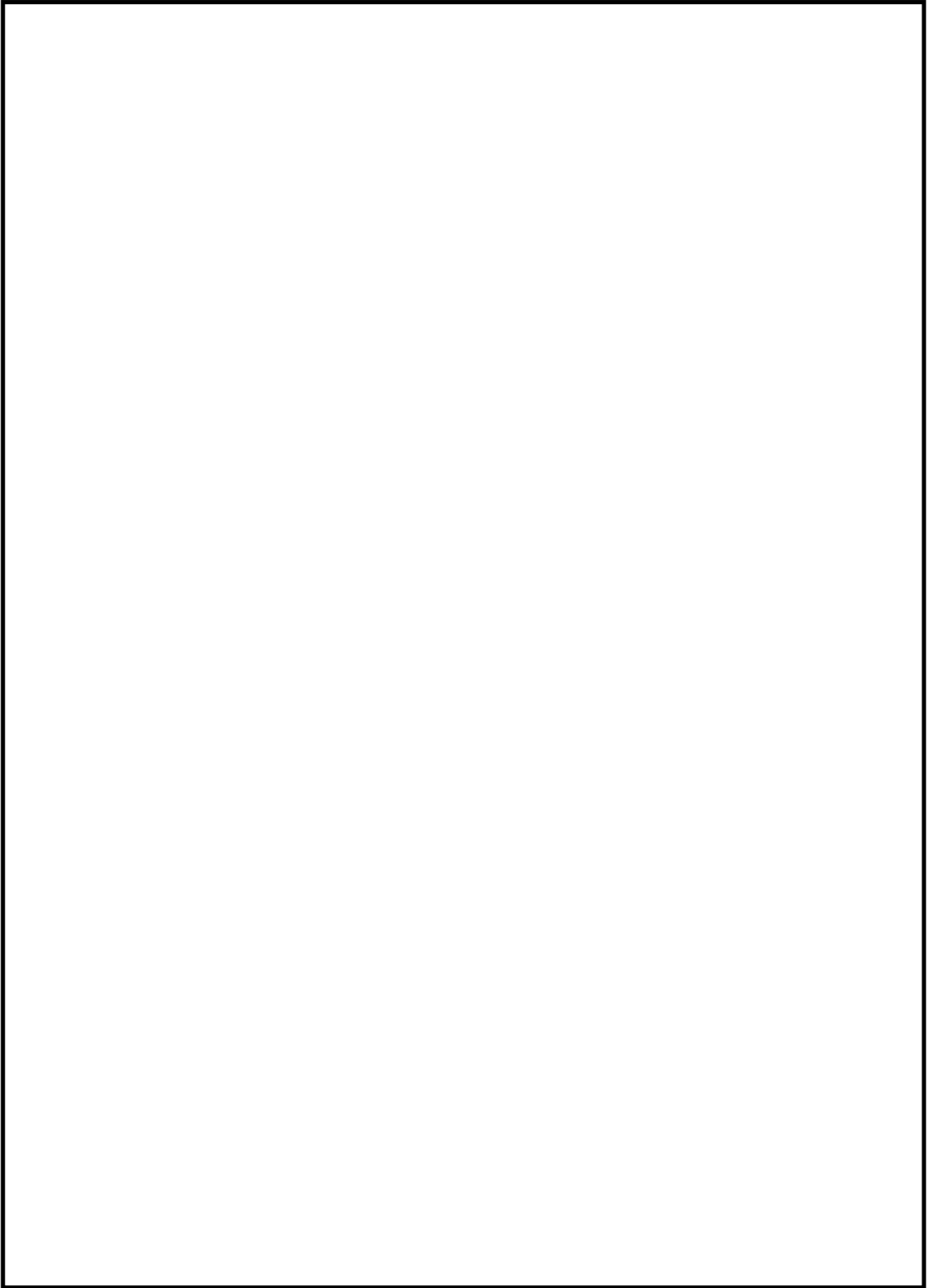



図 48-31 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-31)

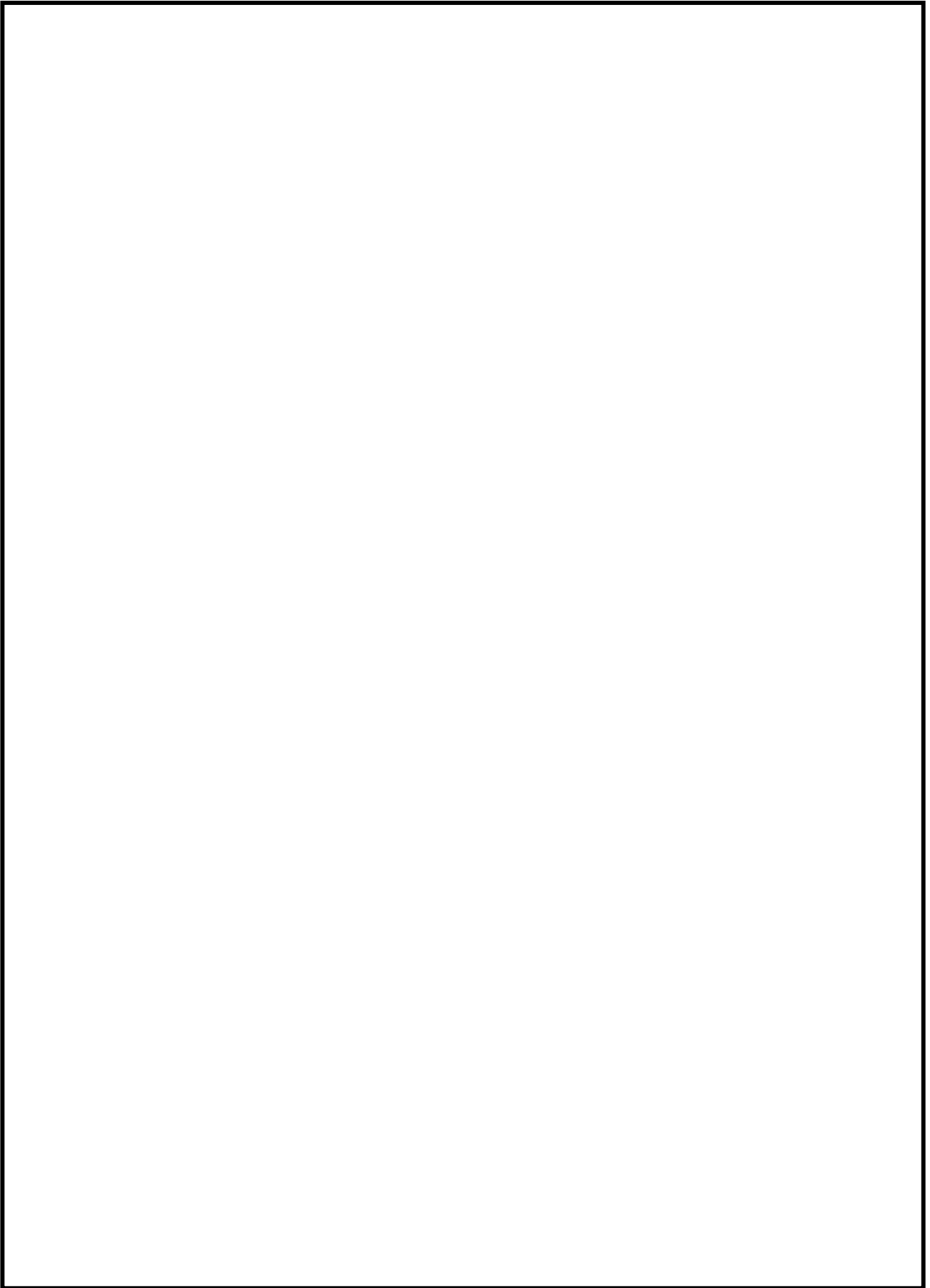



図 48-32 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-32)

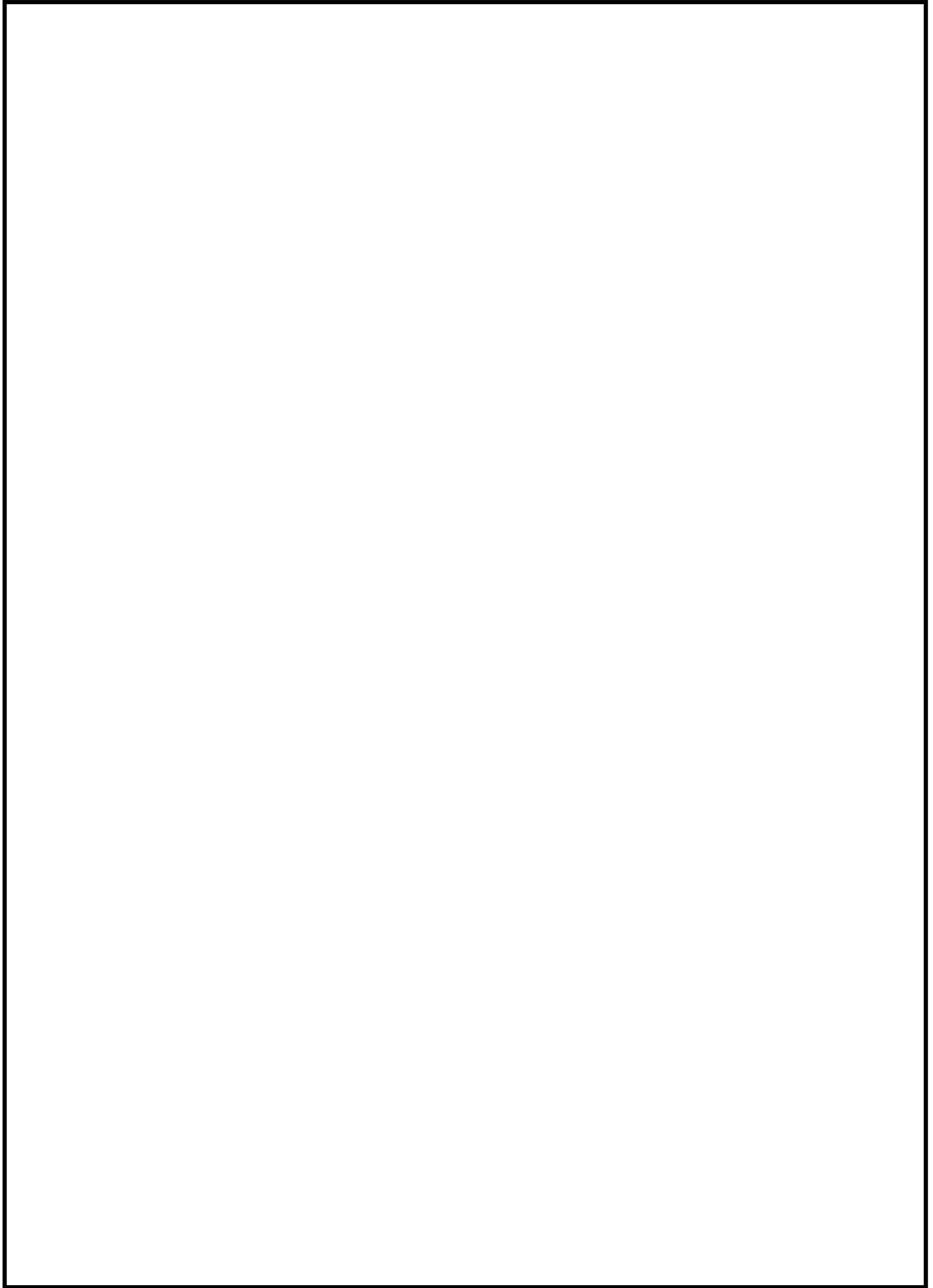


図 48-33 2号炉制御建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-33)

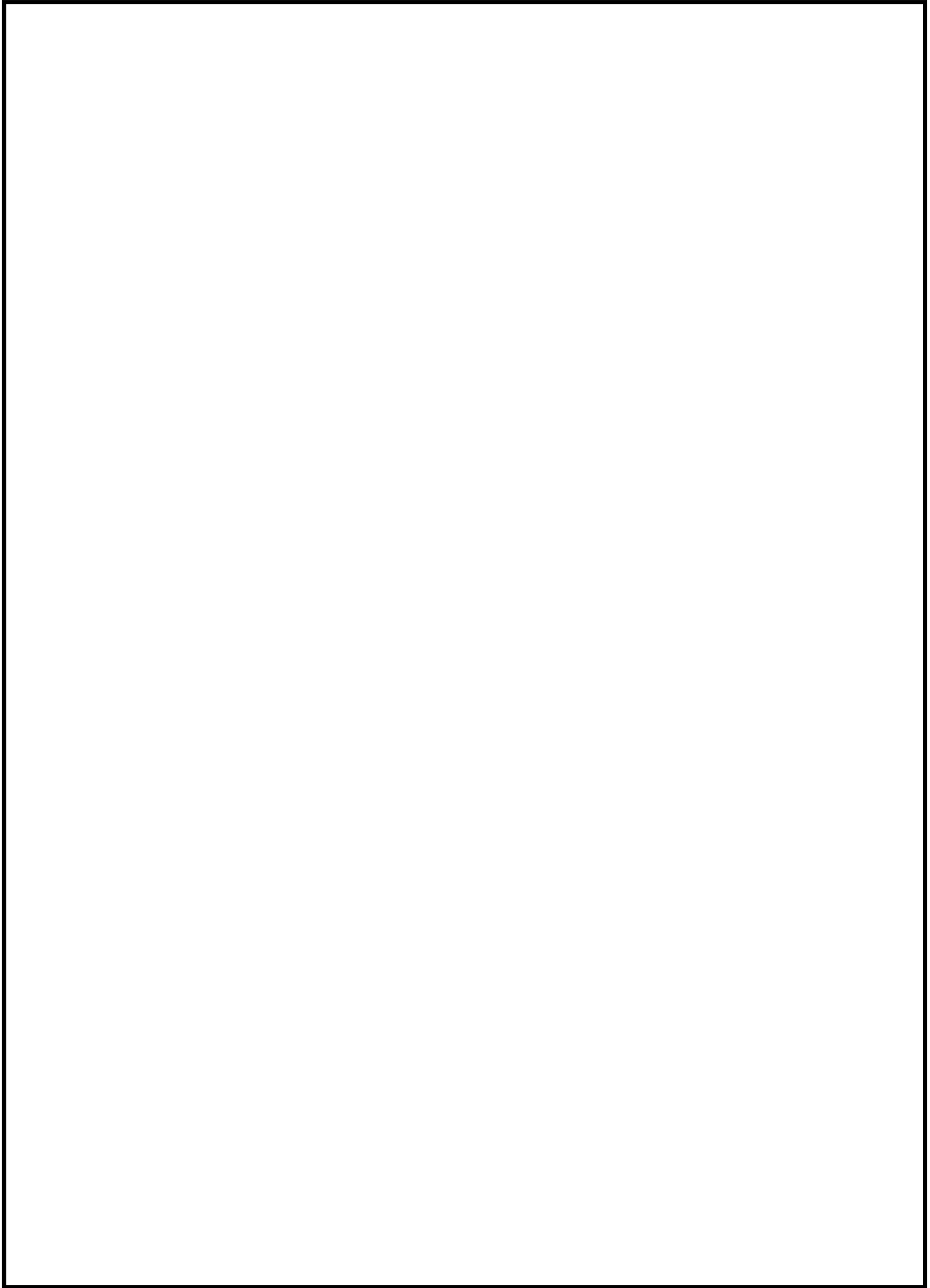


図 48-34 2号炉制御建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-34)

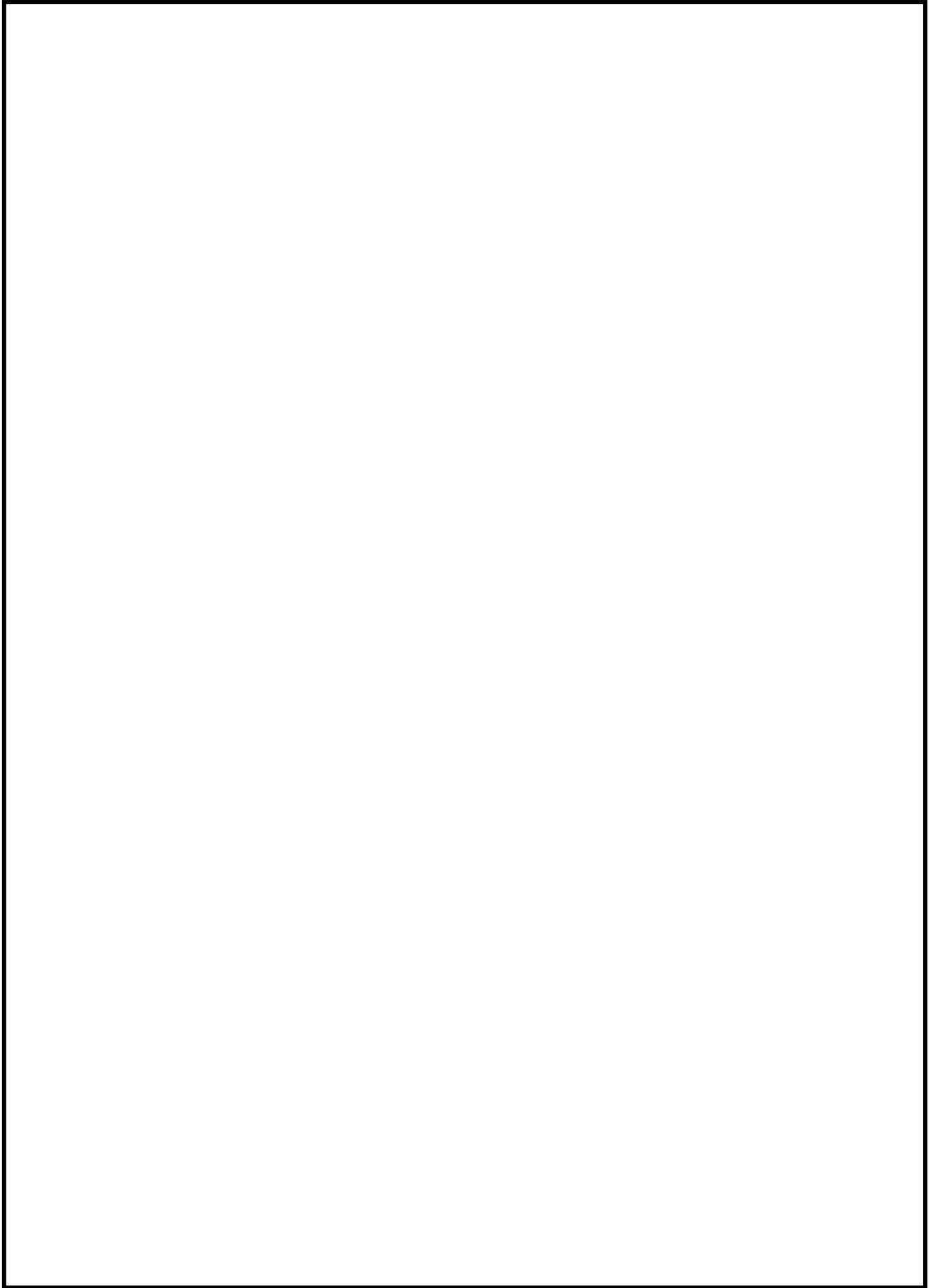



図 48-35 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-35)

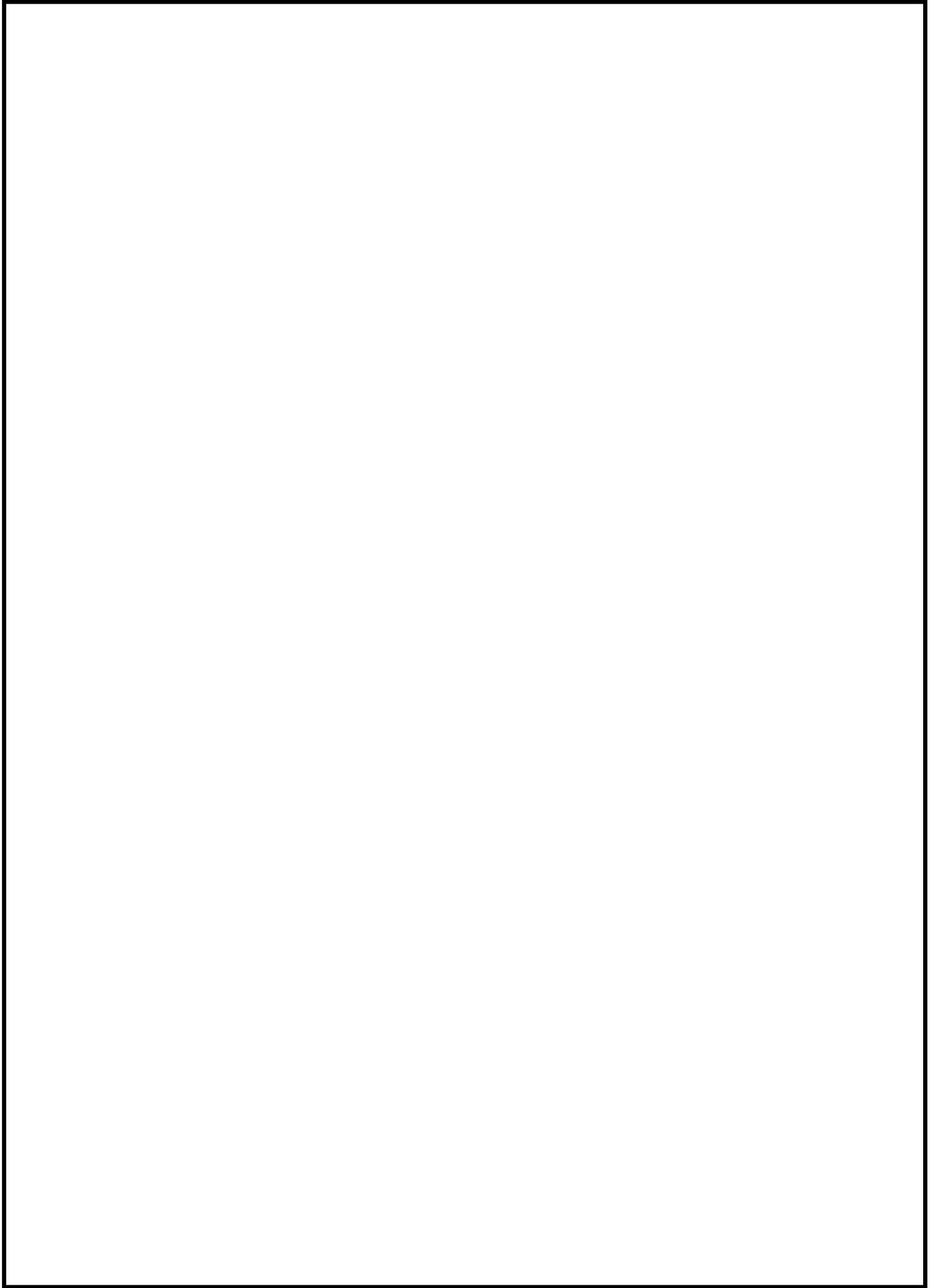



図 48-36 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-36)



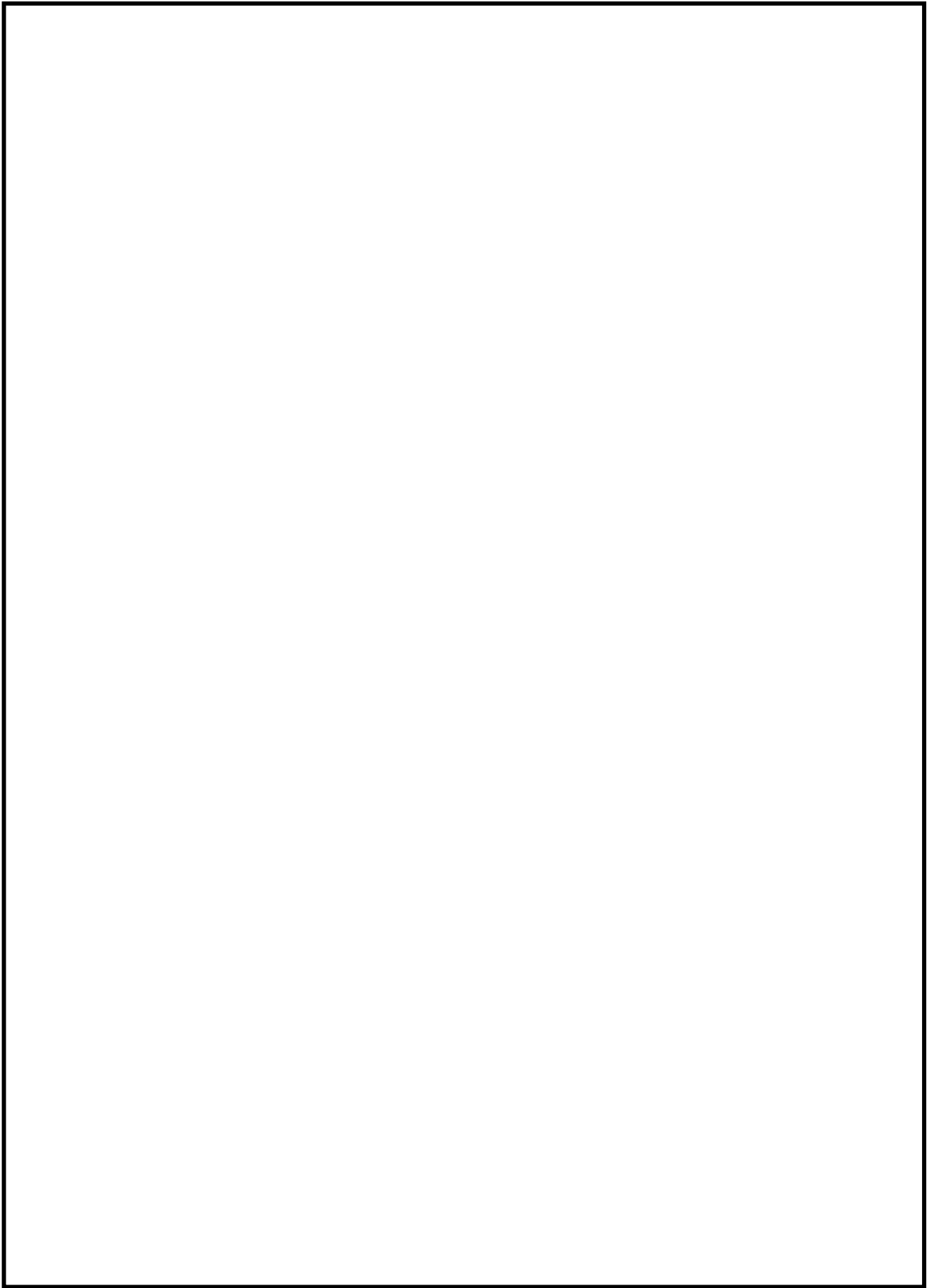


図 49-1 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-1)

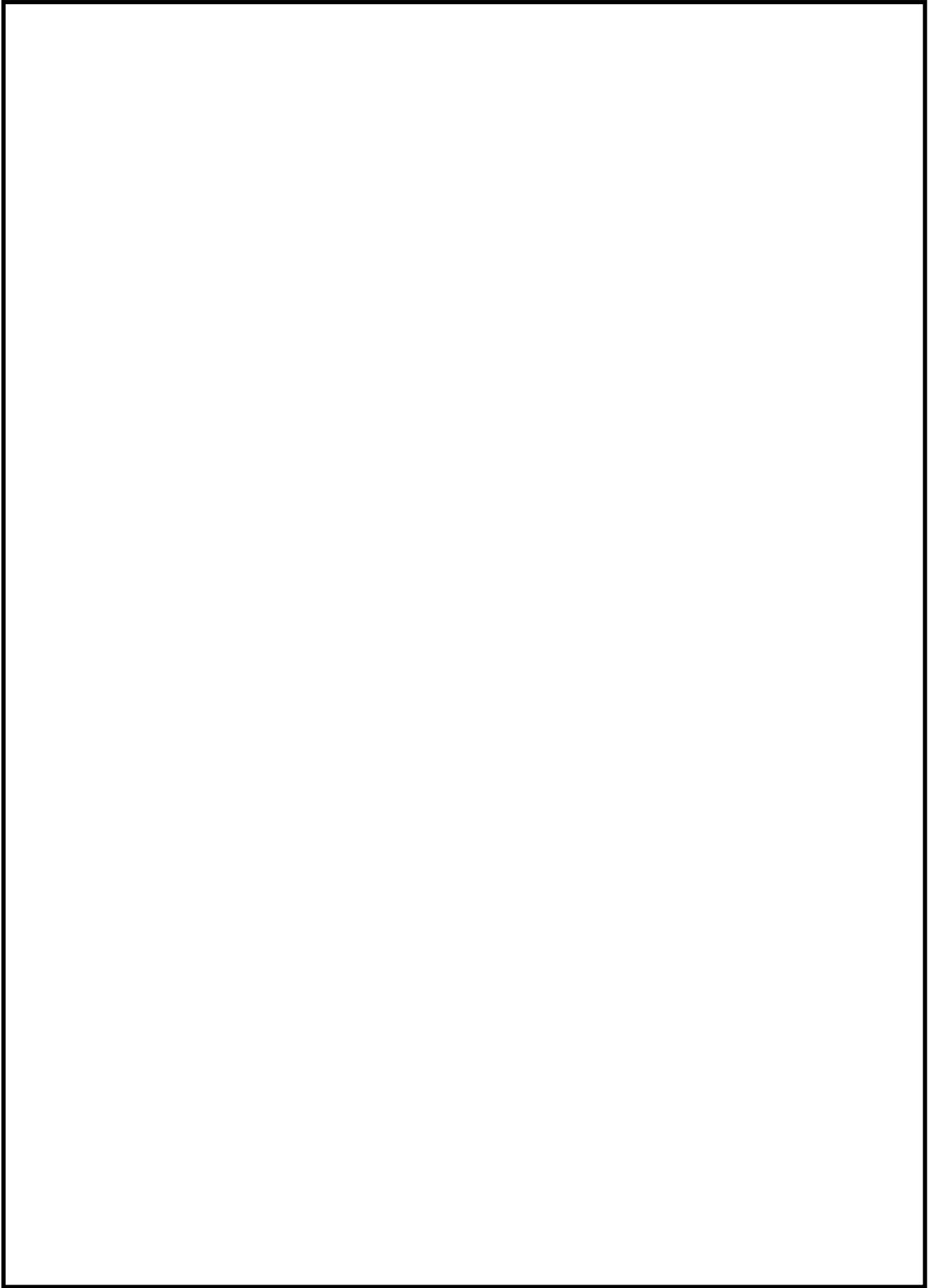


図 49-2 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-2)

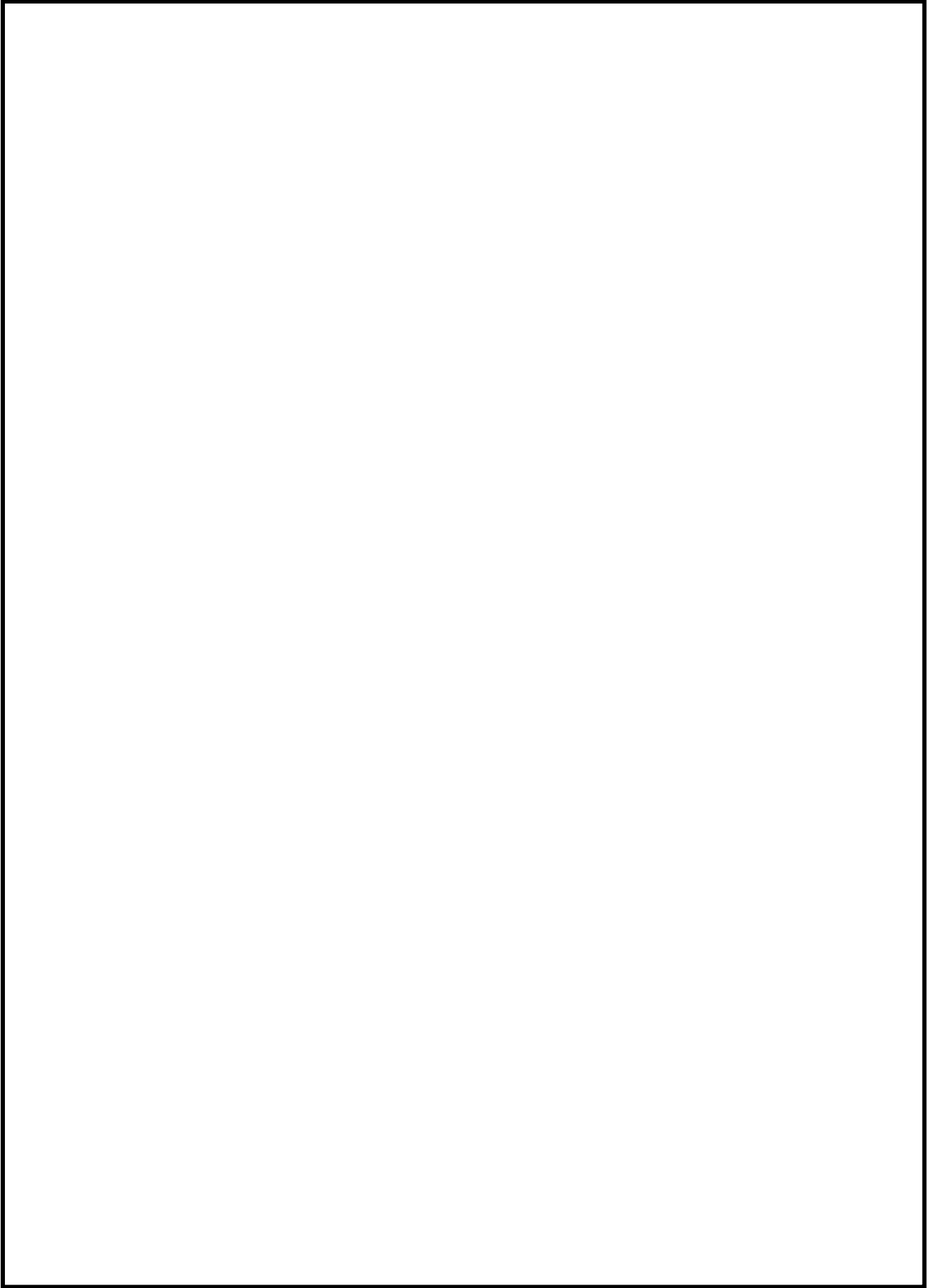



図 49-3 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-3)

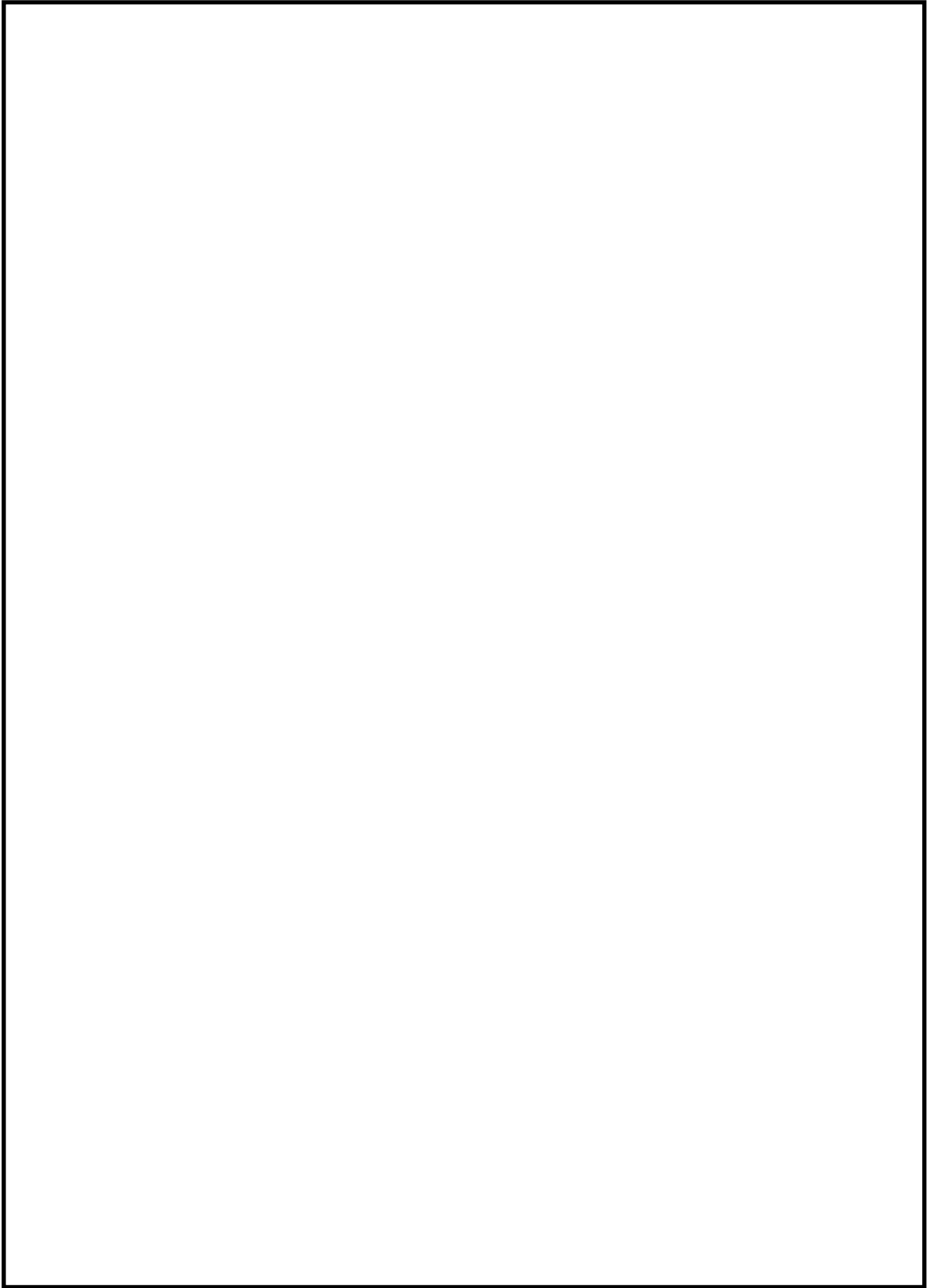


図 49-4 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-4)

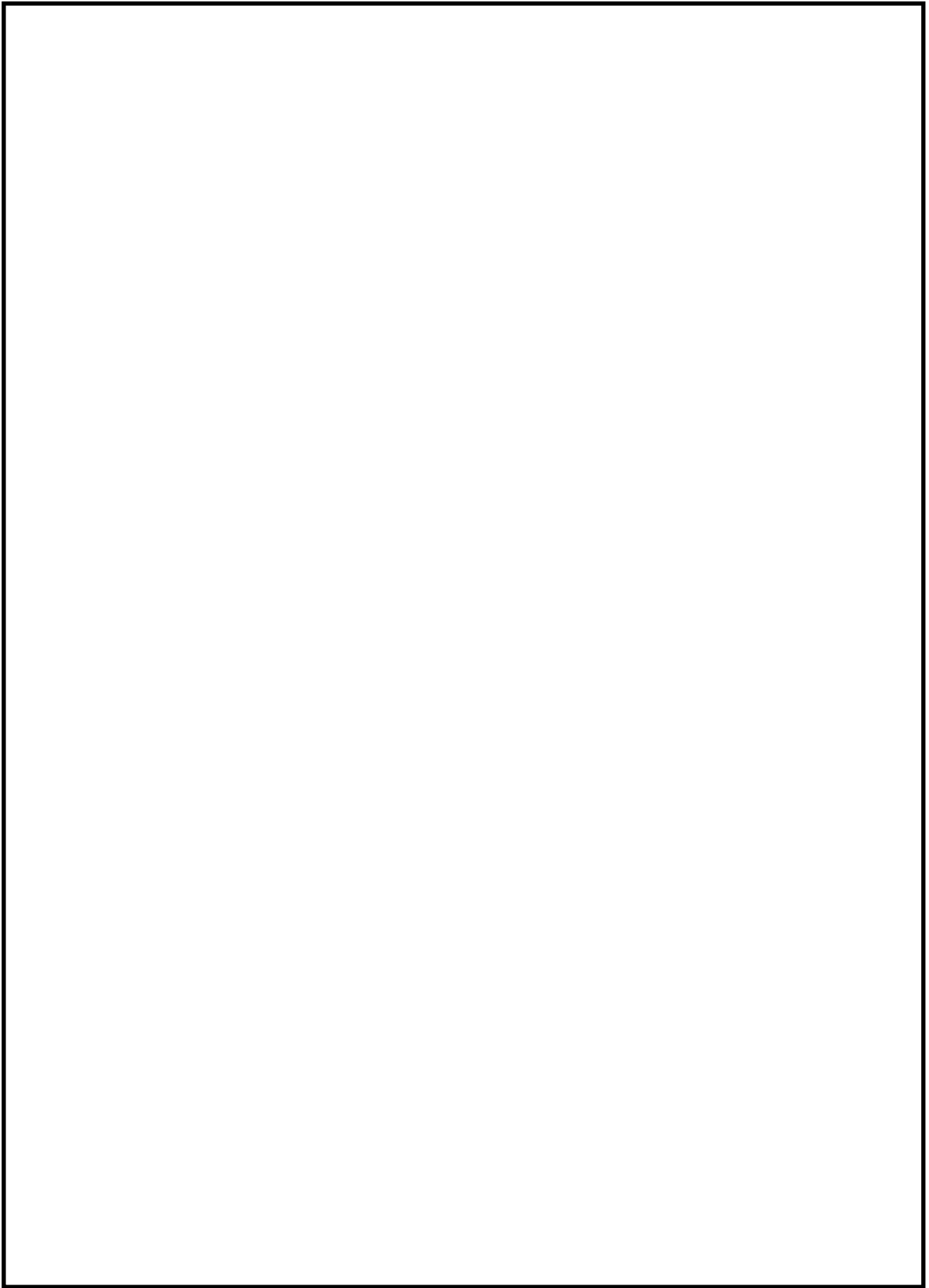



図 49-5 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-5)

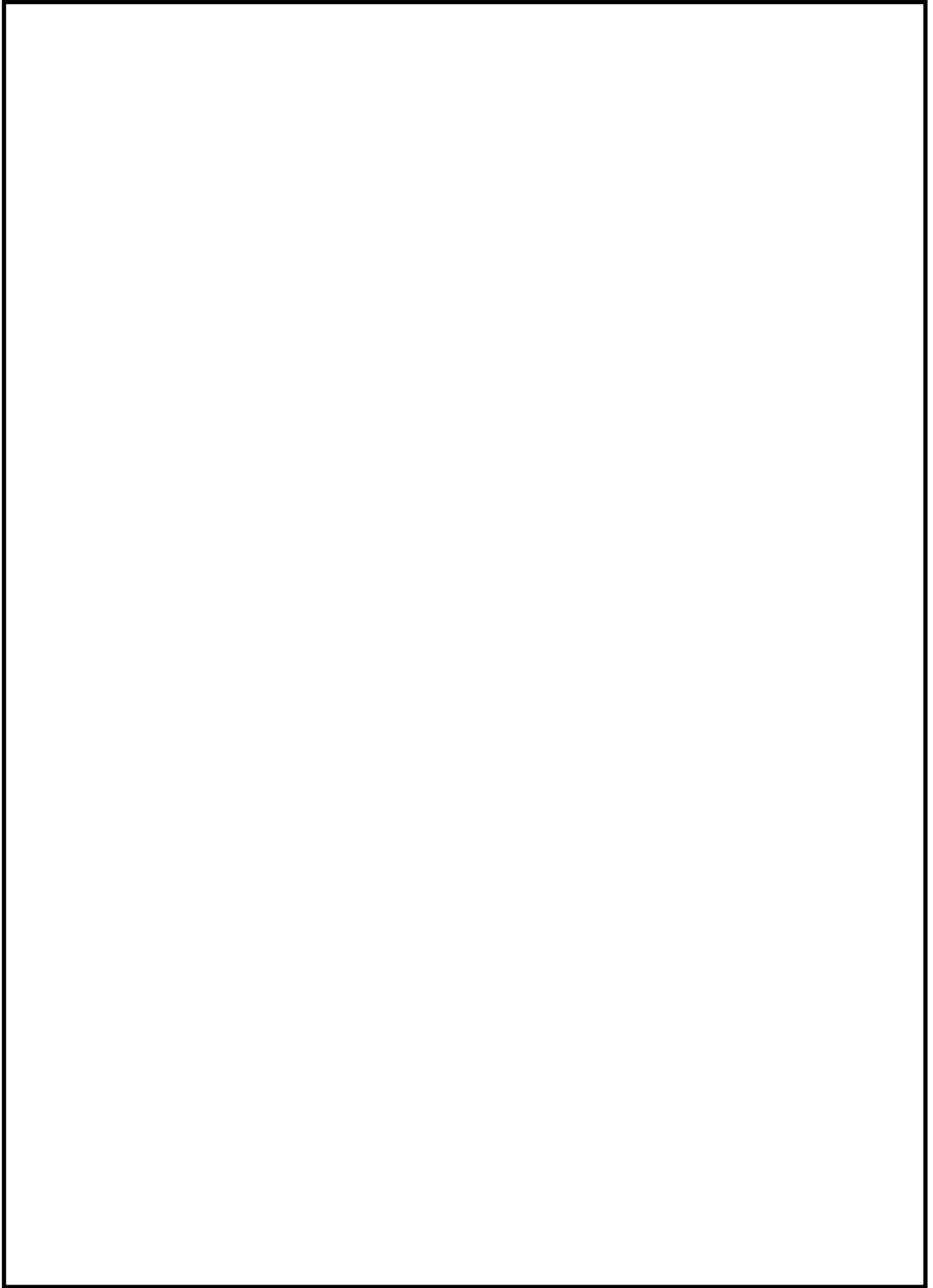



図 49-6 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-6)

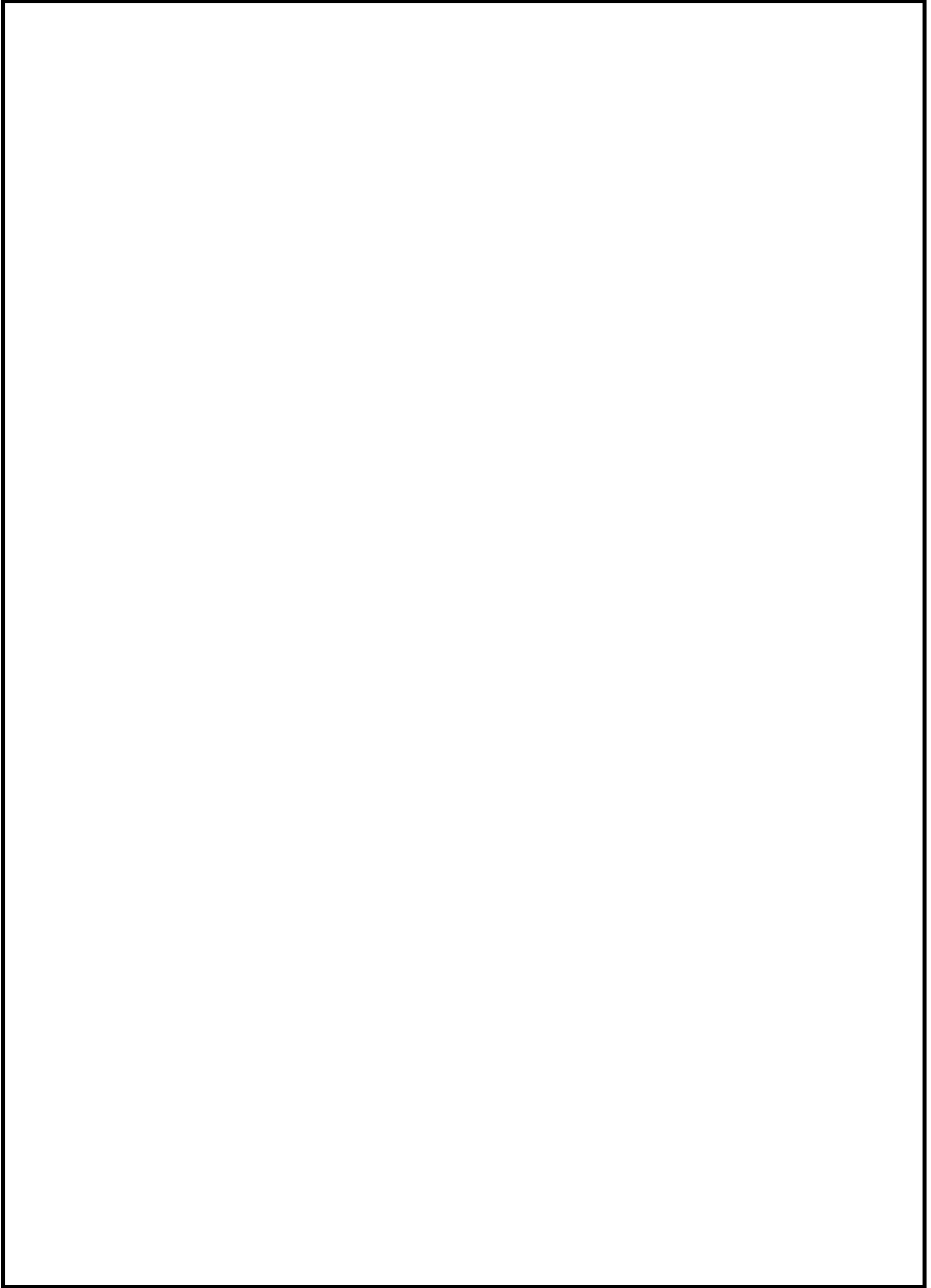



図 49-7 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-7)

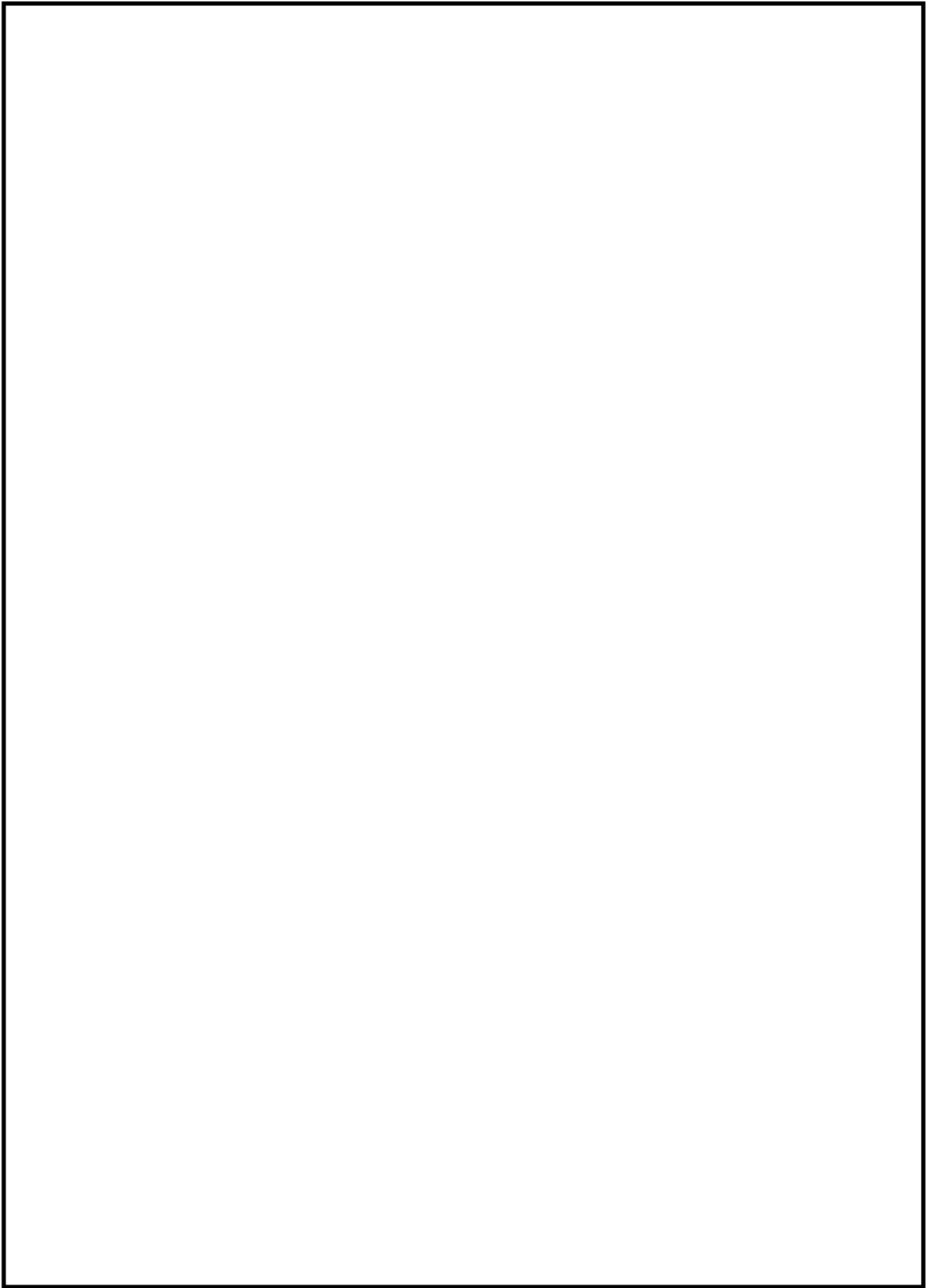


図 49-8 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-8)



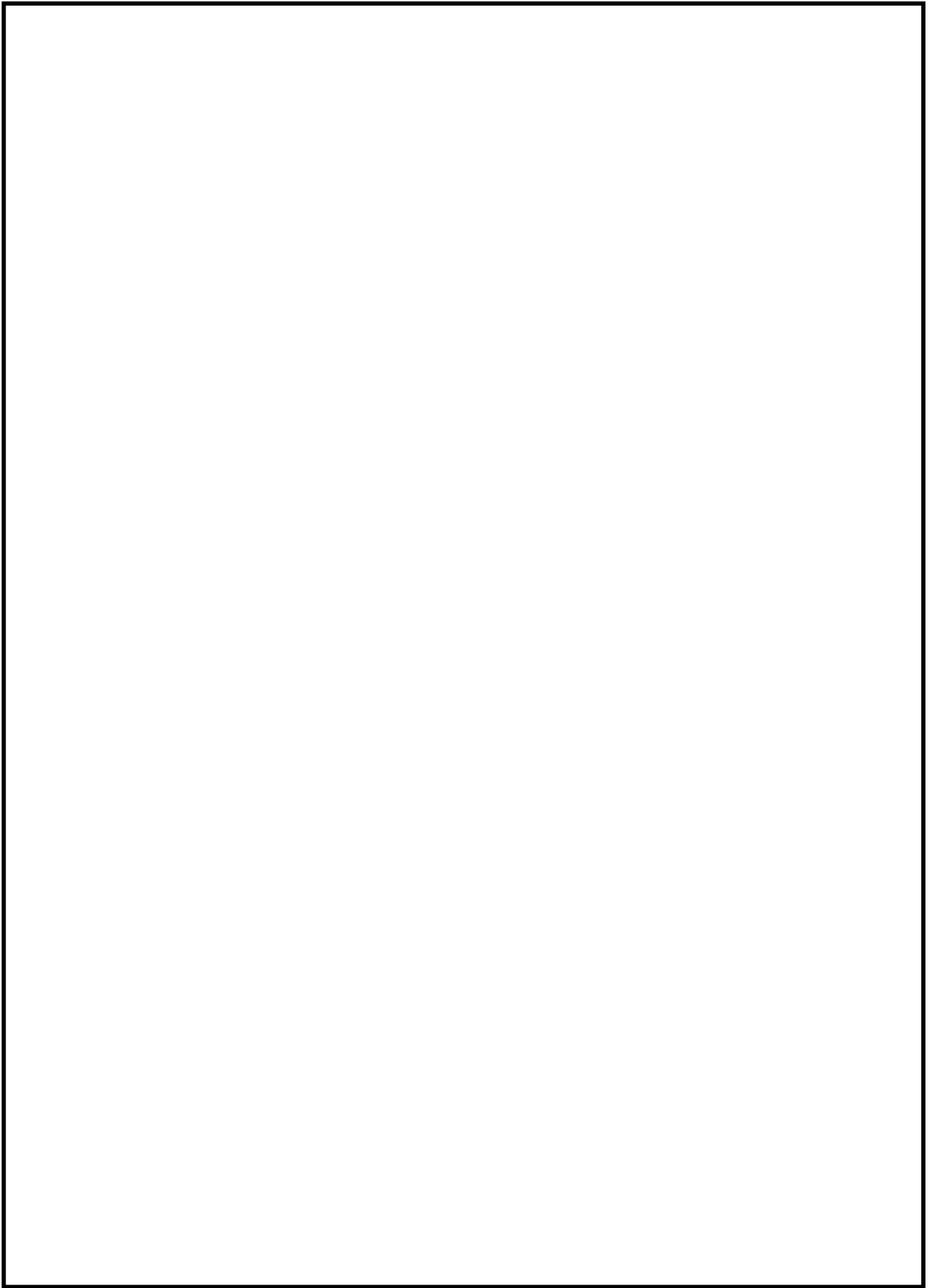


図 49-9 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-9)

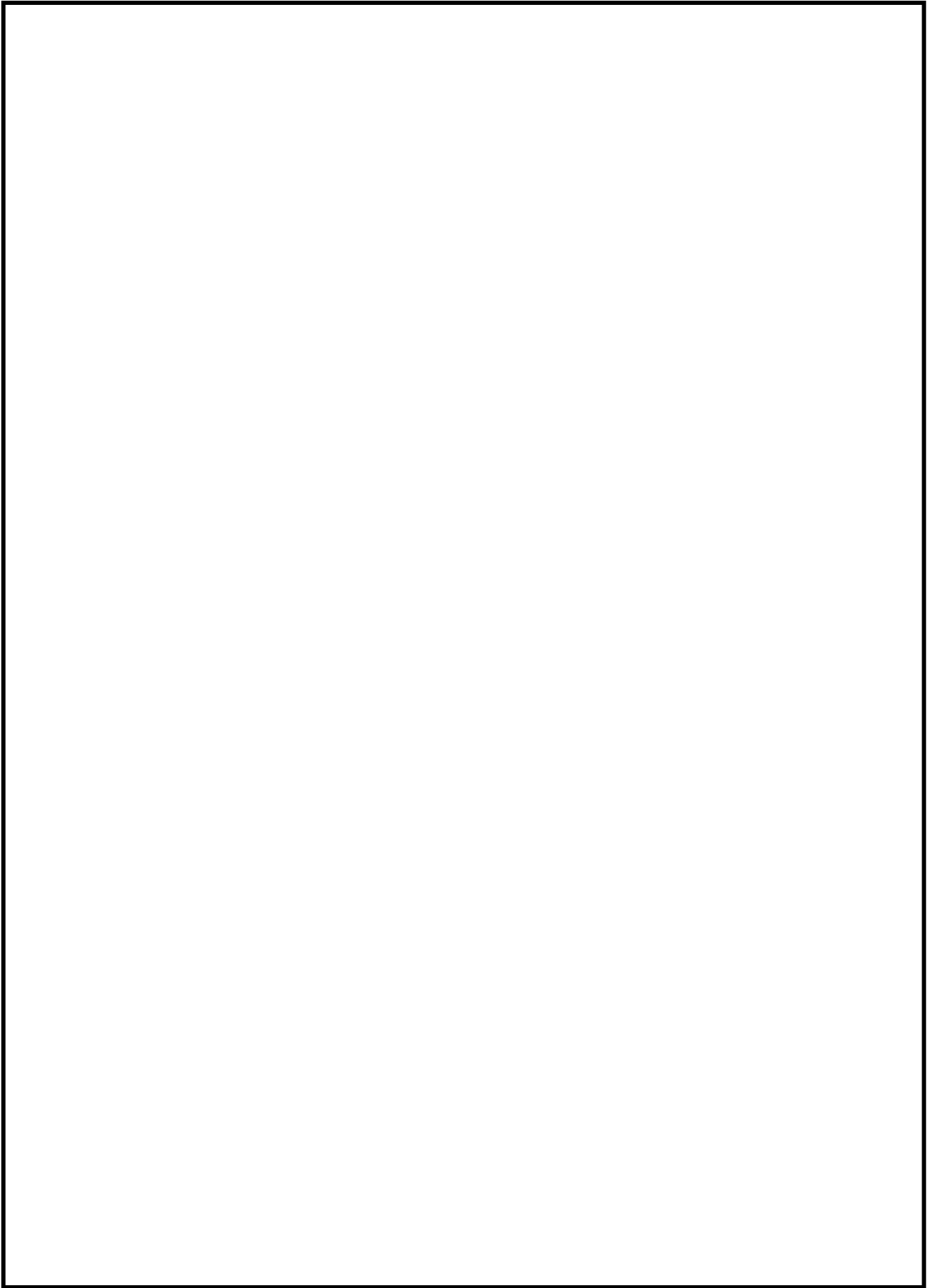



図 49-10 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-10)

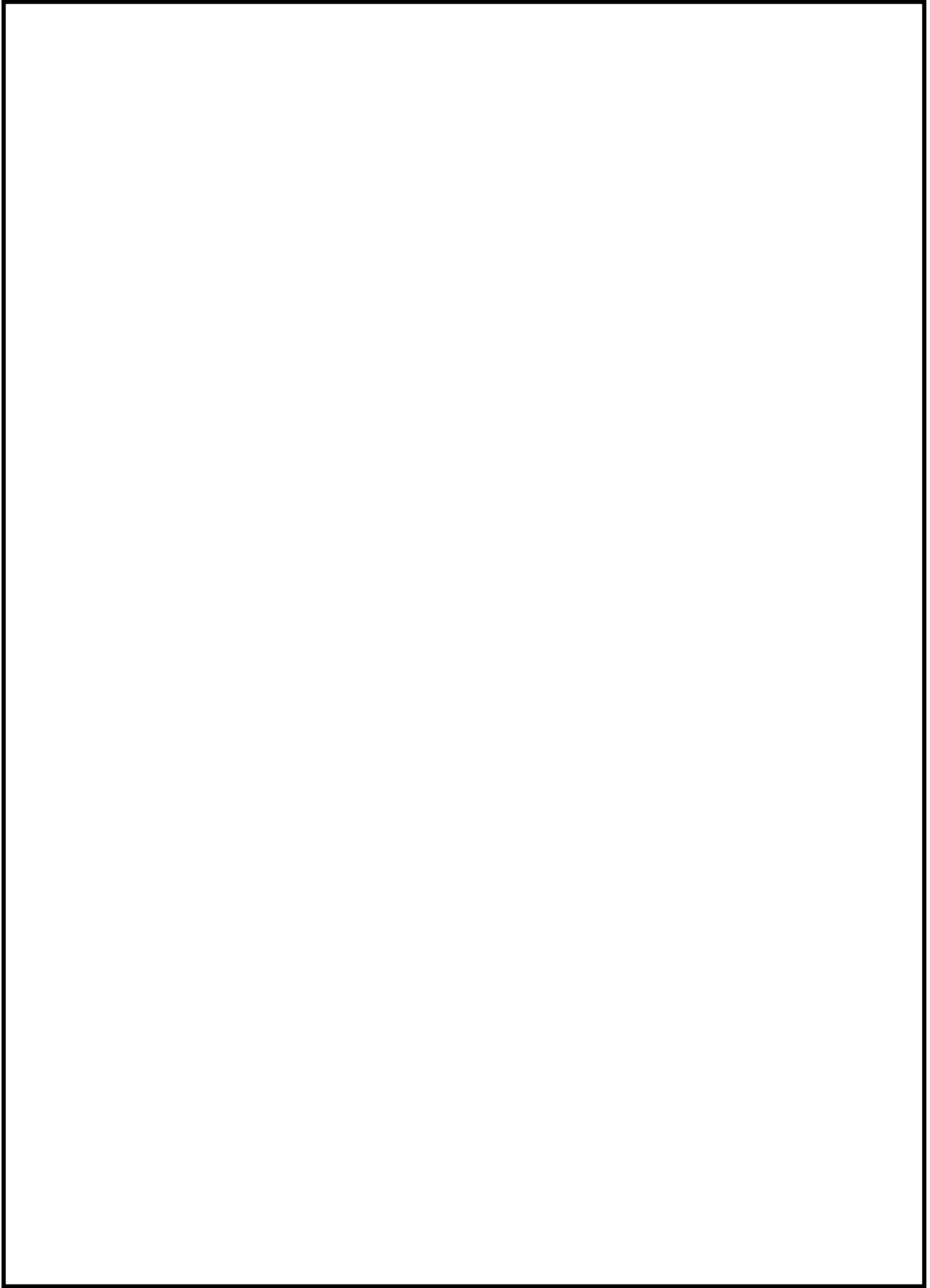



図 49-11 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-11)

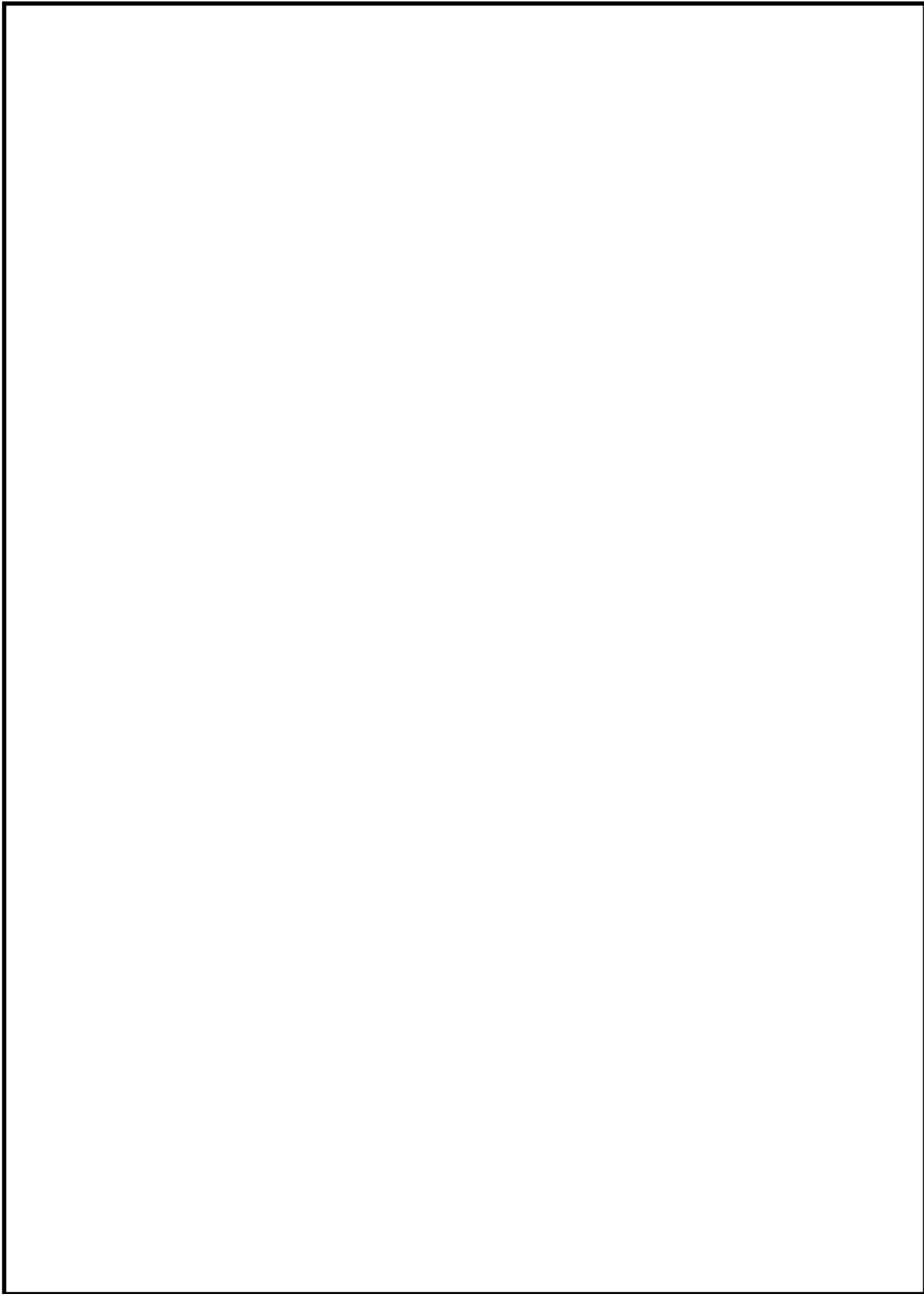



図 49-12 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-12)

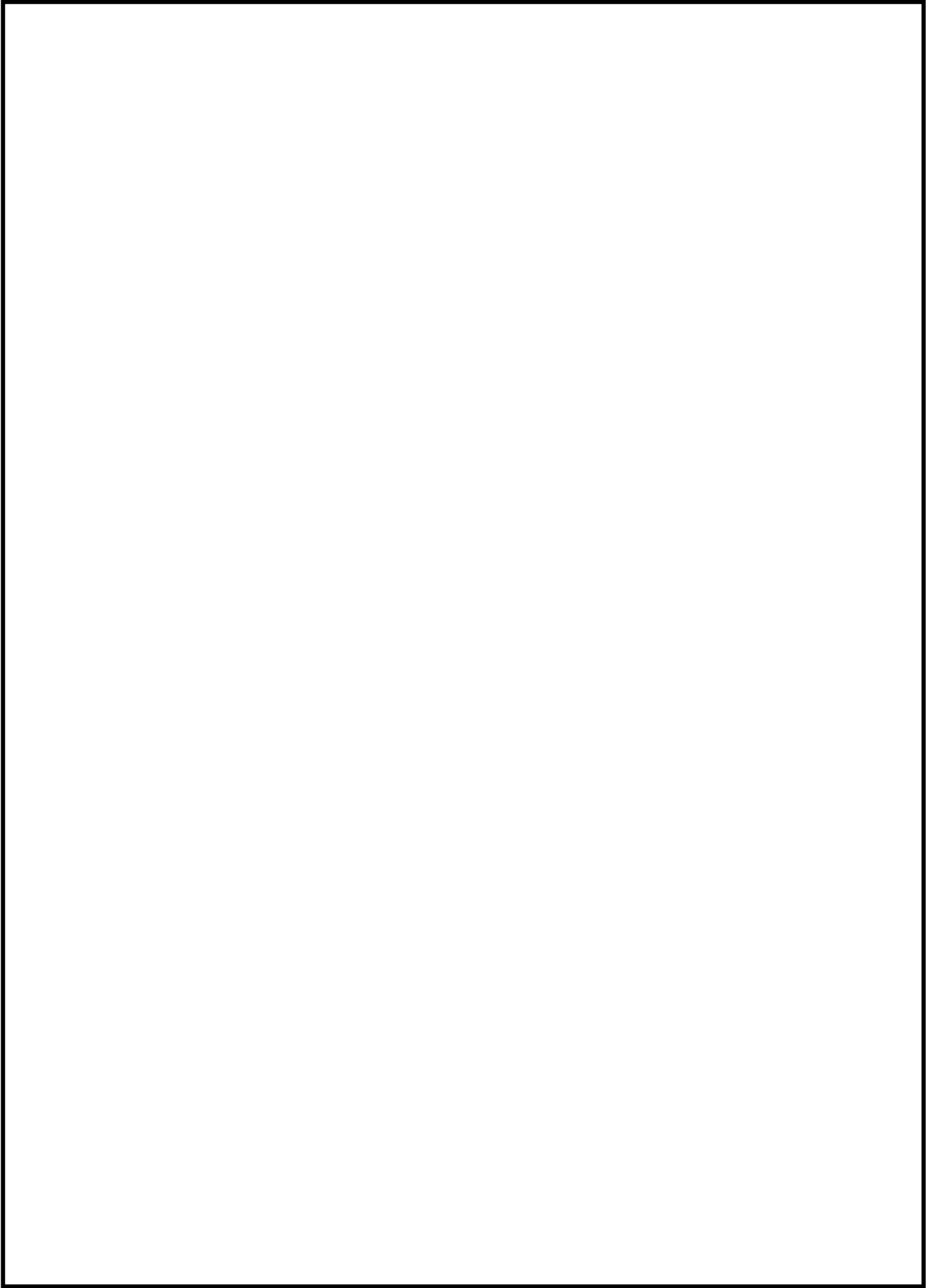


図 49-13 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-13)

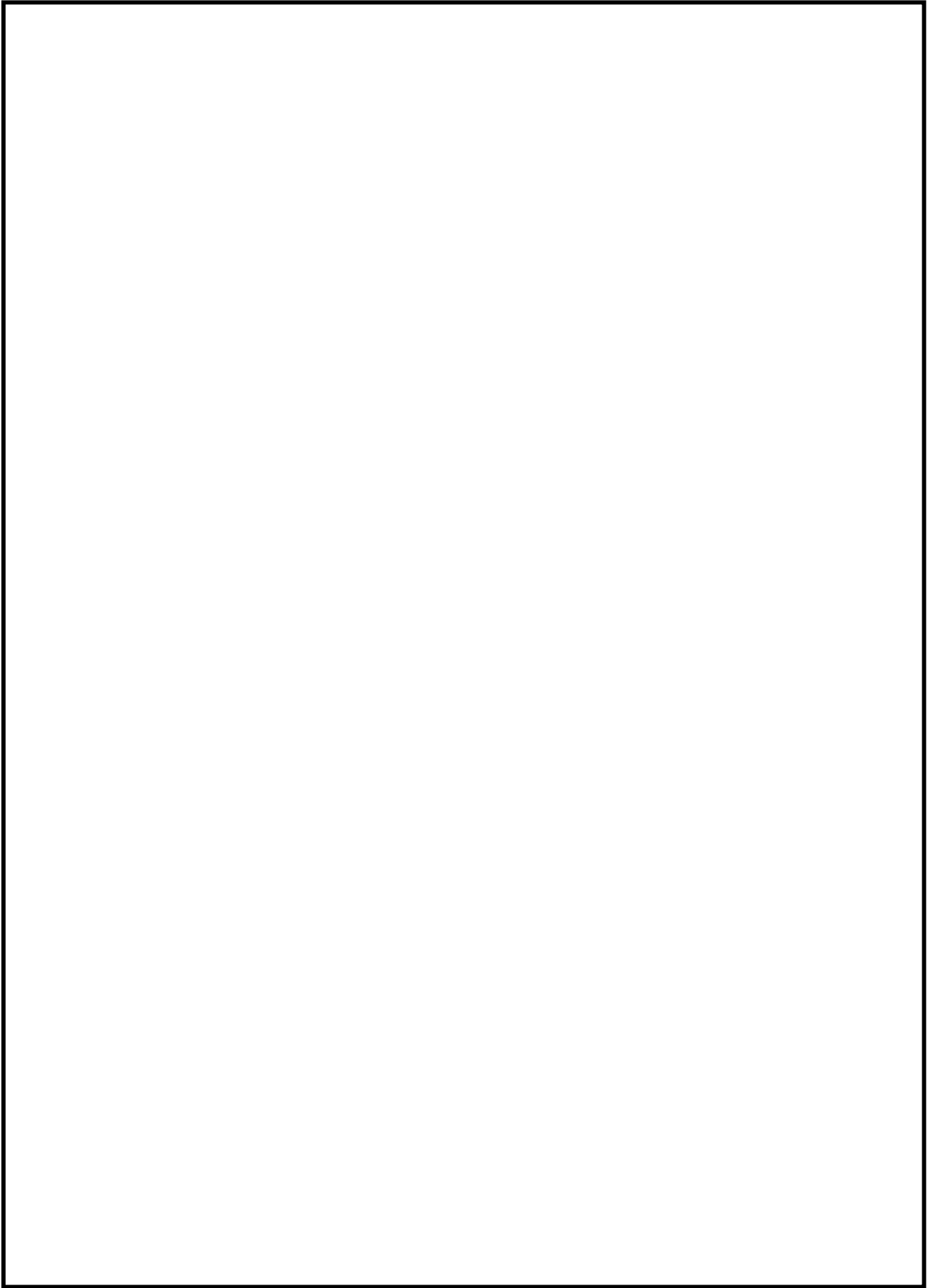



図 49-14 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-14)

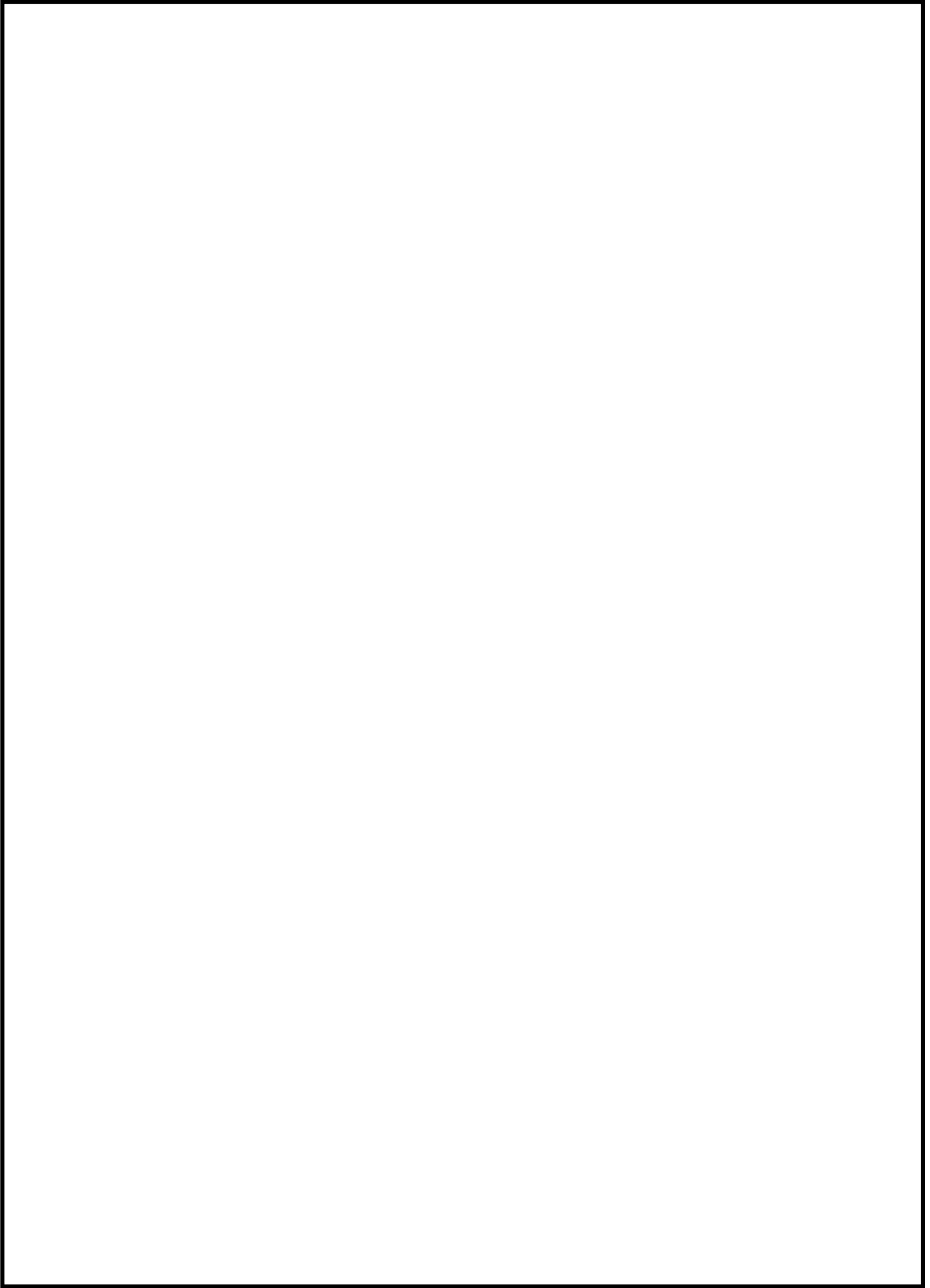



図 49-15 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-15)

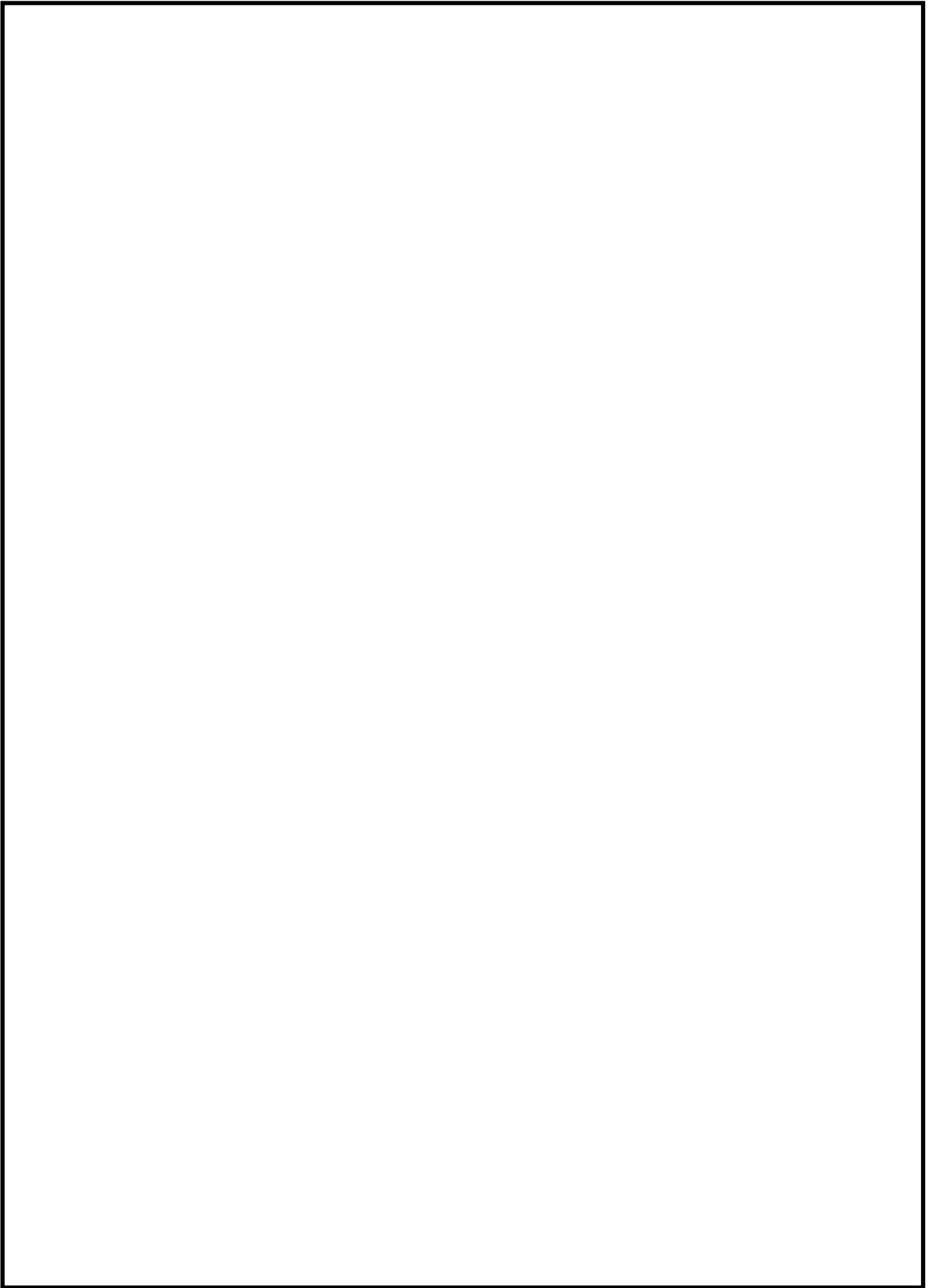



図 49-16 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-16)



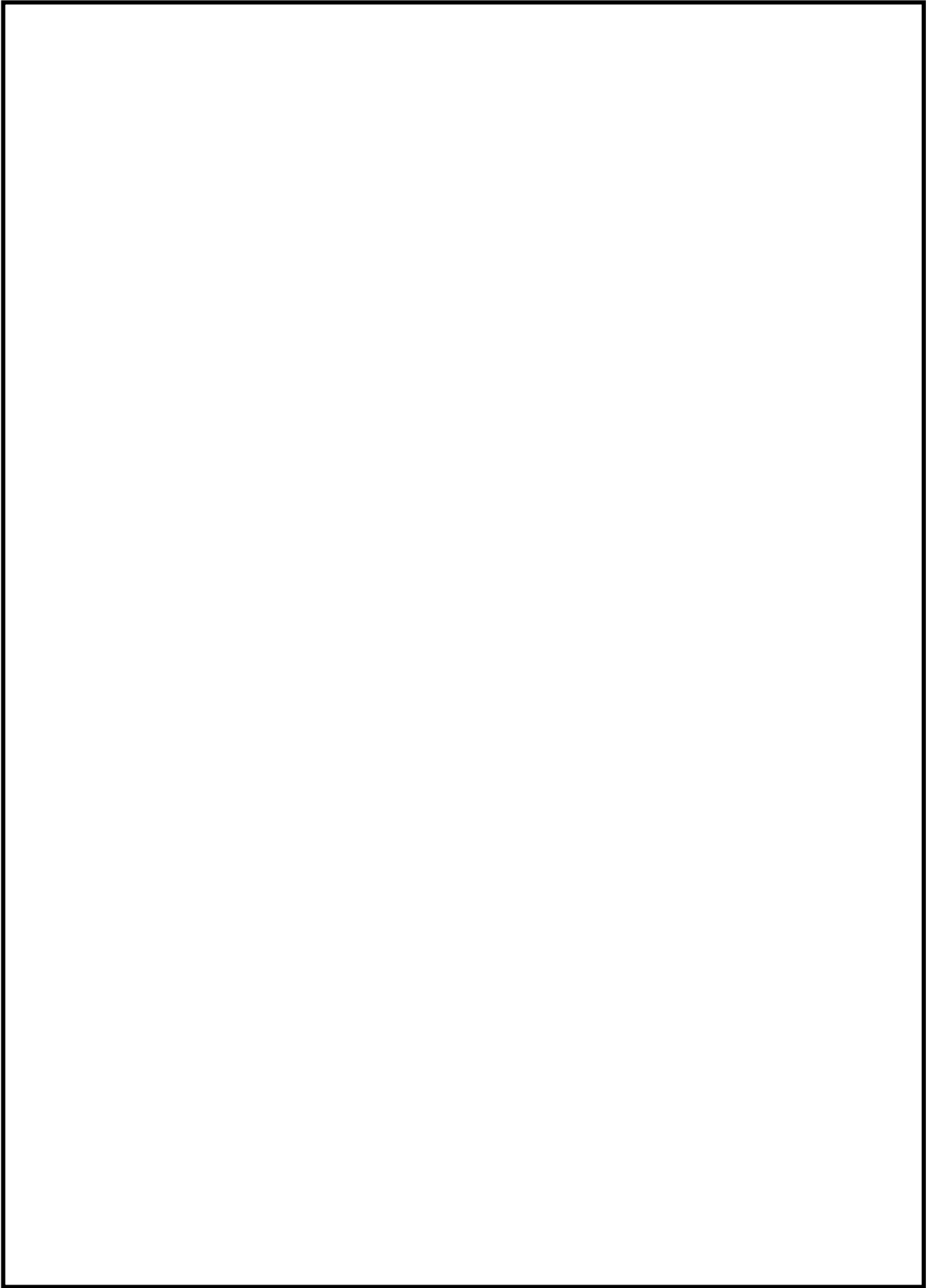



図 49-17 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-17)

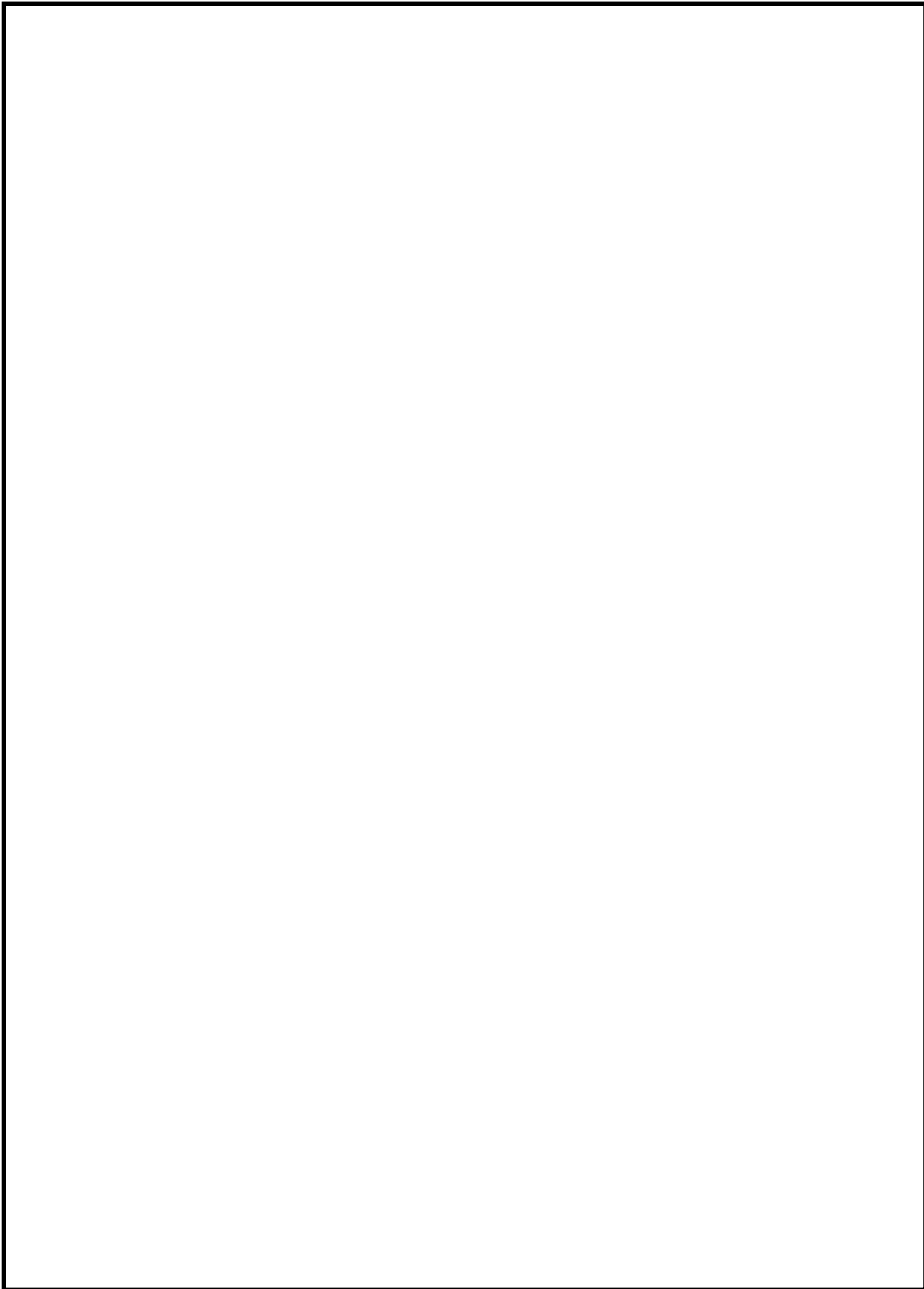



図 49-18 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-18)

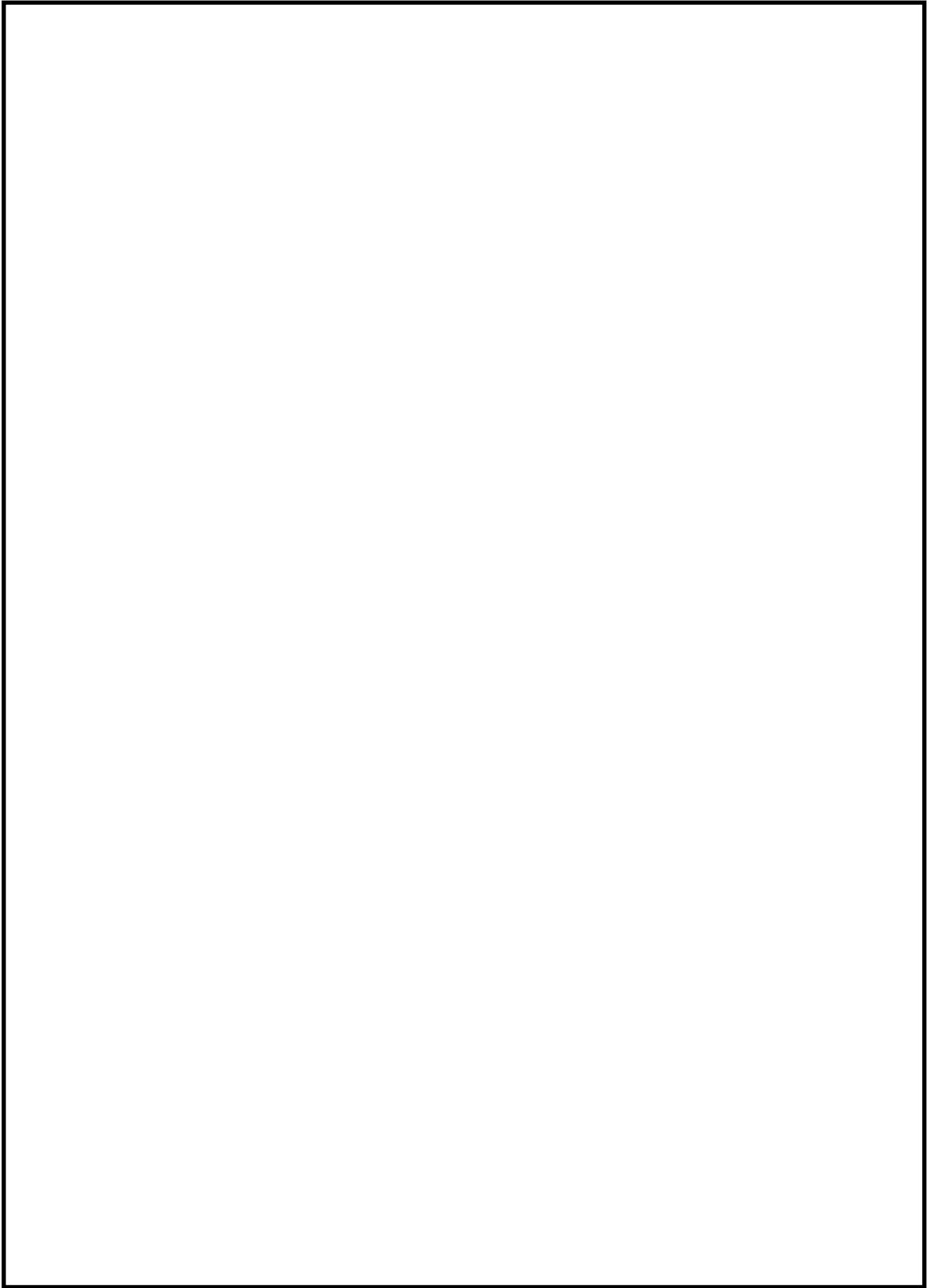



図 49-19 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-19)

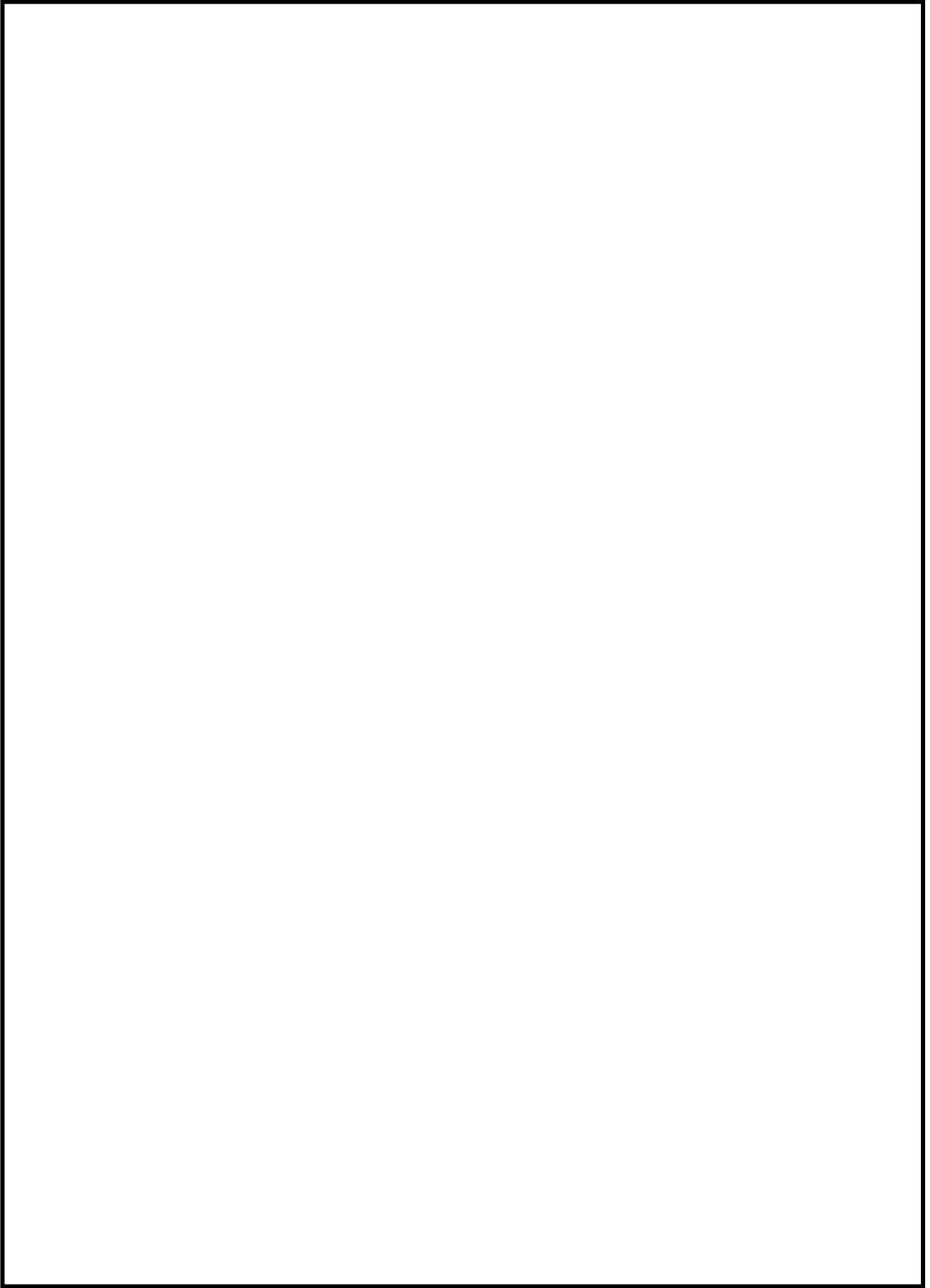



図 49-20 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-20)

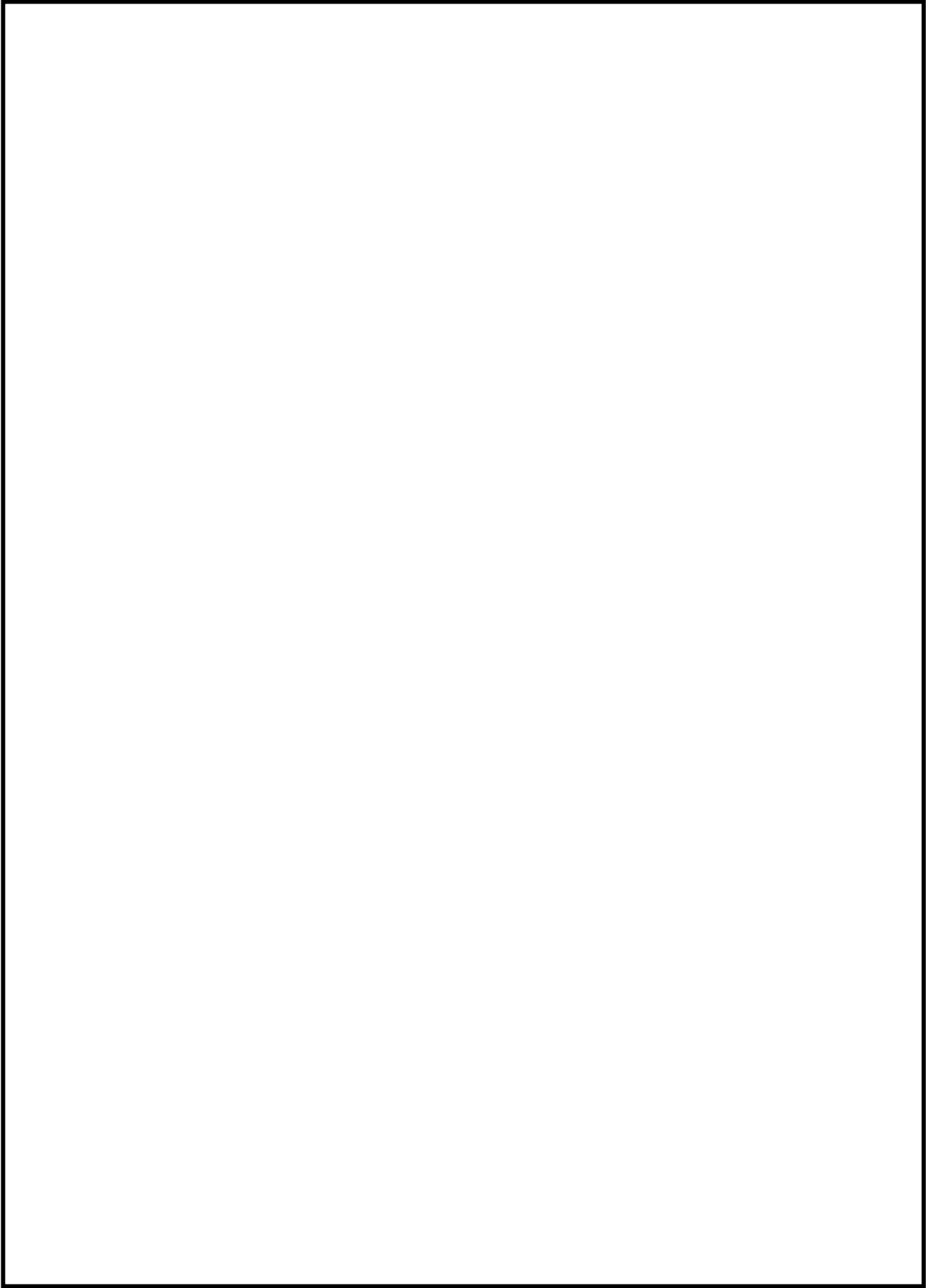



図 49-21 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

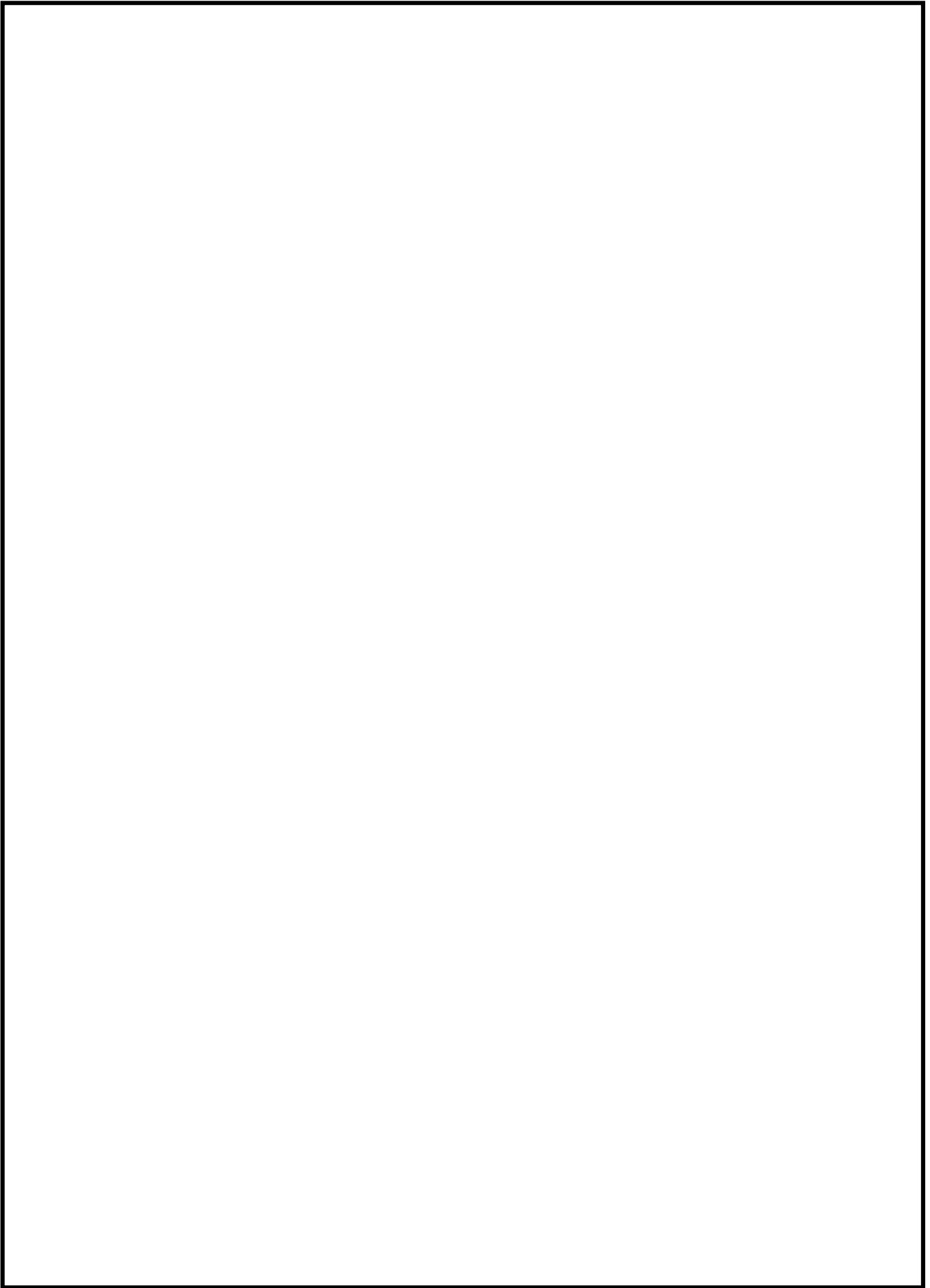


図 49-22 2号炉制御建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-22)

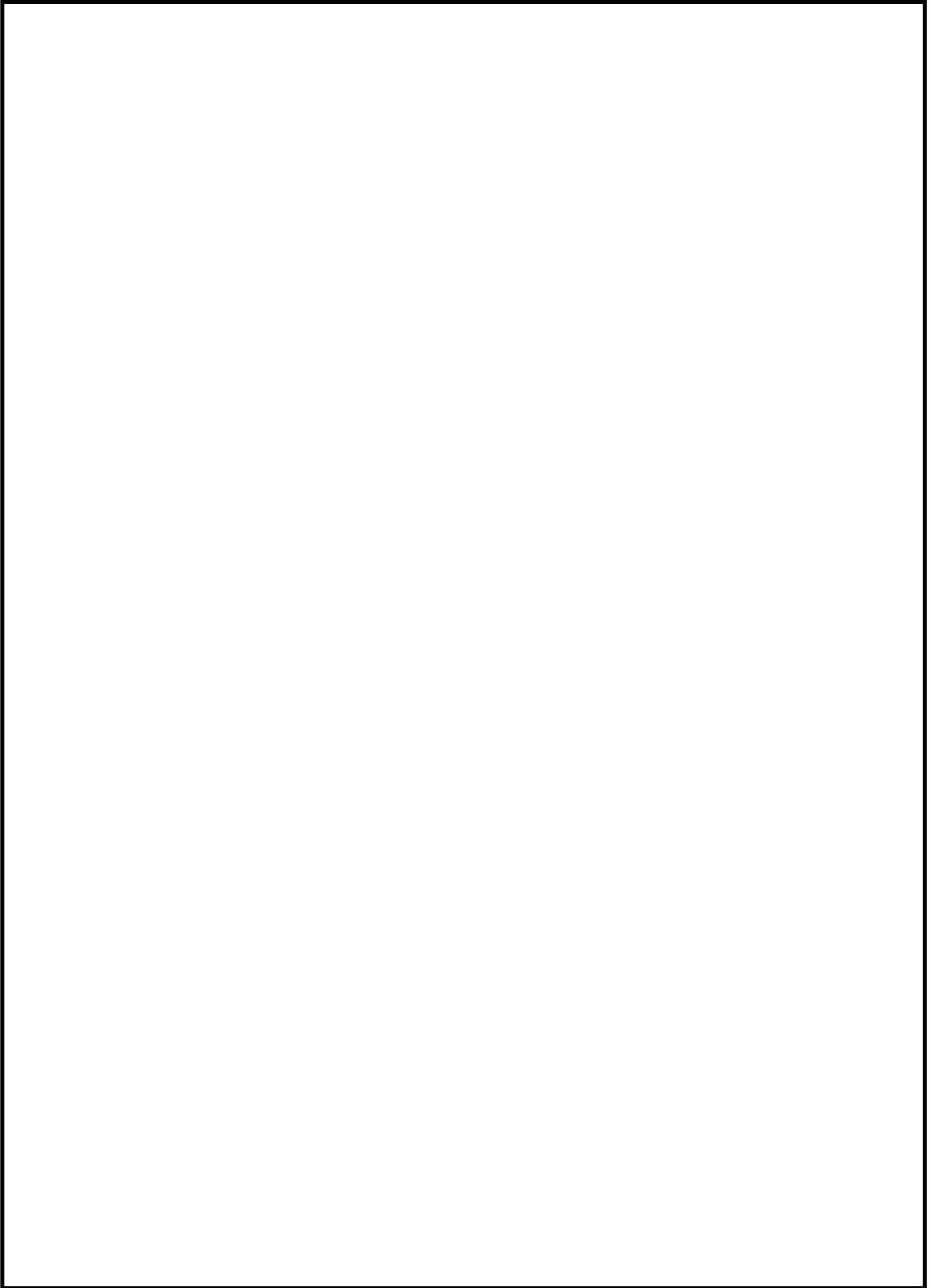



図 49-23 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-23)

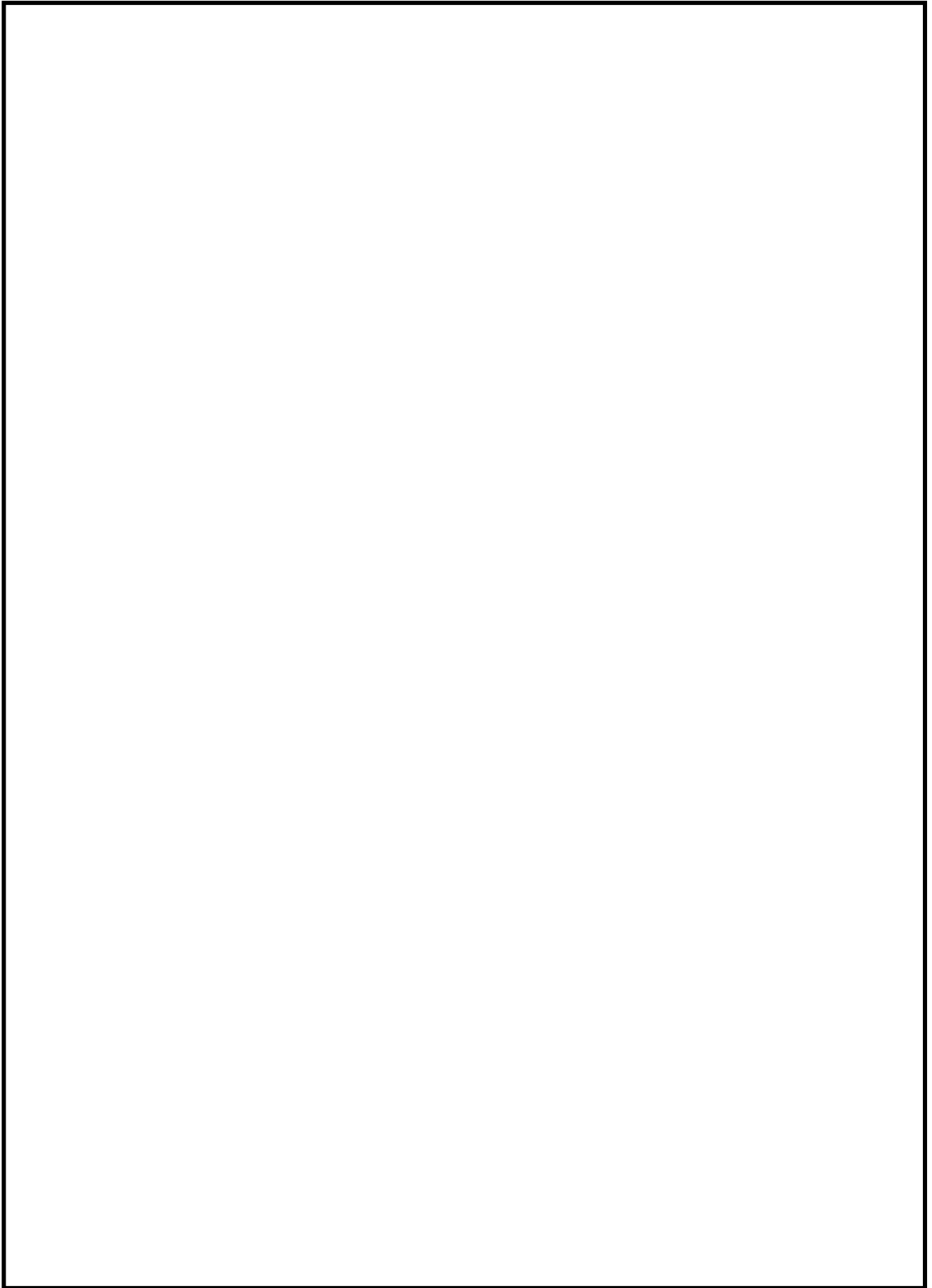



図 49-24 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-24)



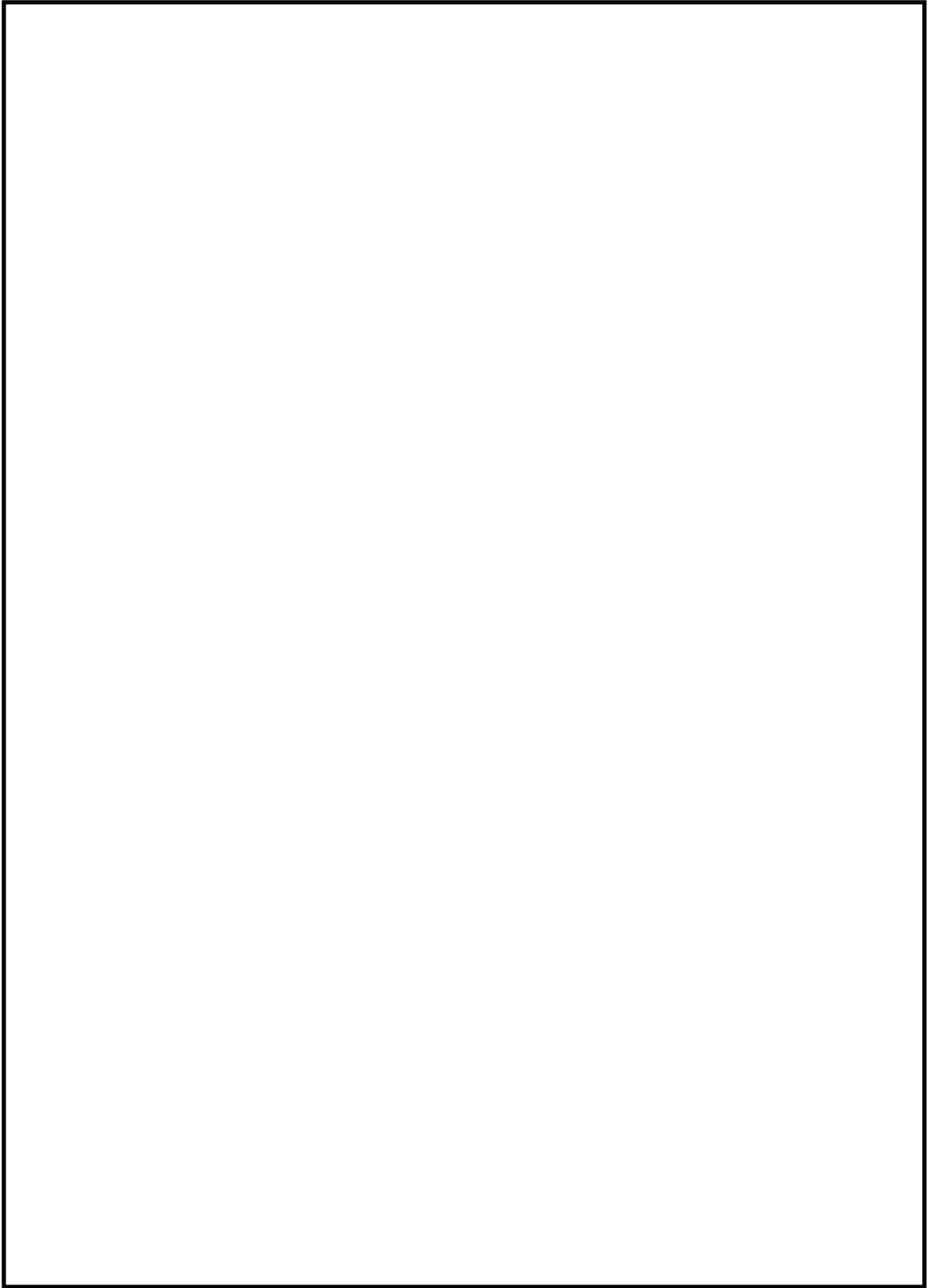



図 49-25 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-25)

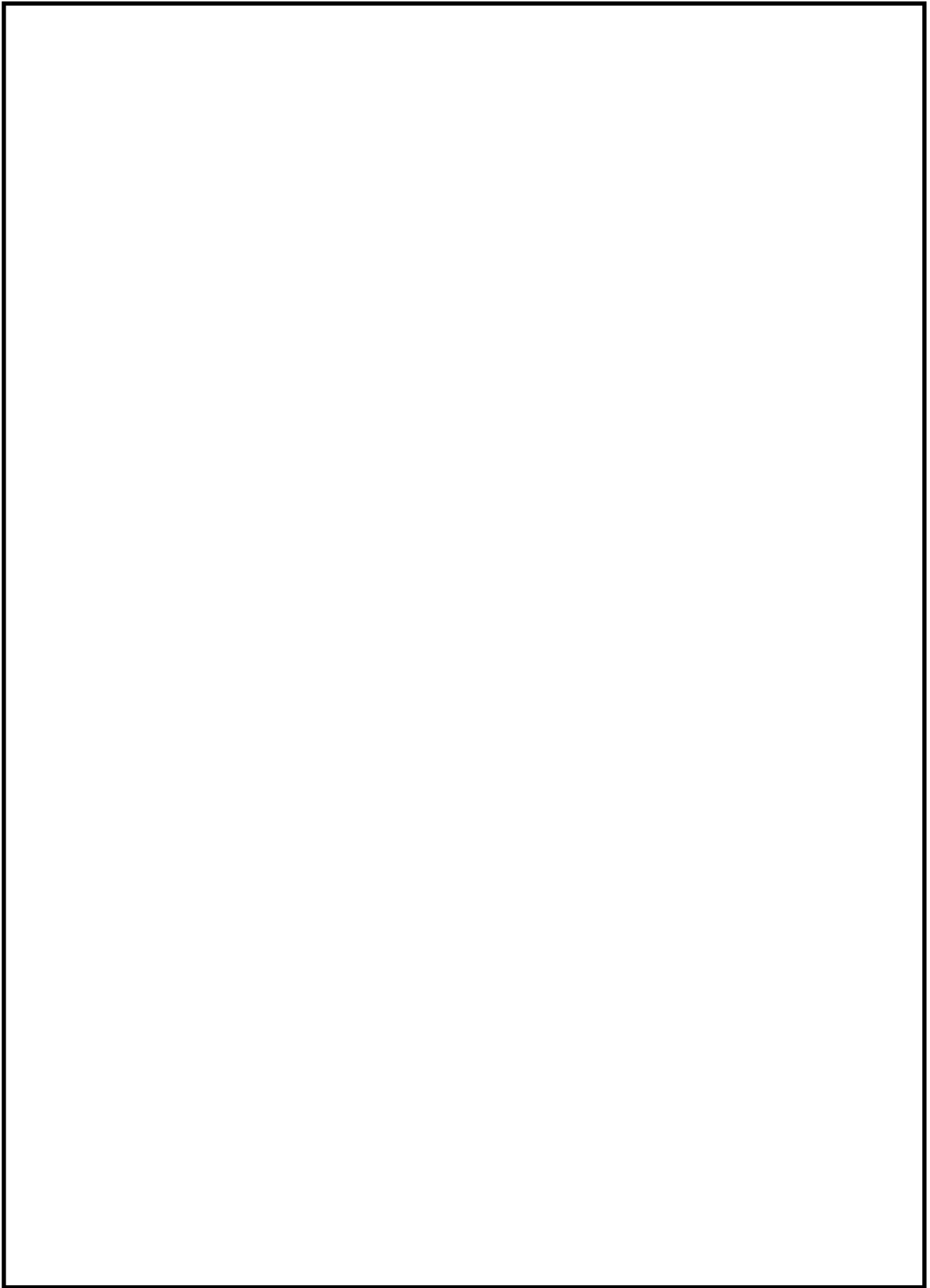



図 49-26 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-26)

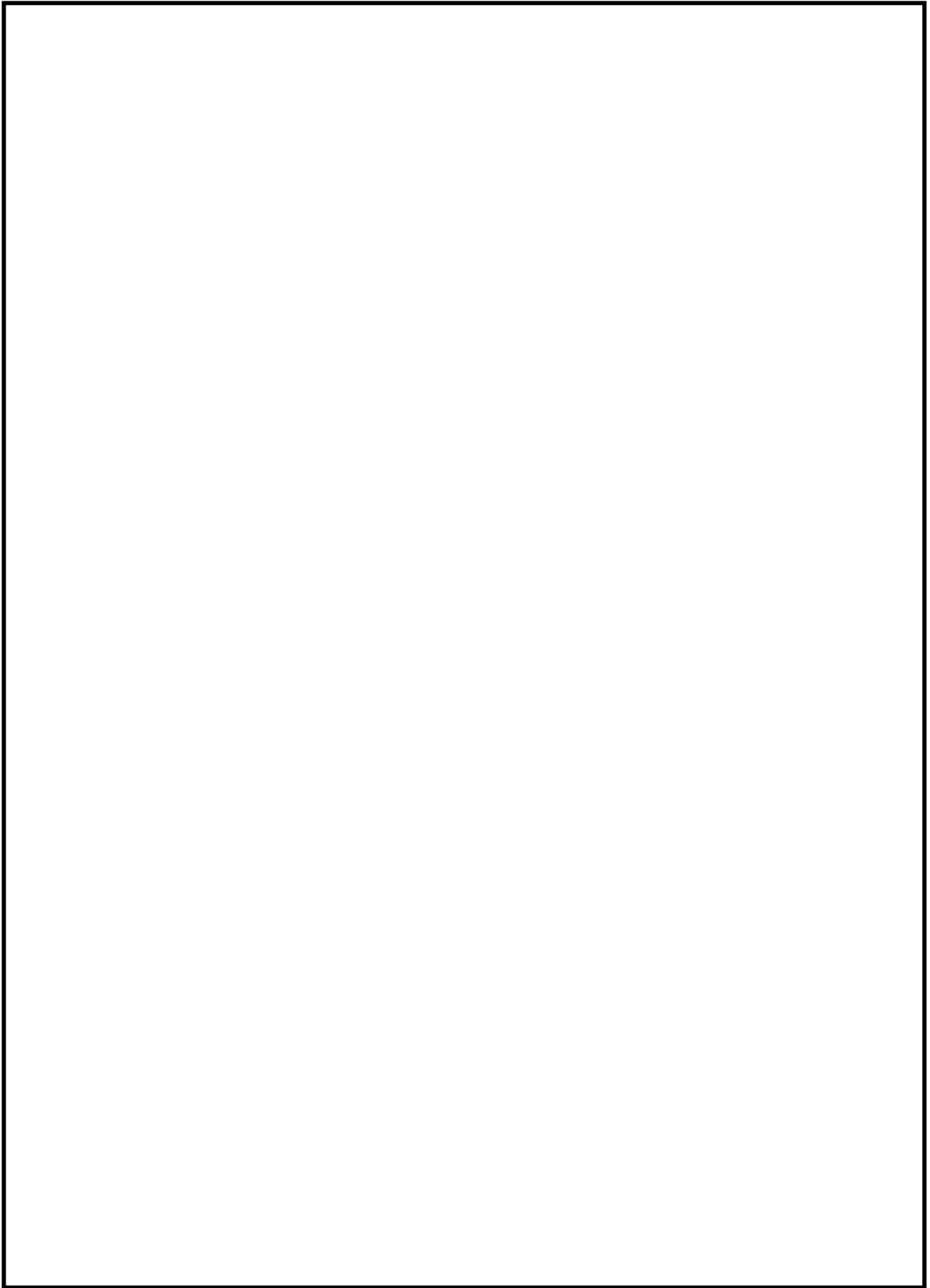



図 49-27 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-27)

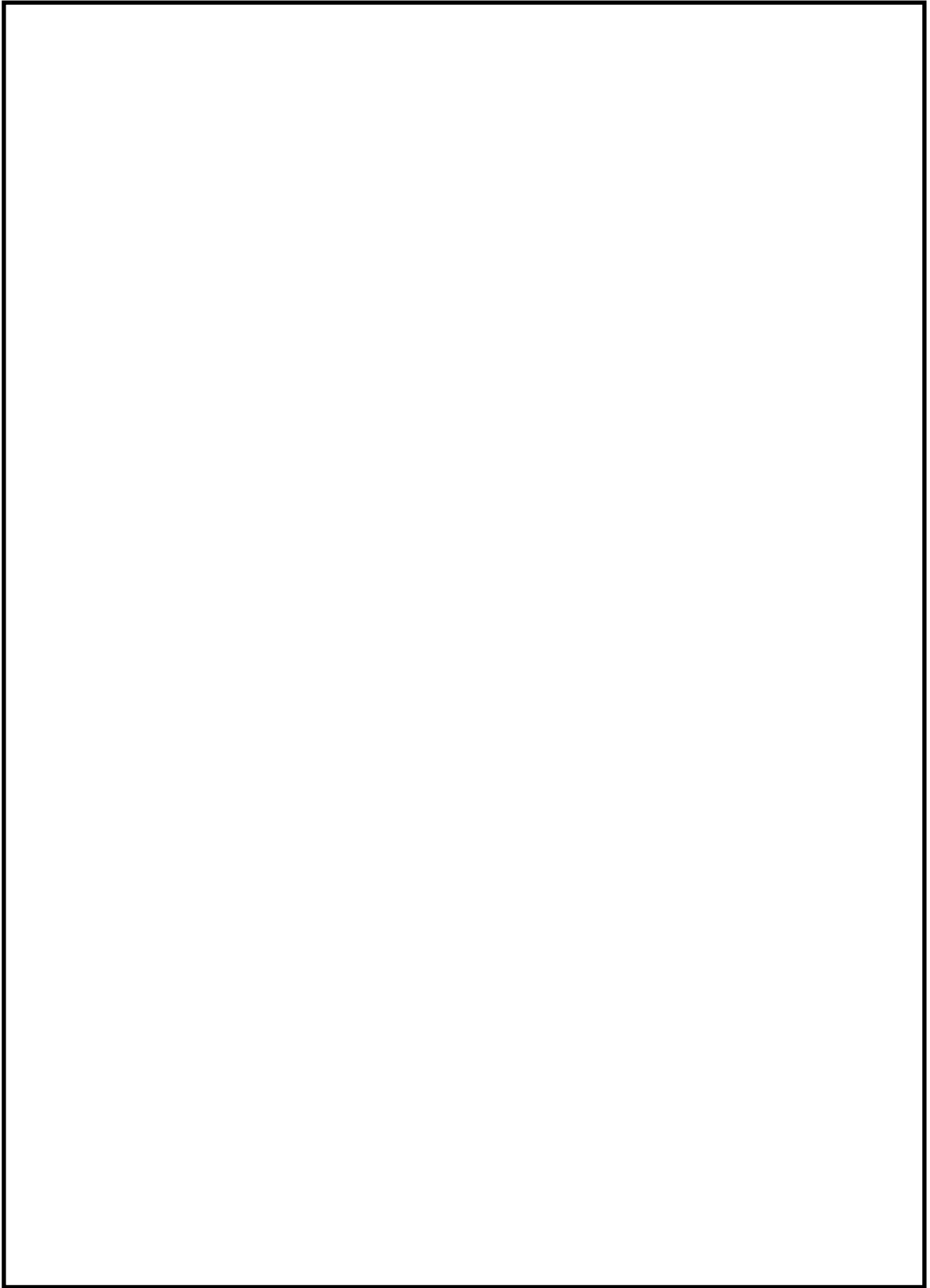



図 49-28 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-28)

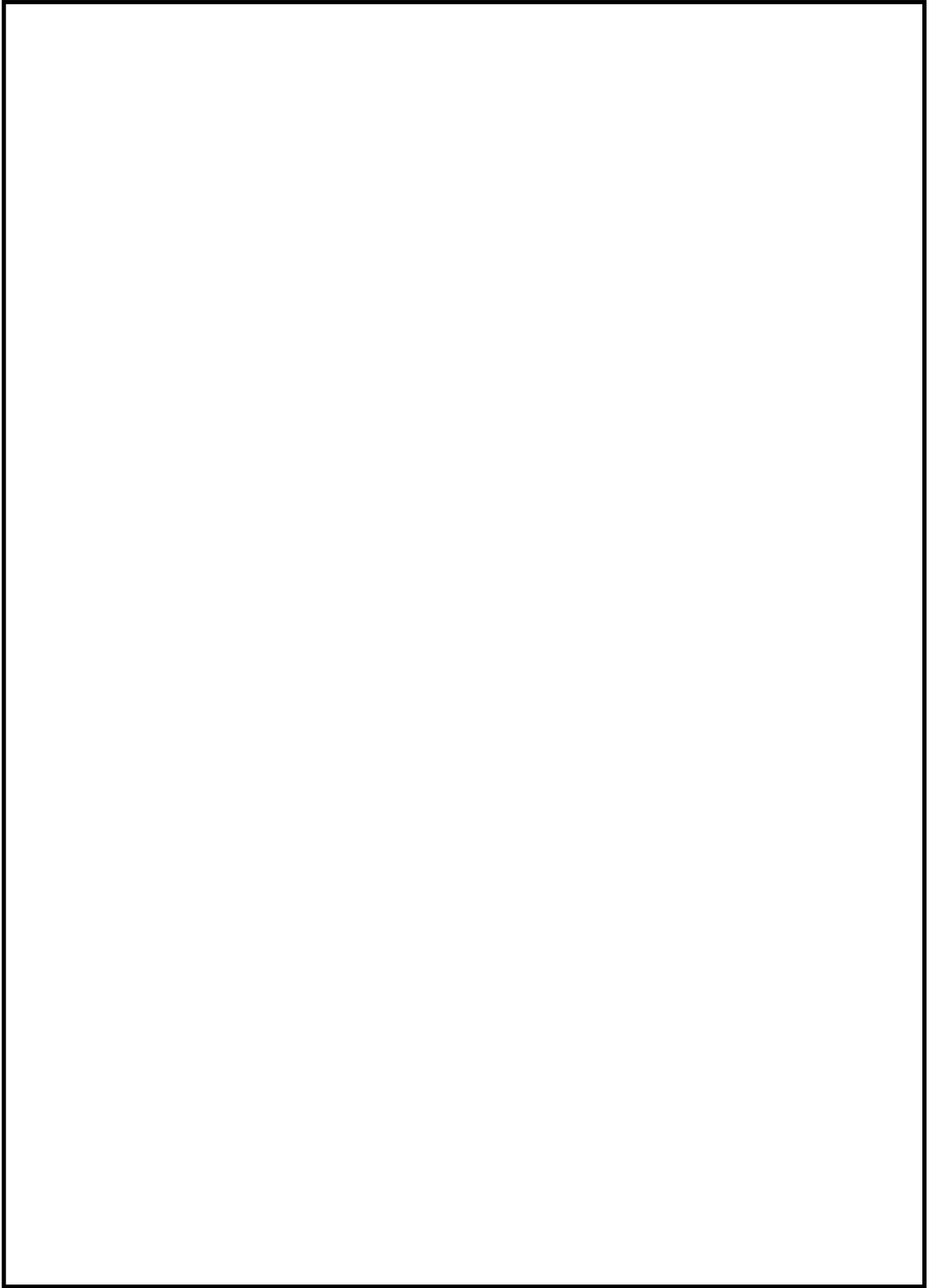



図 49-29 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-29)

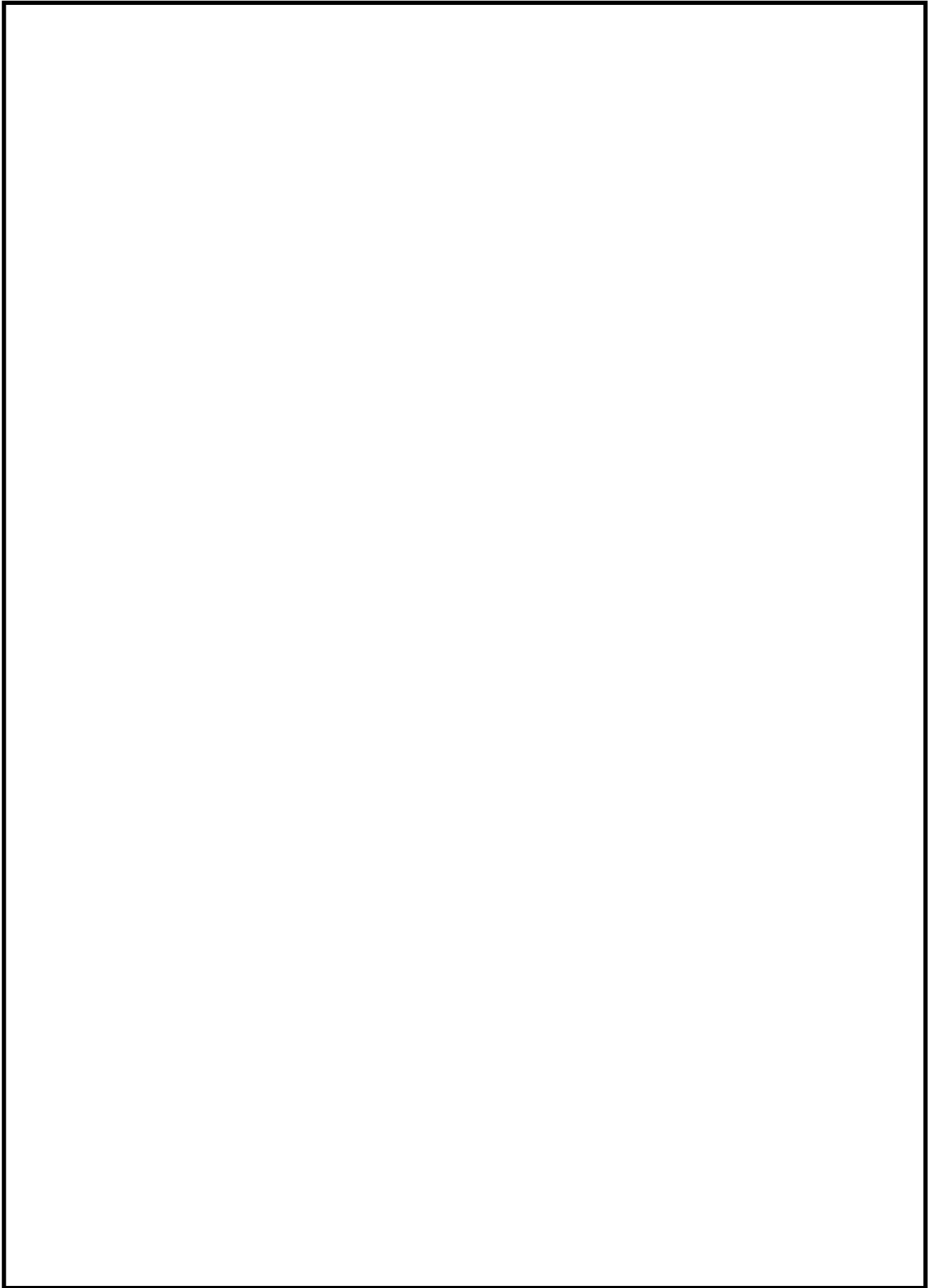



図 49-30 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-30)

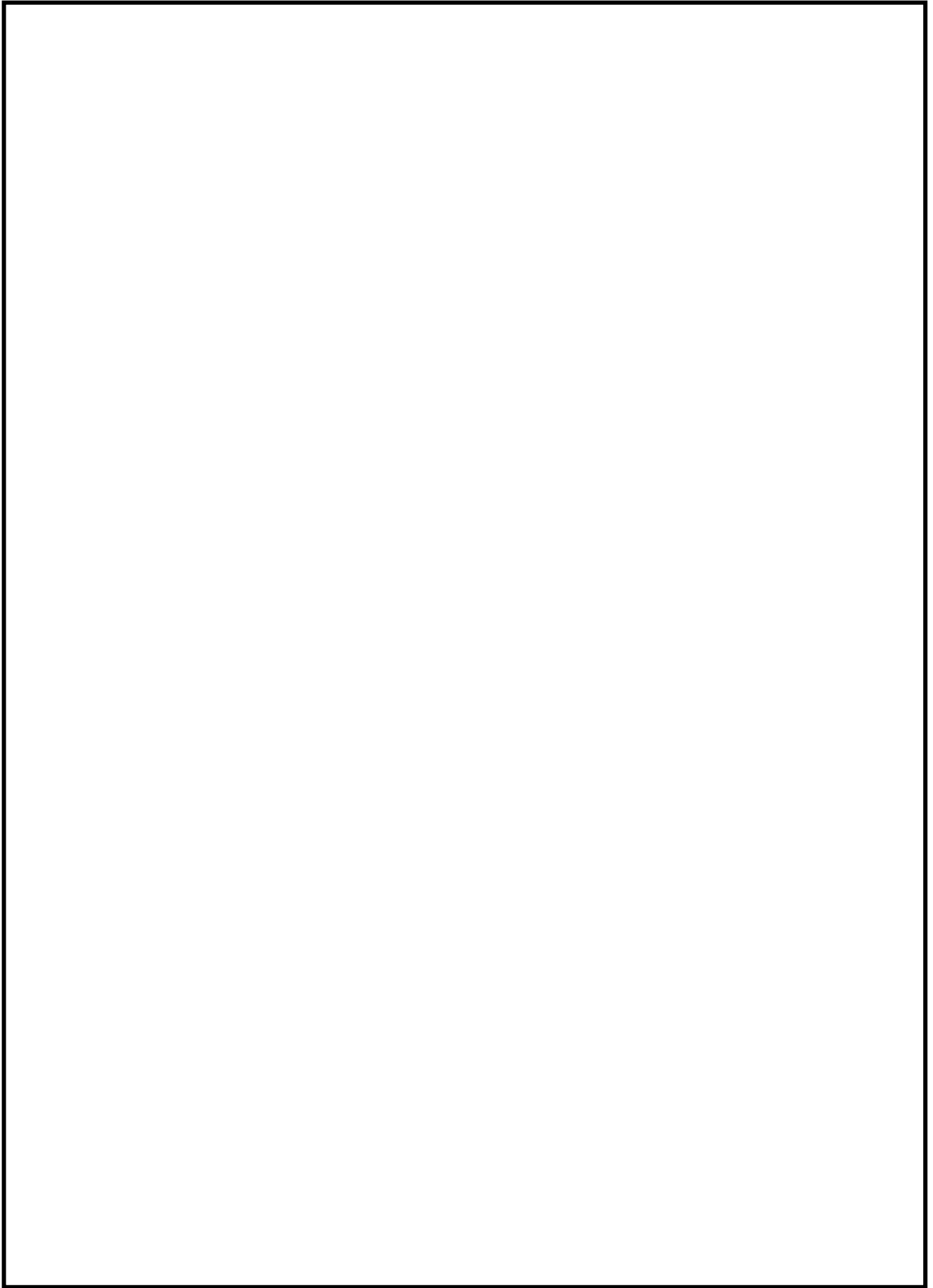



図 49-31 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-31)

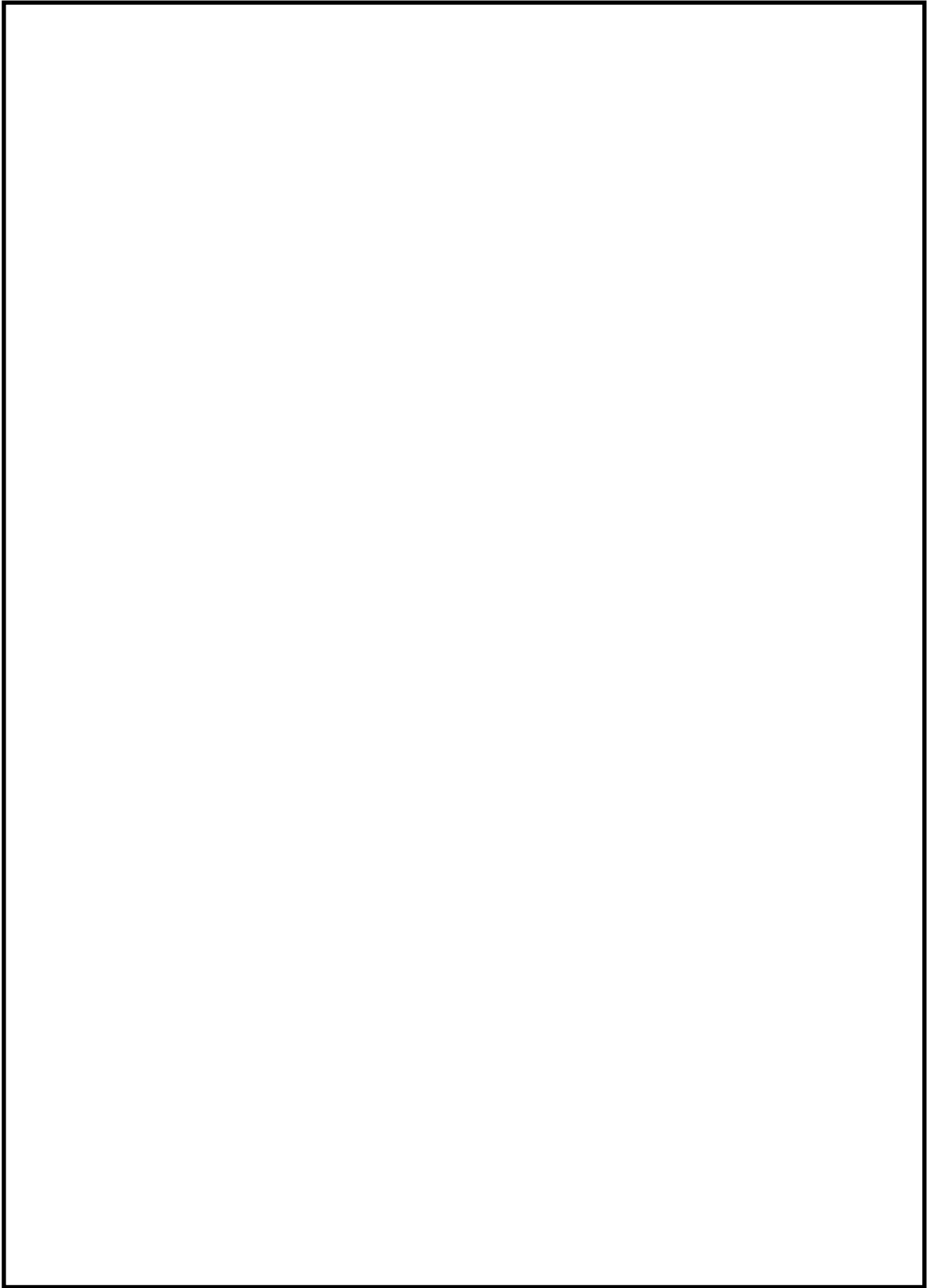



図 49-32 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-32)



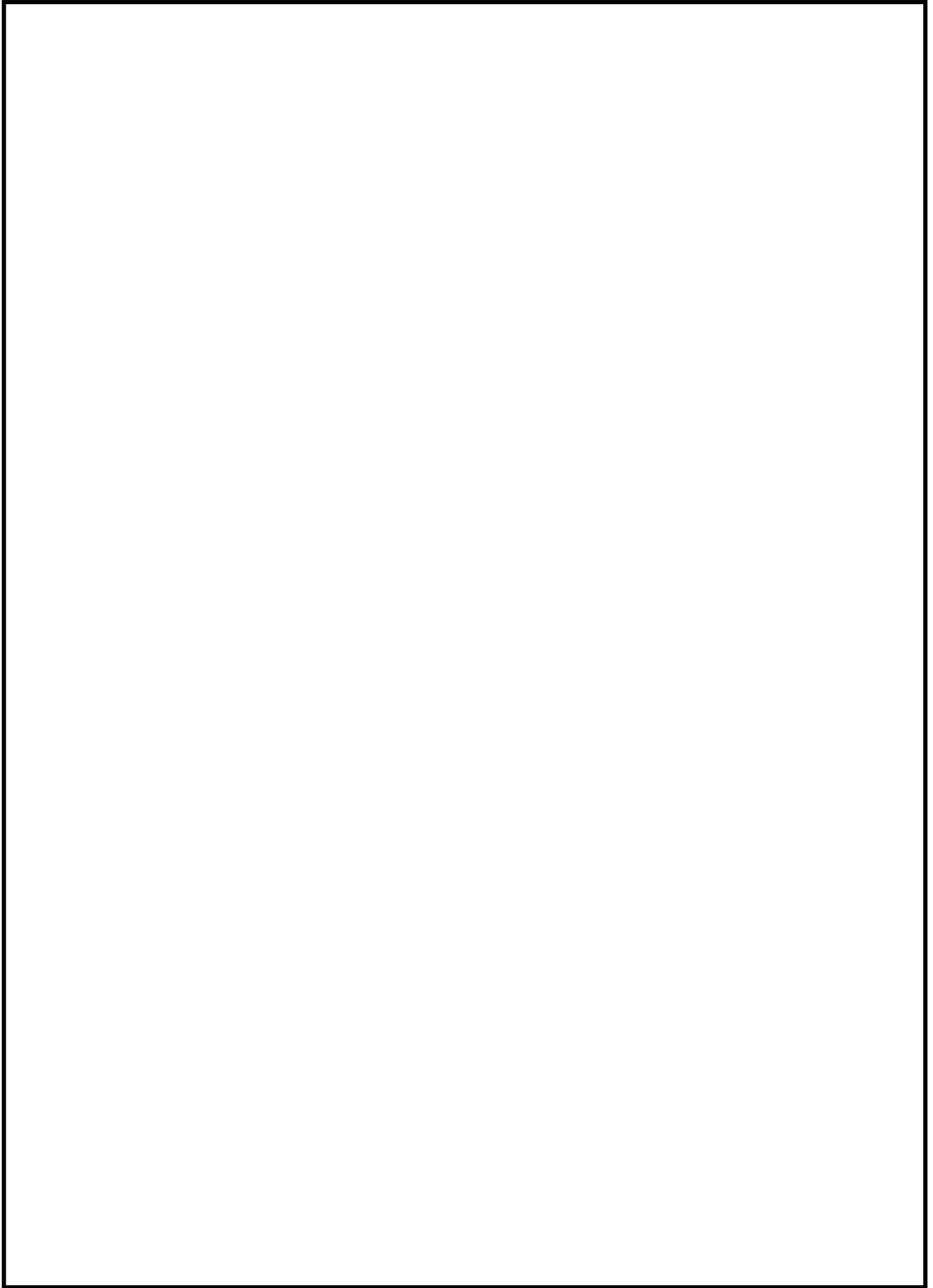



図 49-33 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-33)

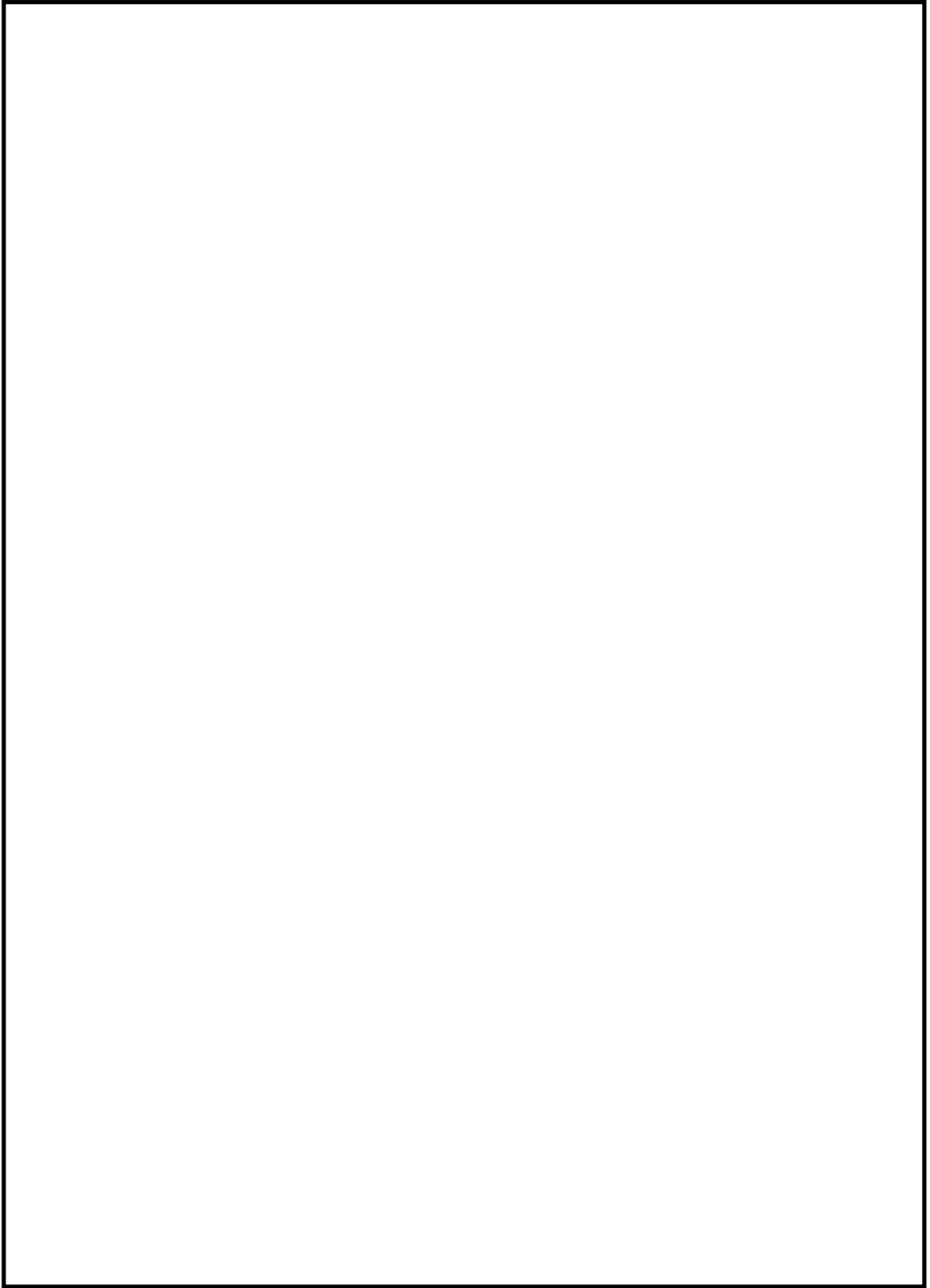



図 49-34 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-34)

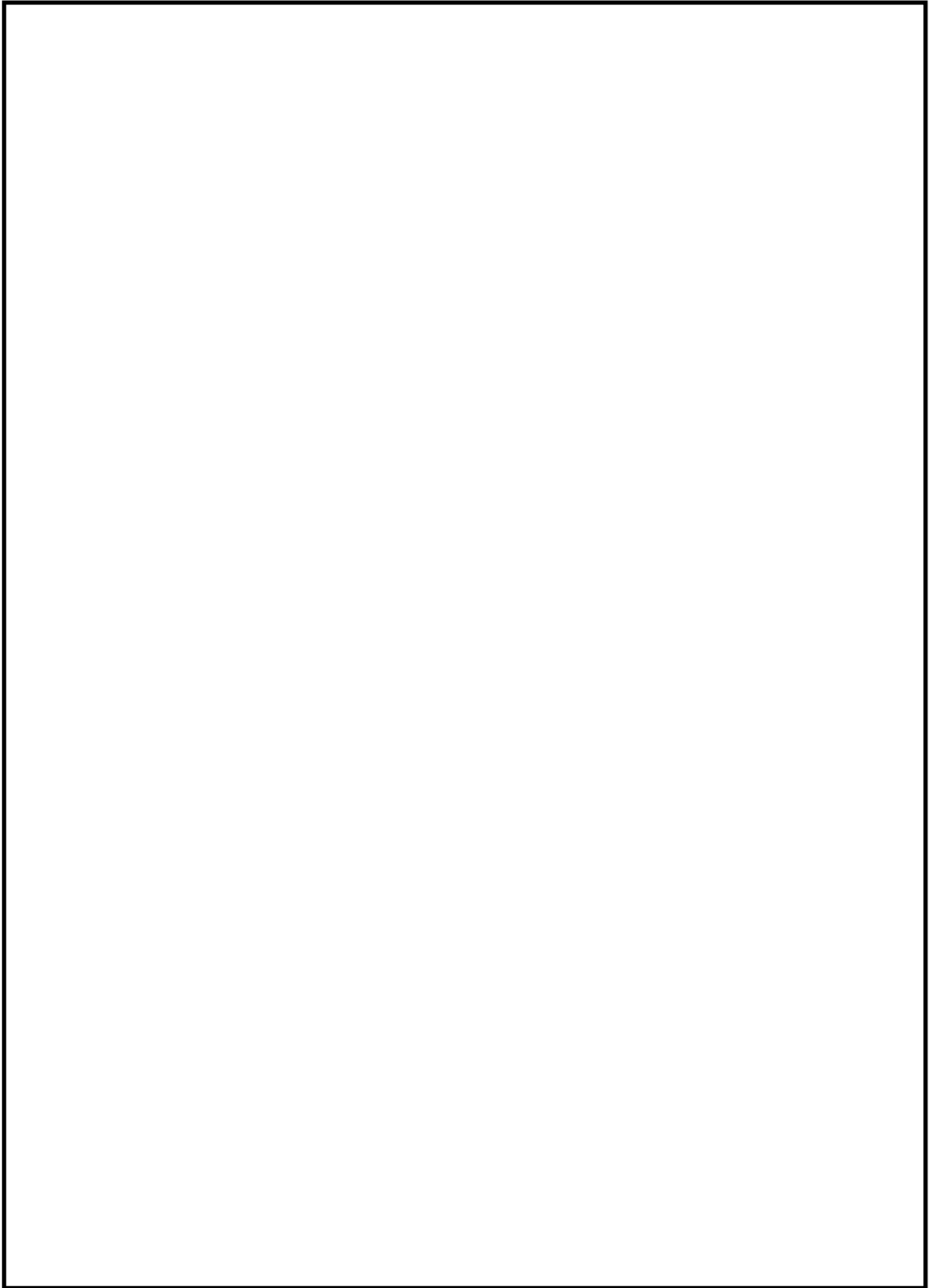



図 51-1 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-1)

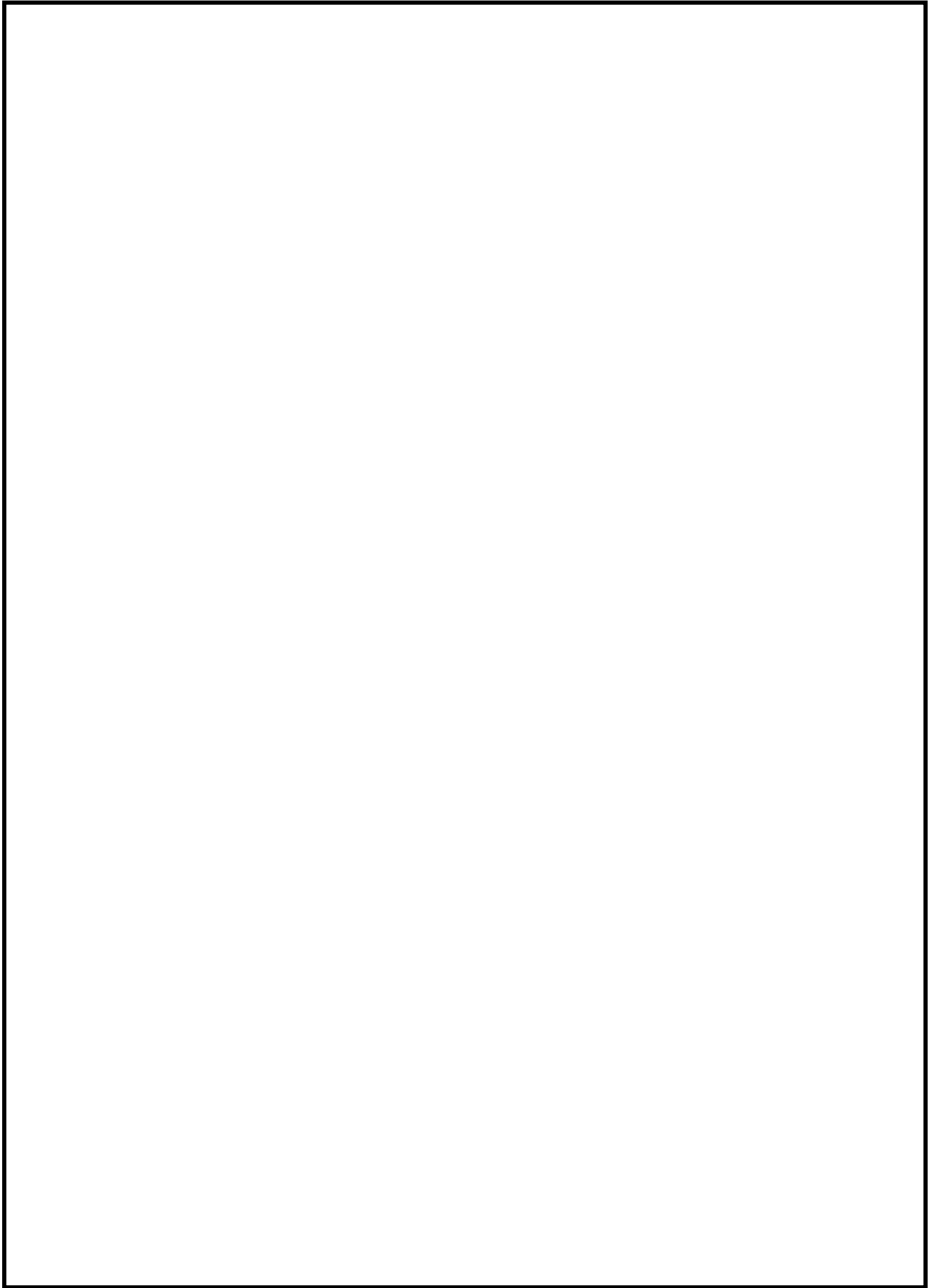


図 51-2 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-2)

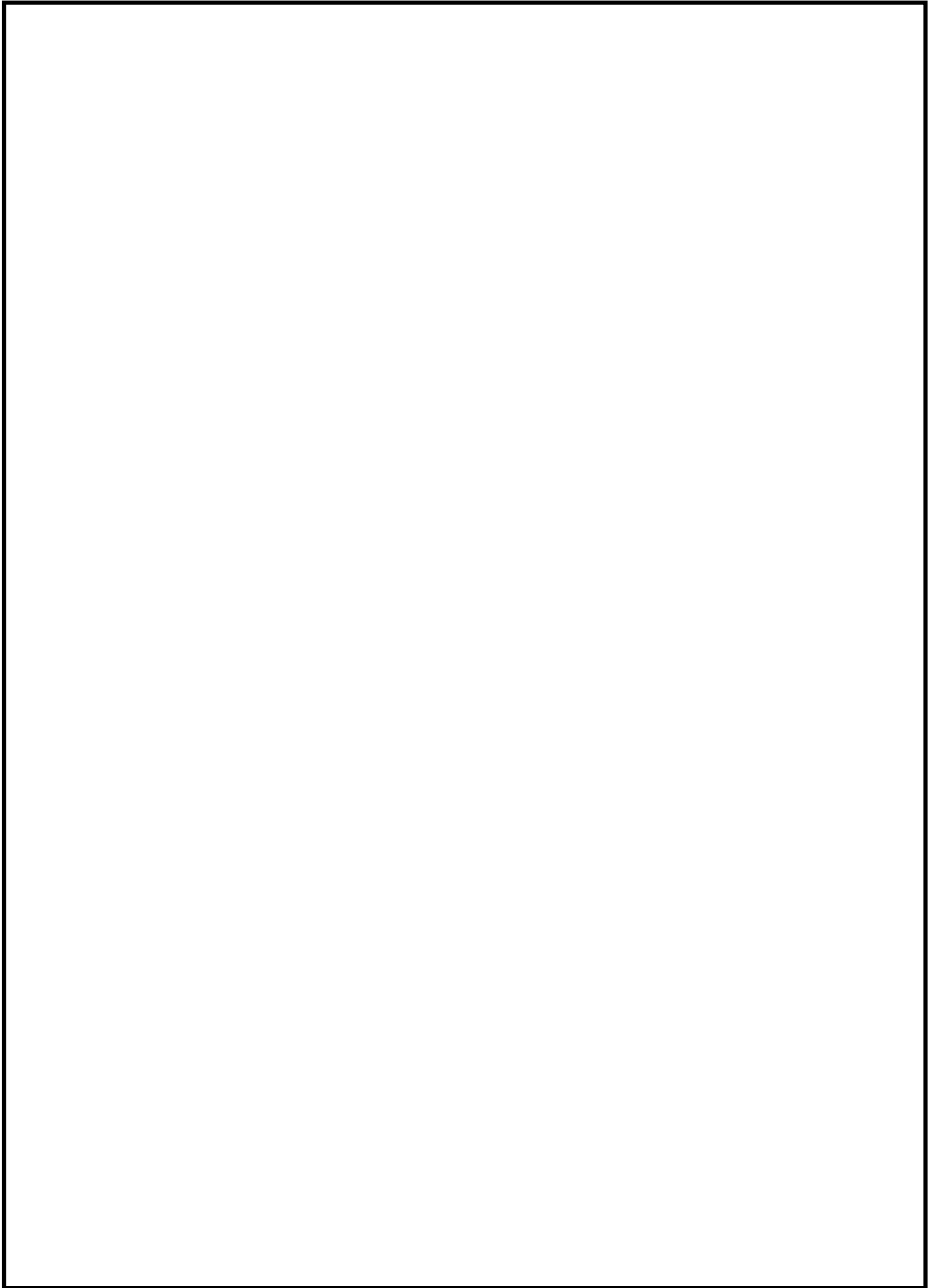



図 51-3 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-3)

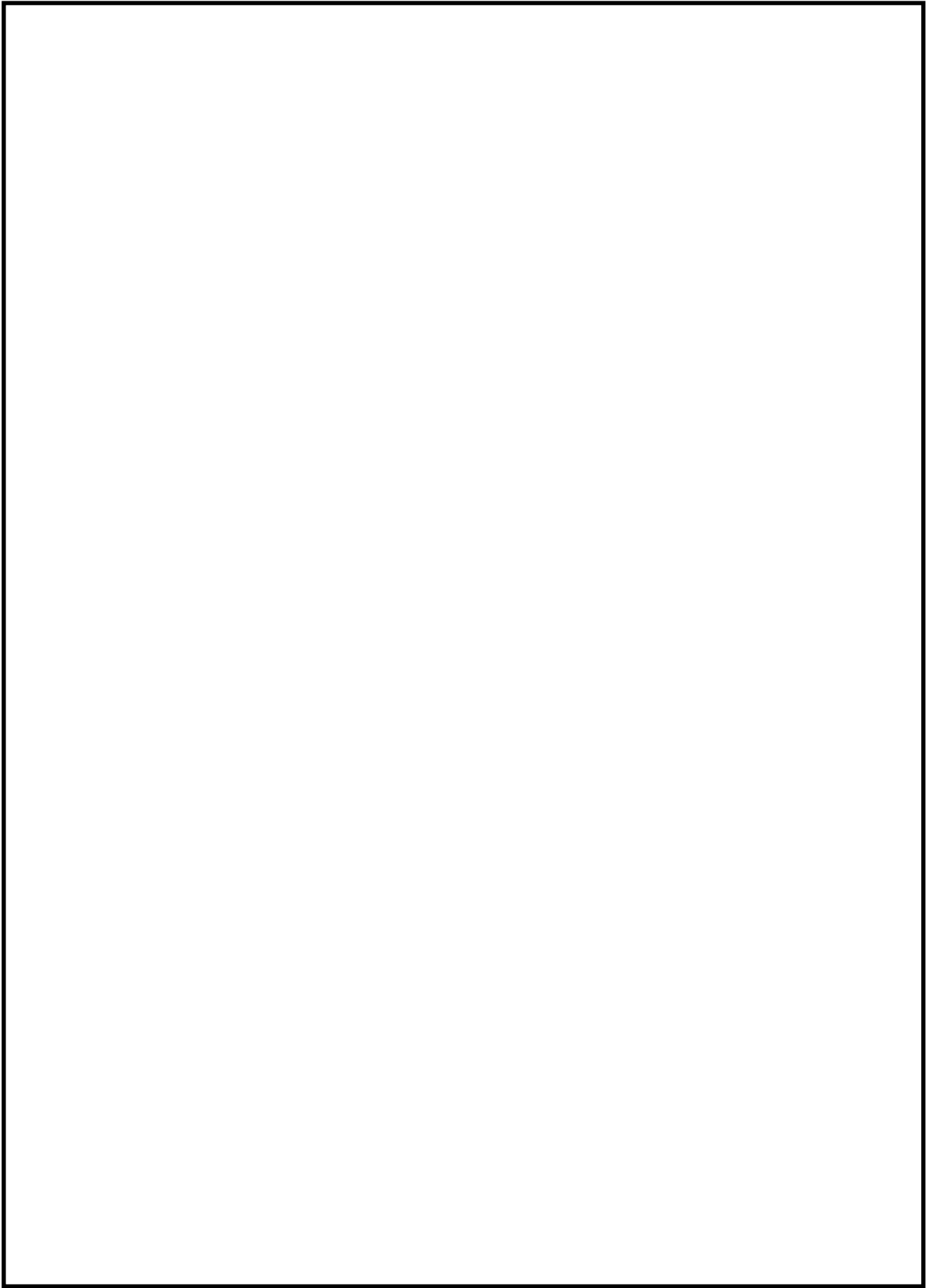


図 51-4 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-4)

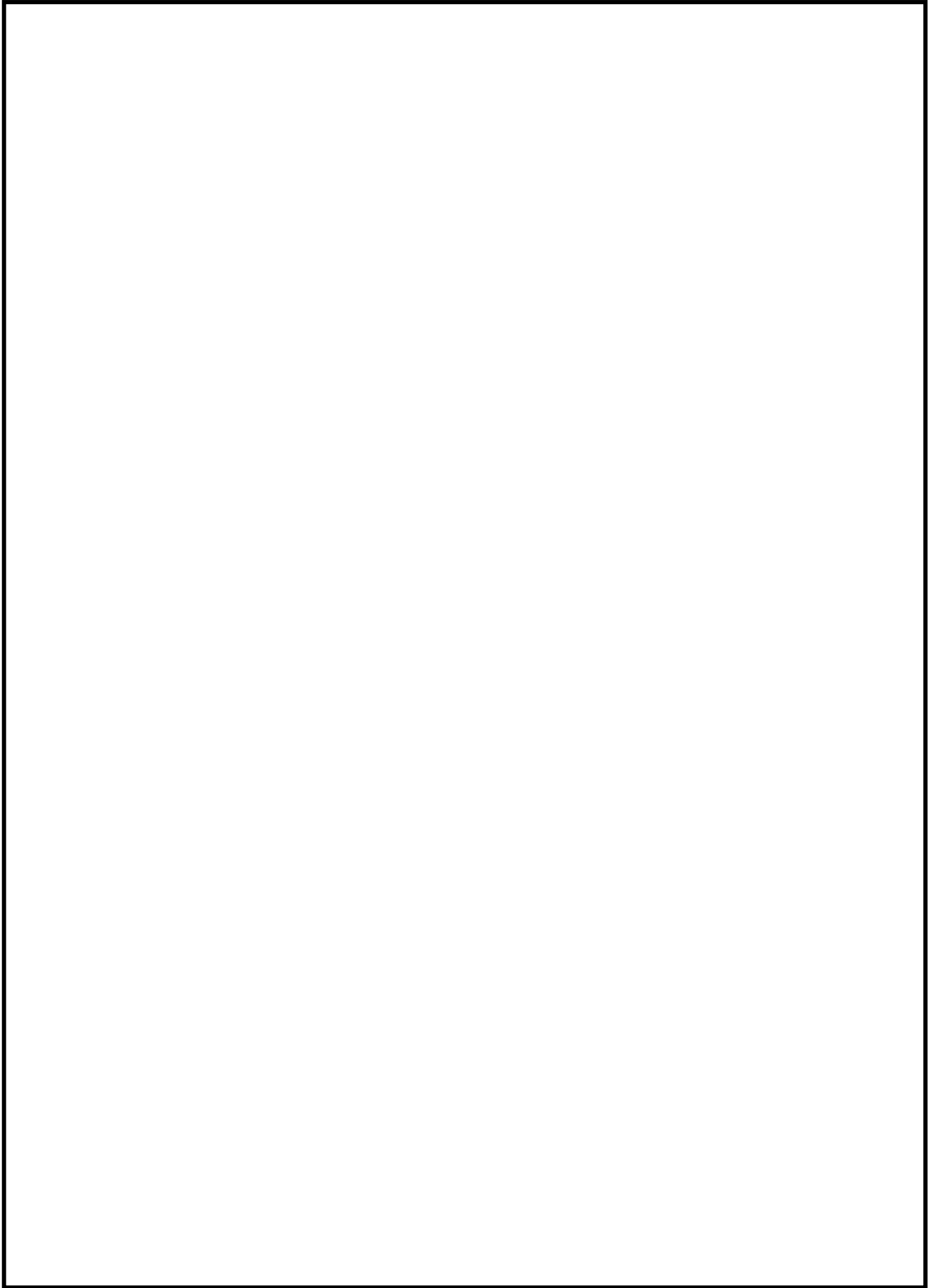



図 51-5 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-5)

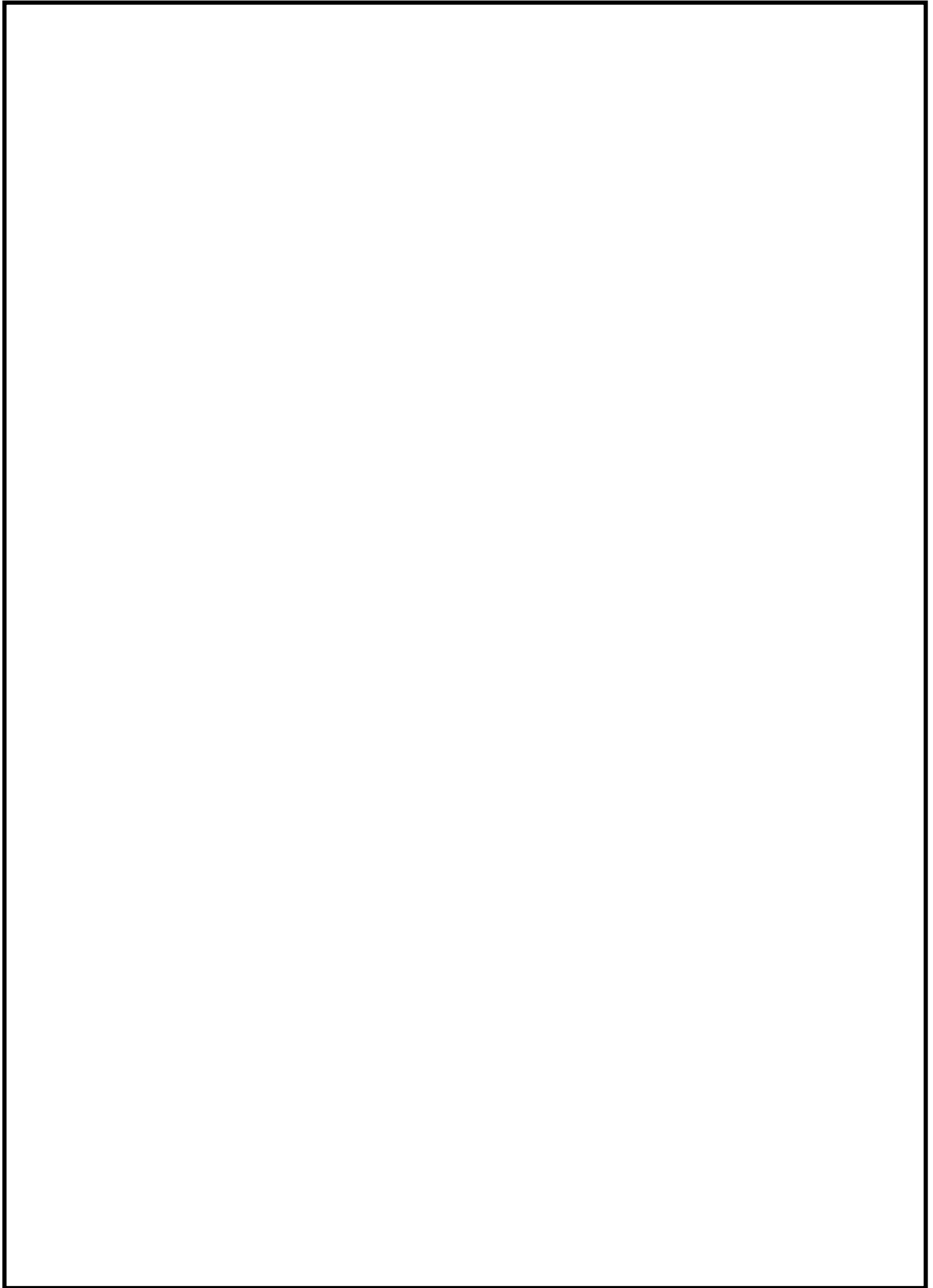


図 51-6 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-6)



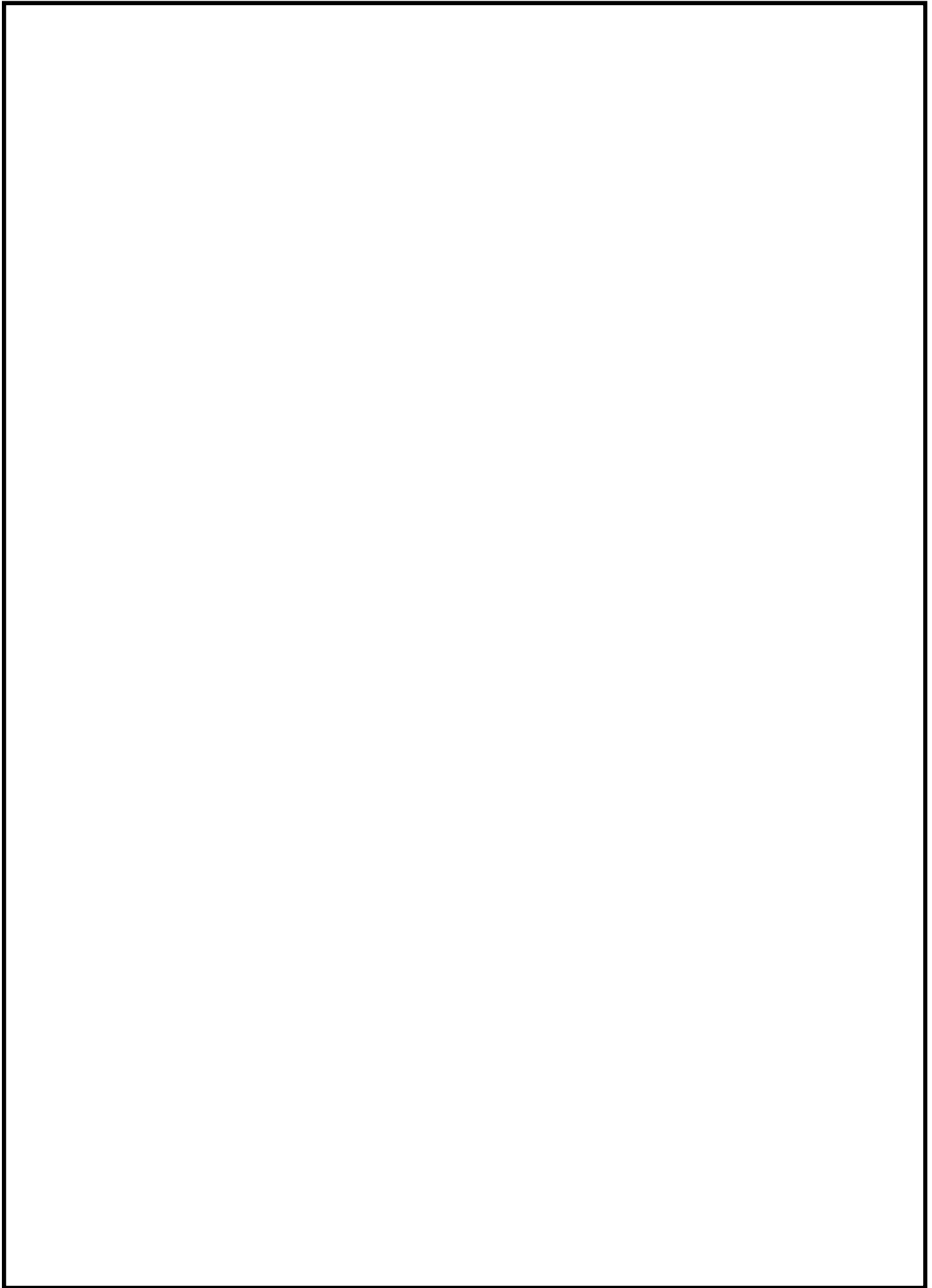



図 51-7 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-7)

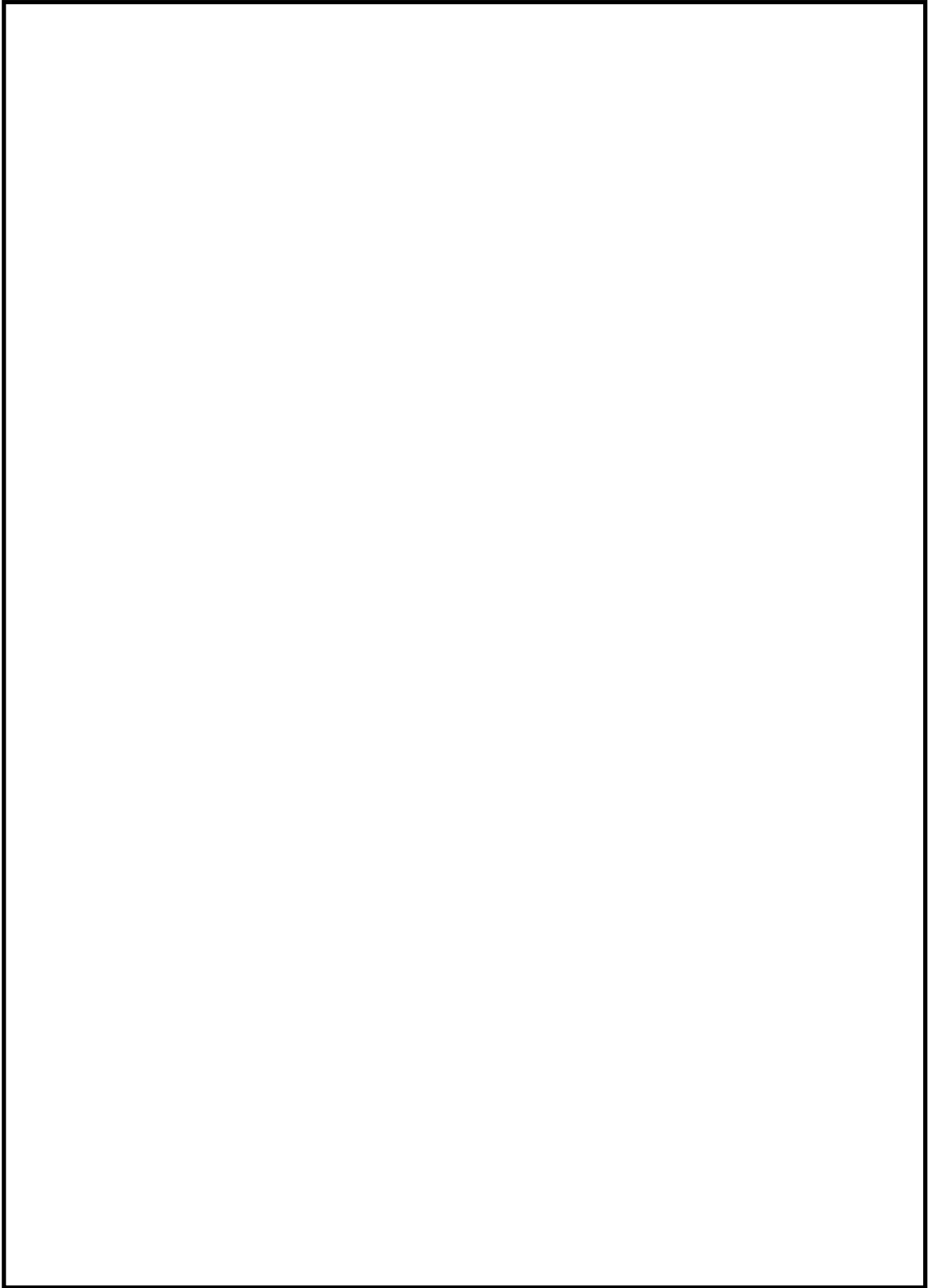


図 51-8 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-8)

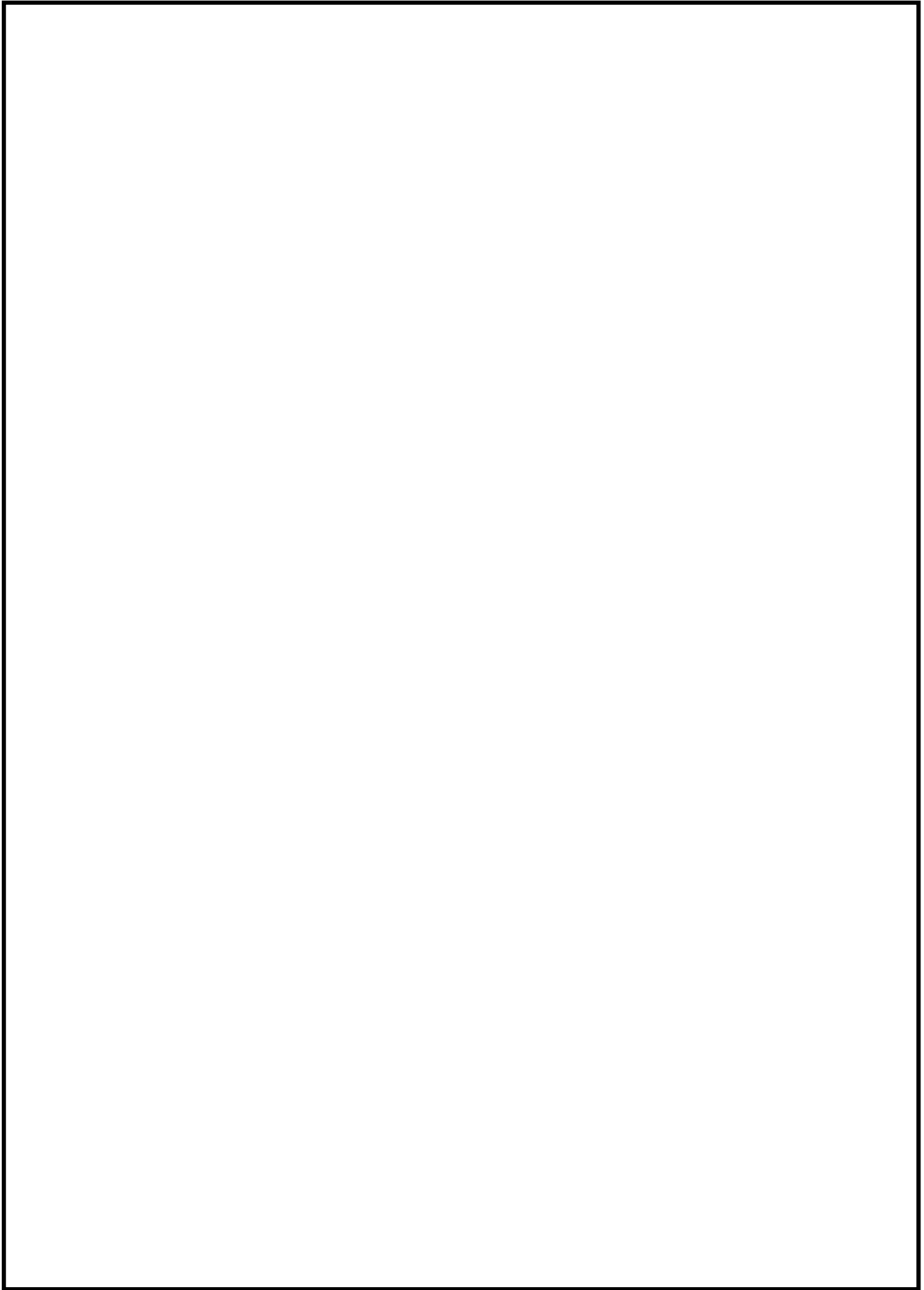


図 51-9 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-9)

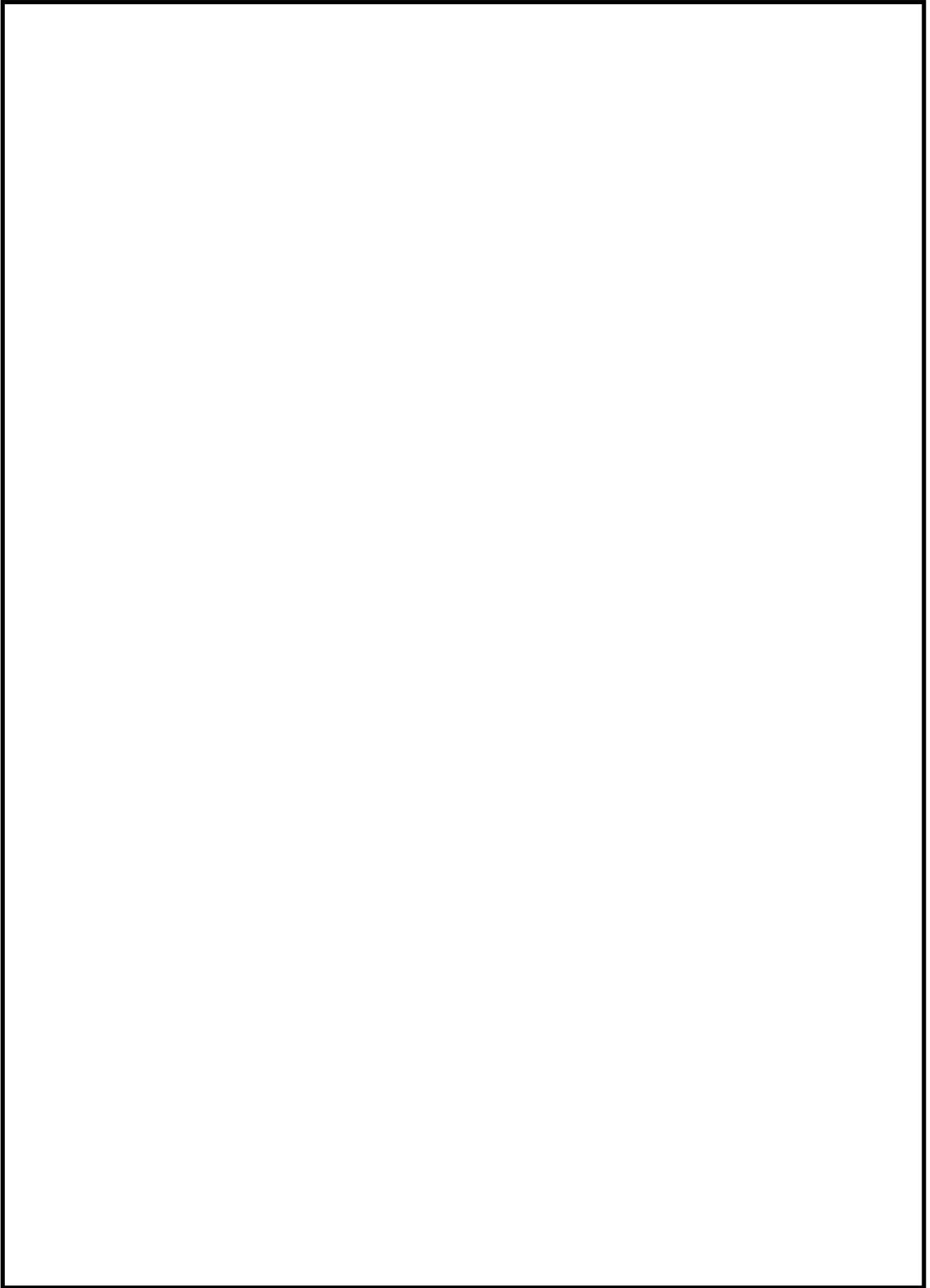



図 51-10 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-10)

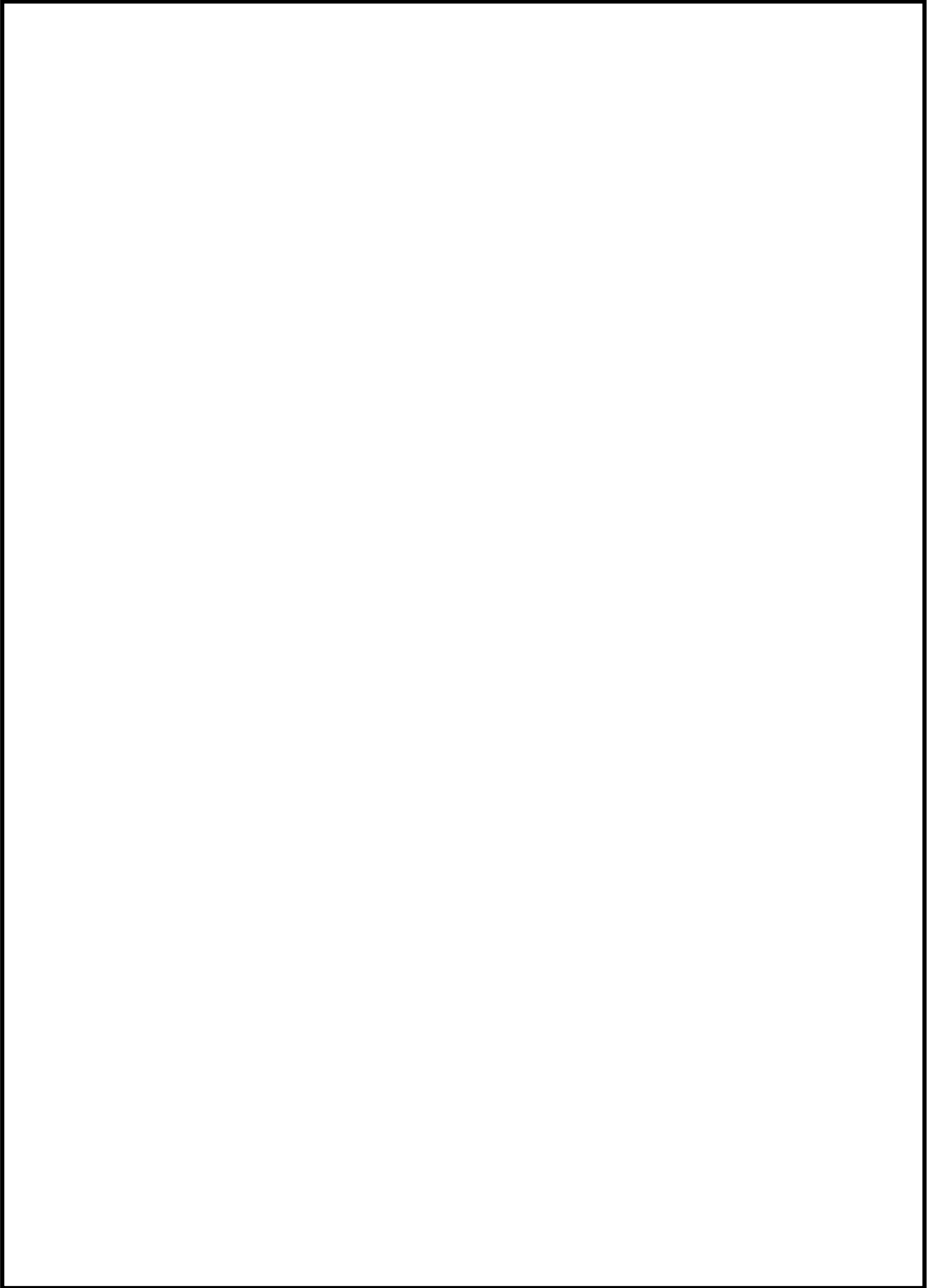



図 51-11 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-11)

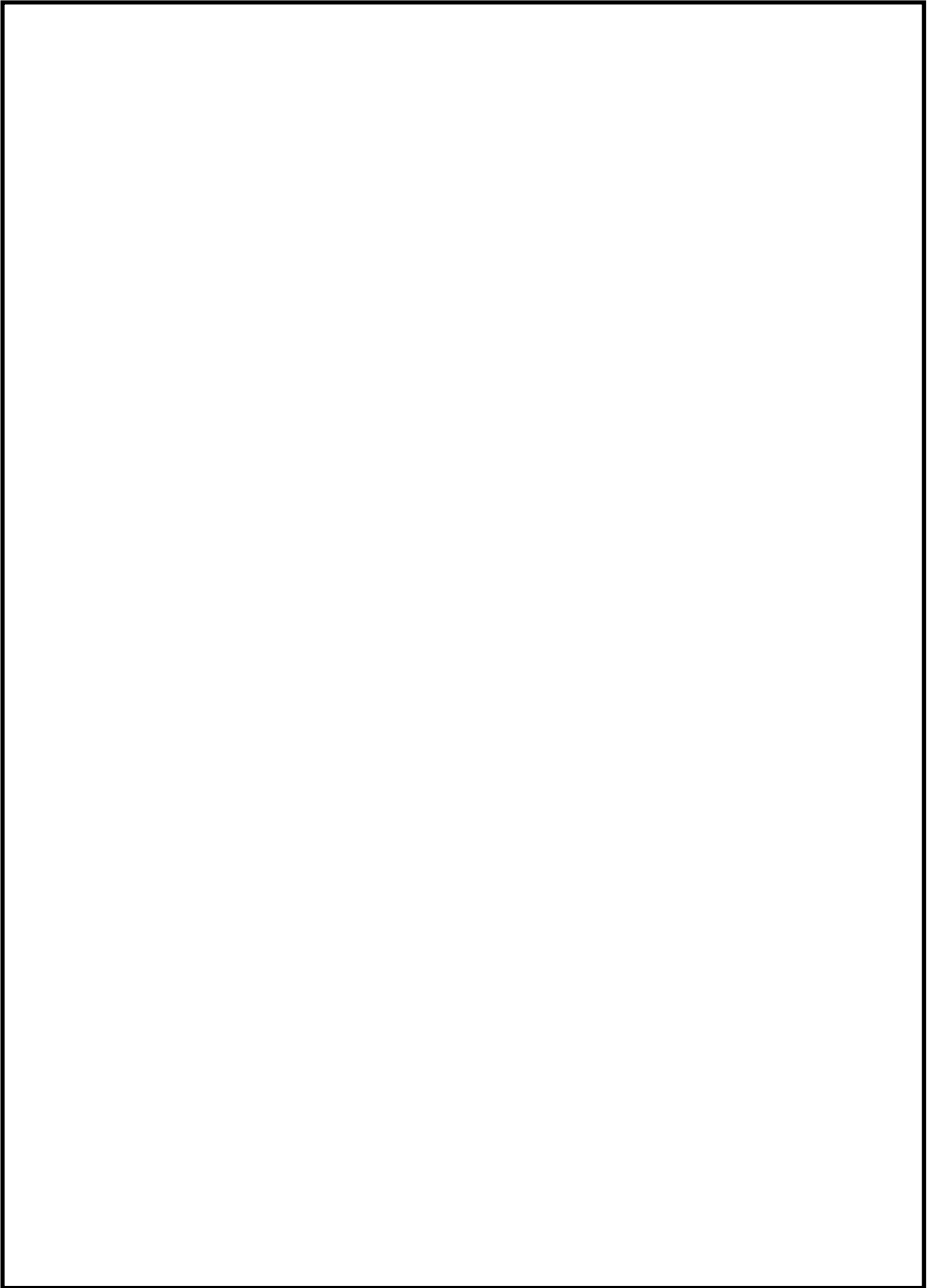



図 51-12 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-12)

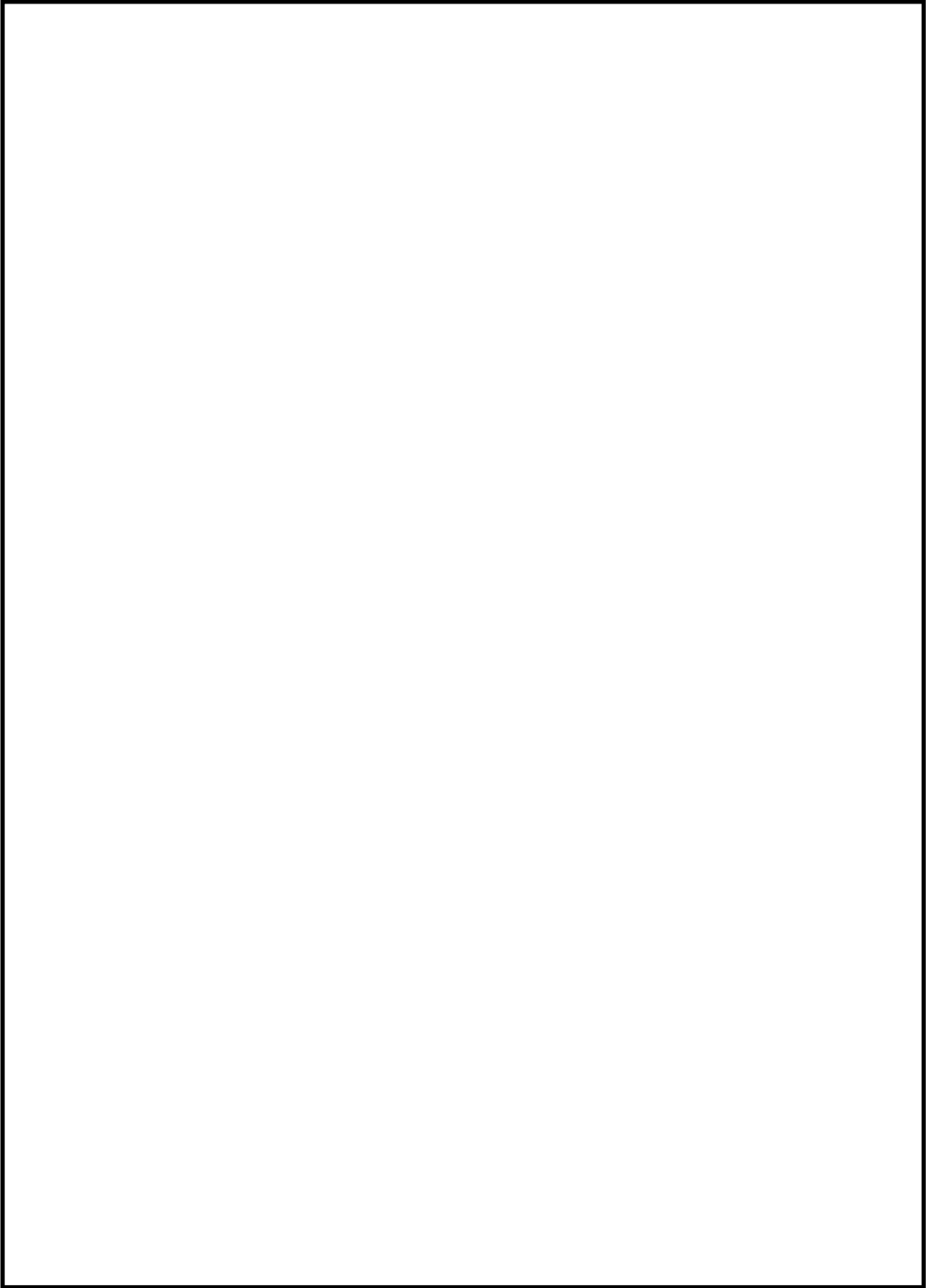



図 51-13 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-13)

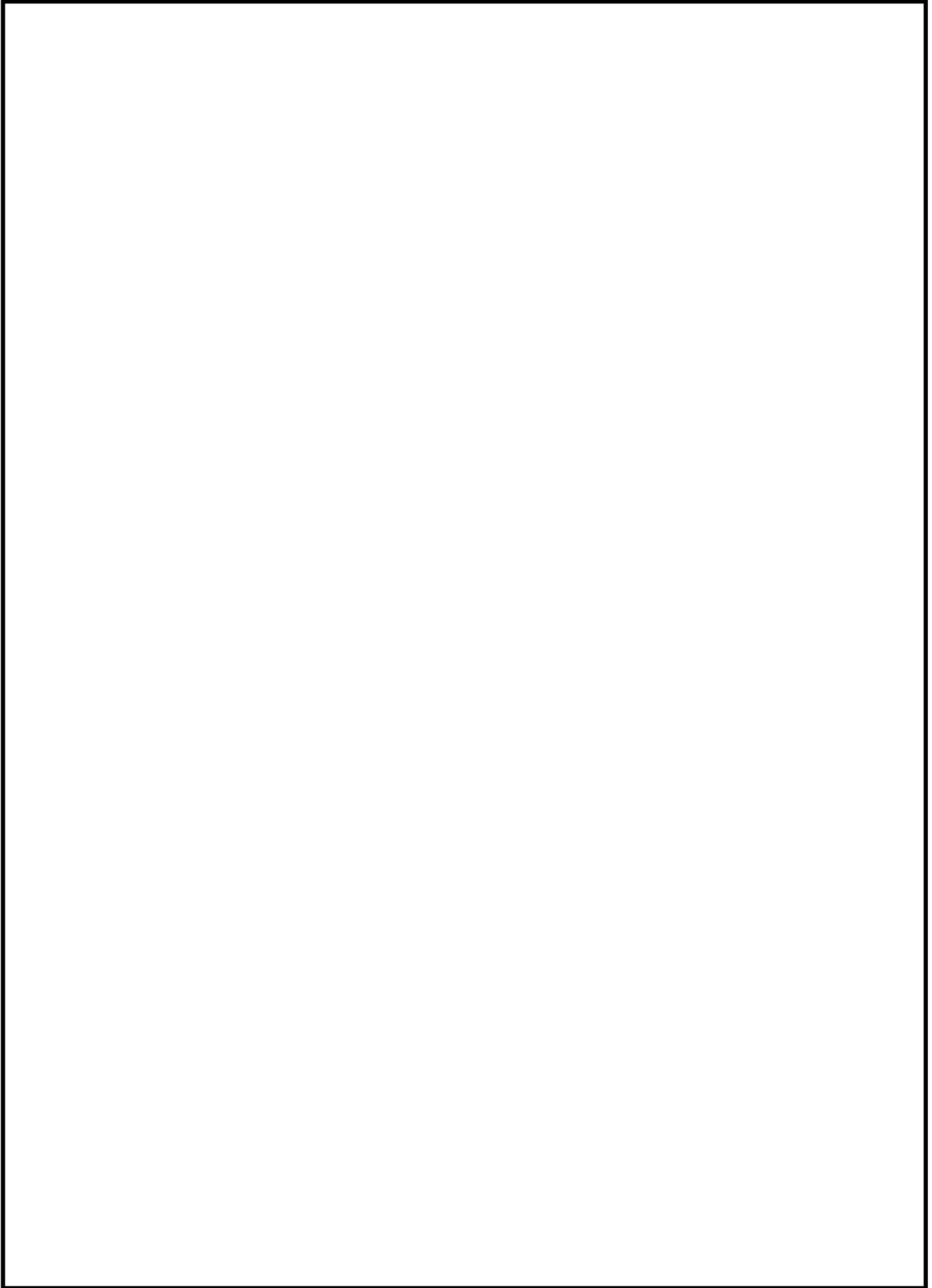



図 51-14 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-14)



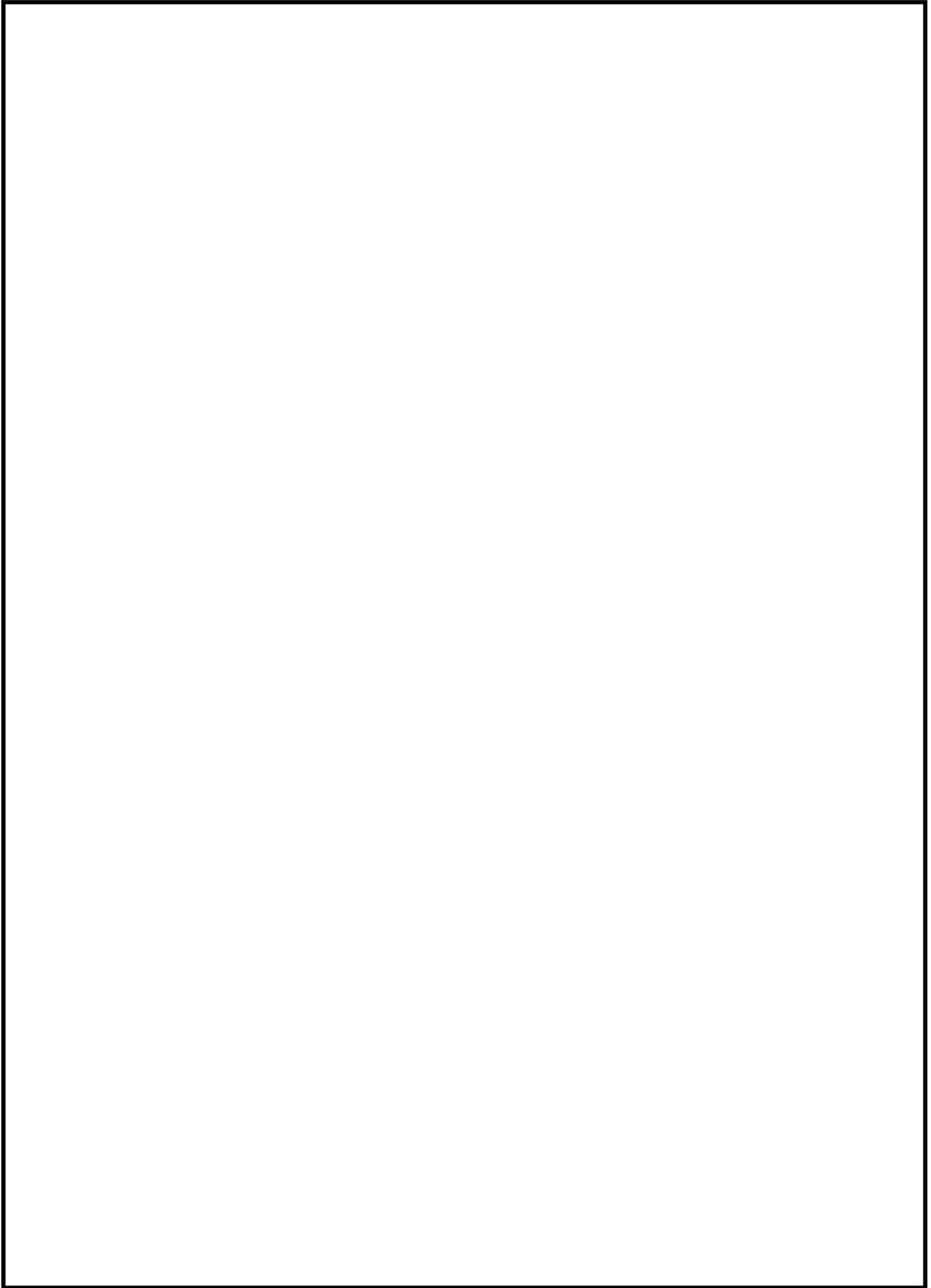



図 51-15 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-15)

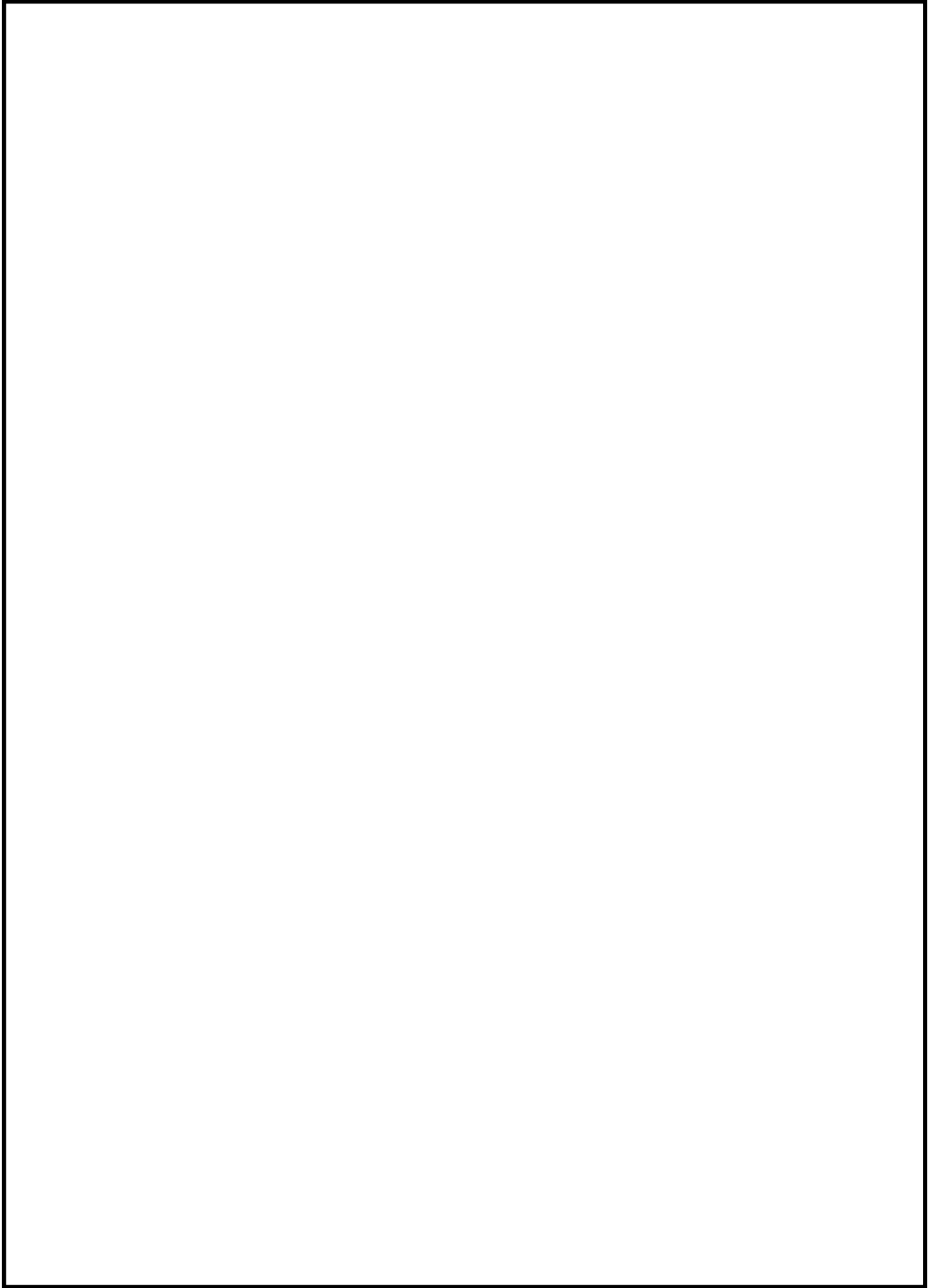



図 51-16 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-16)

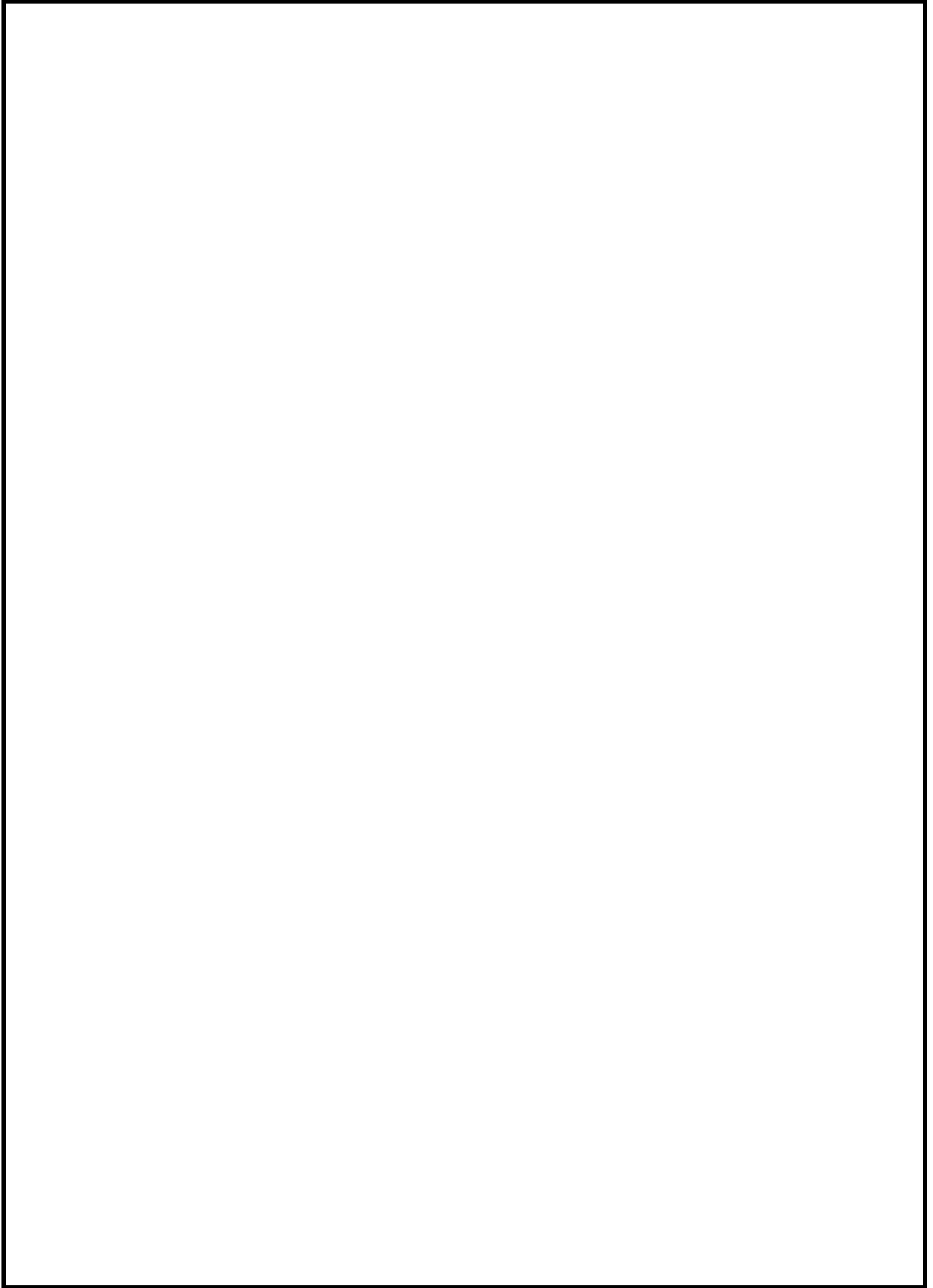



図 51-17 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-17)

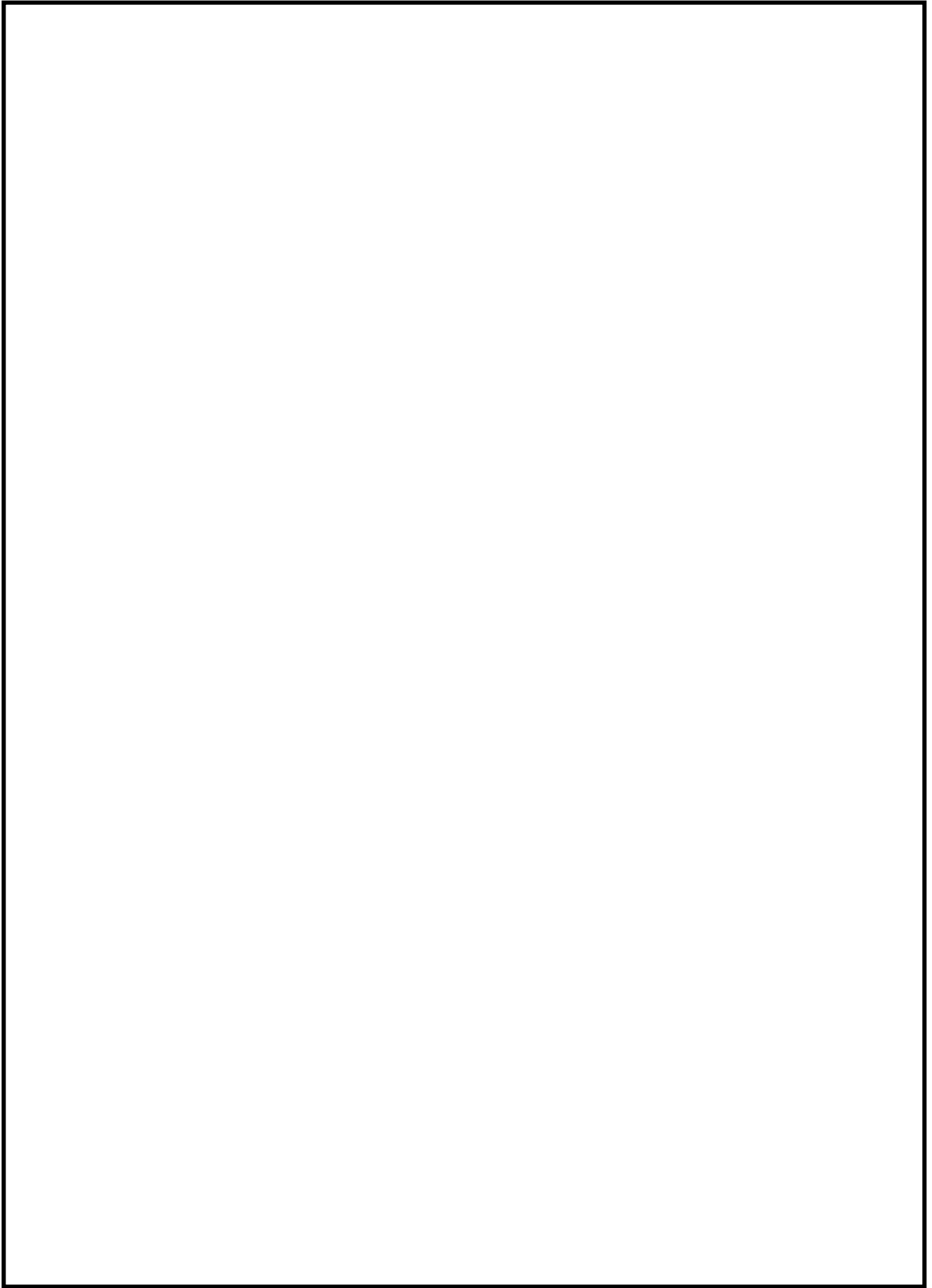



図 51-18 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-18)

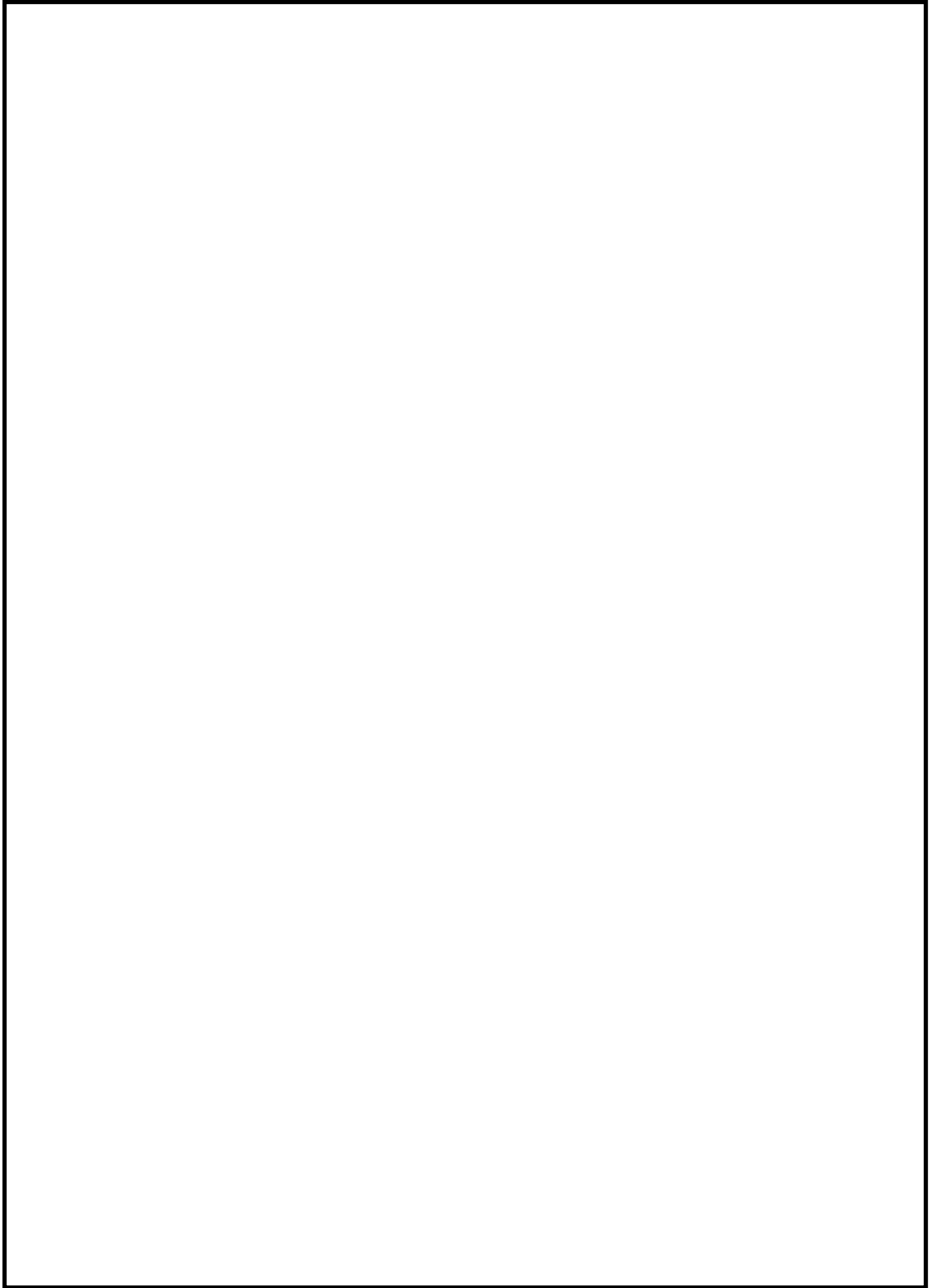



図 51-19 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-19)

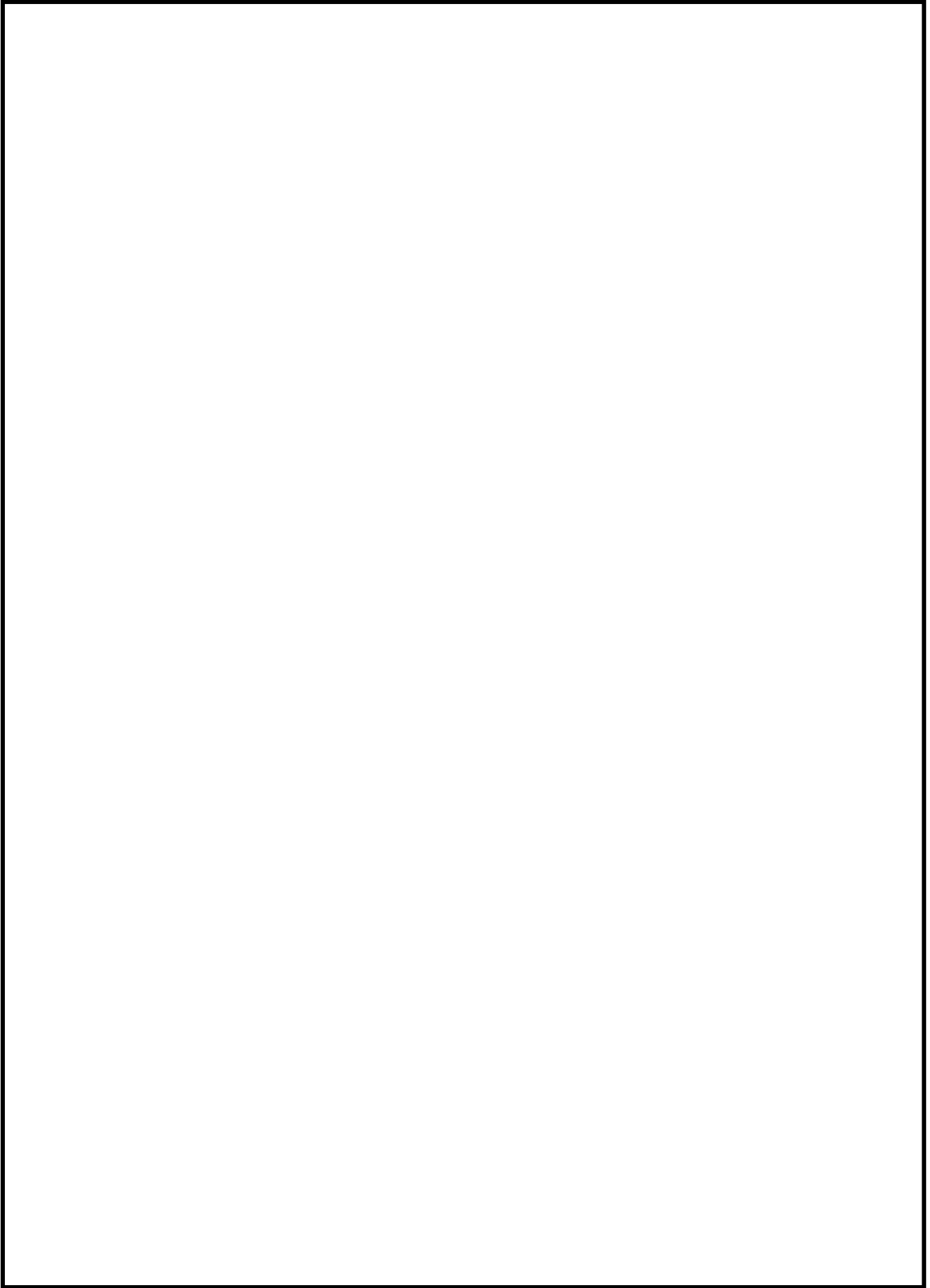



図 51-20 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-20)

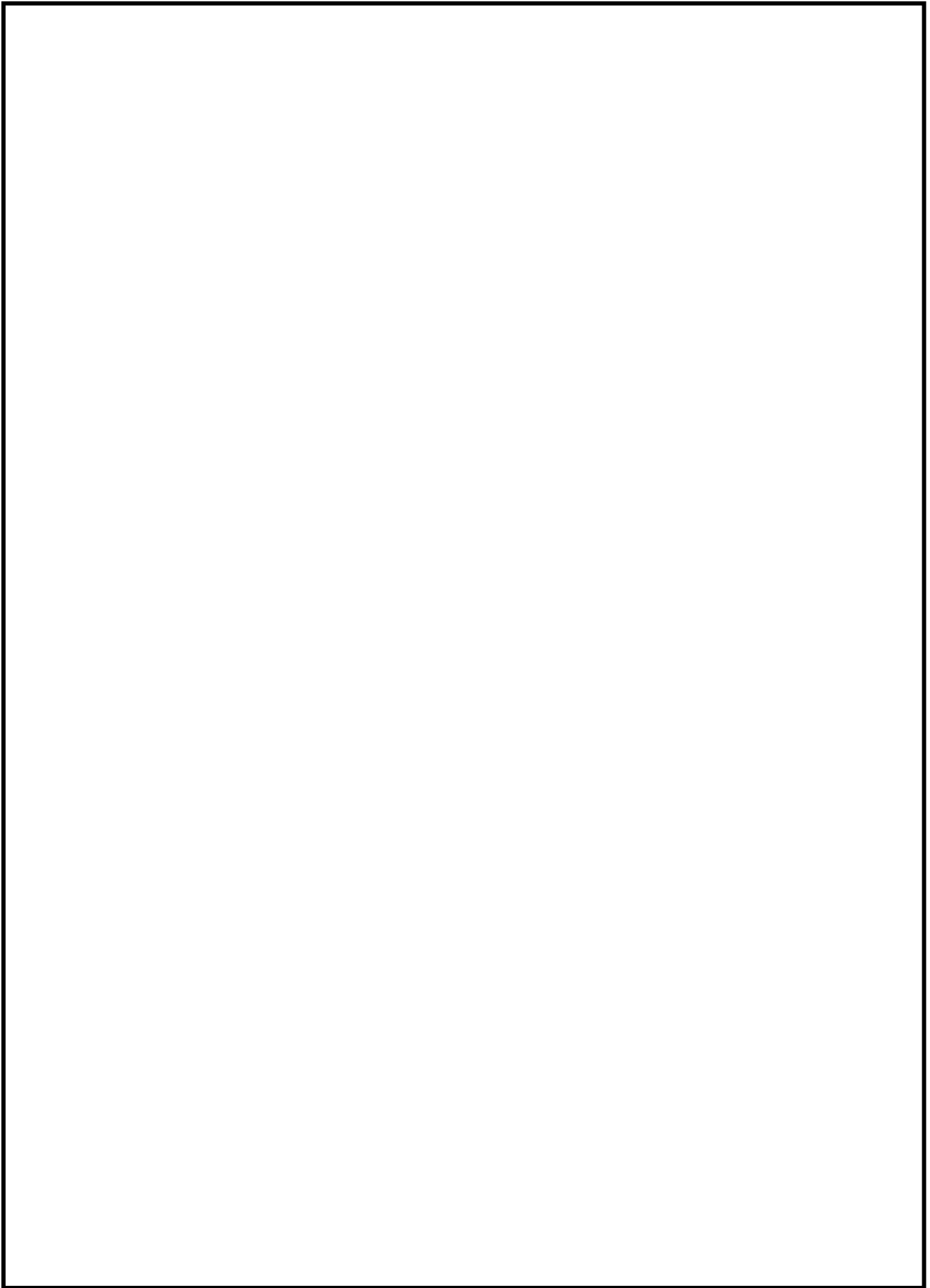



図 51-21 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-21)

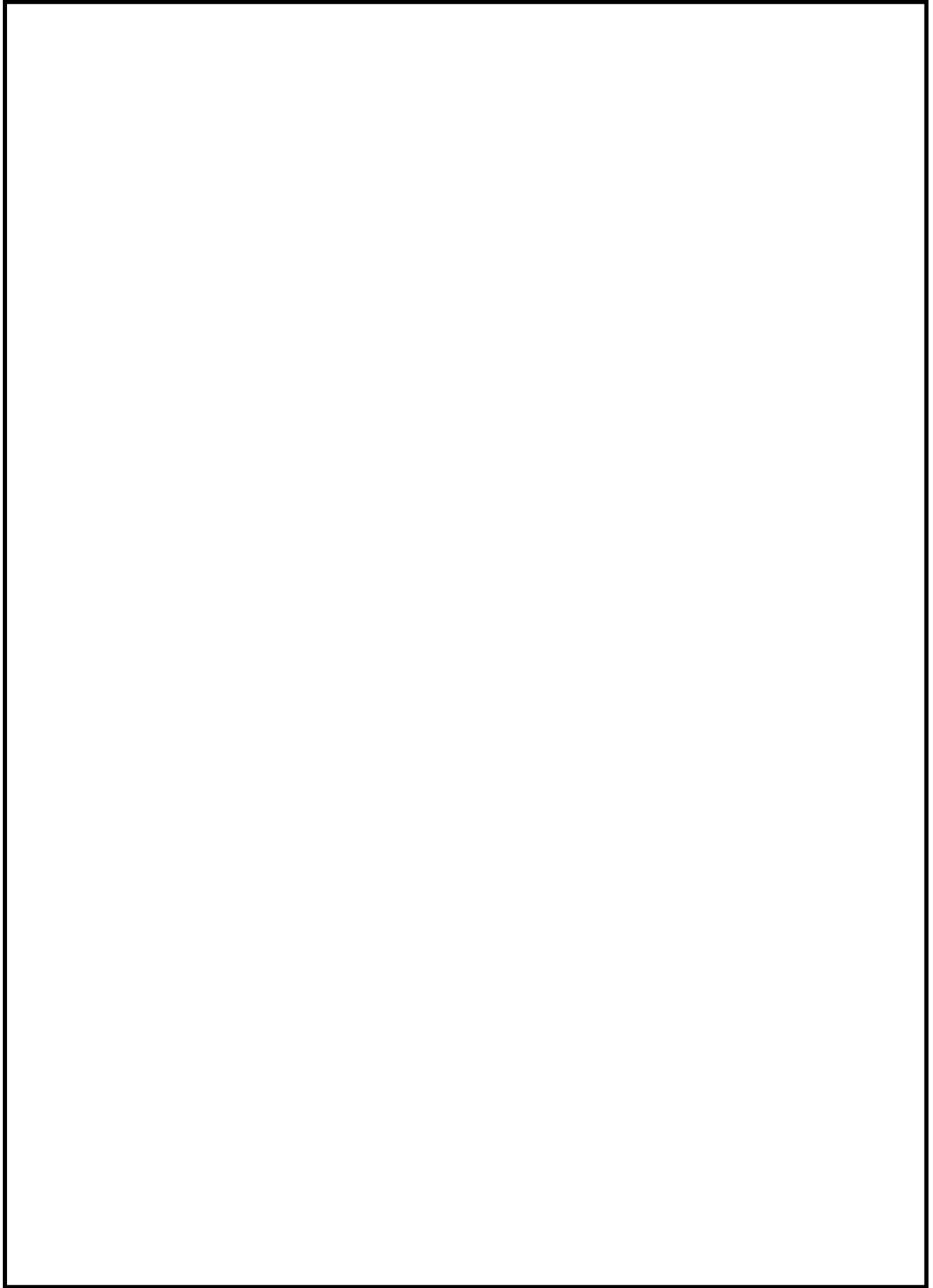



図 51-22 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-22)



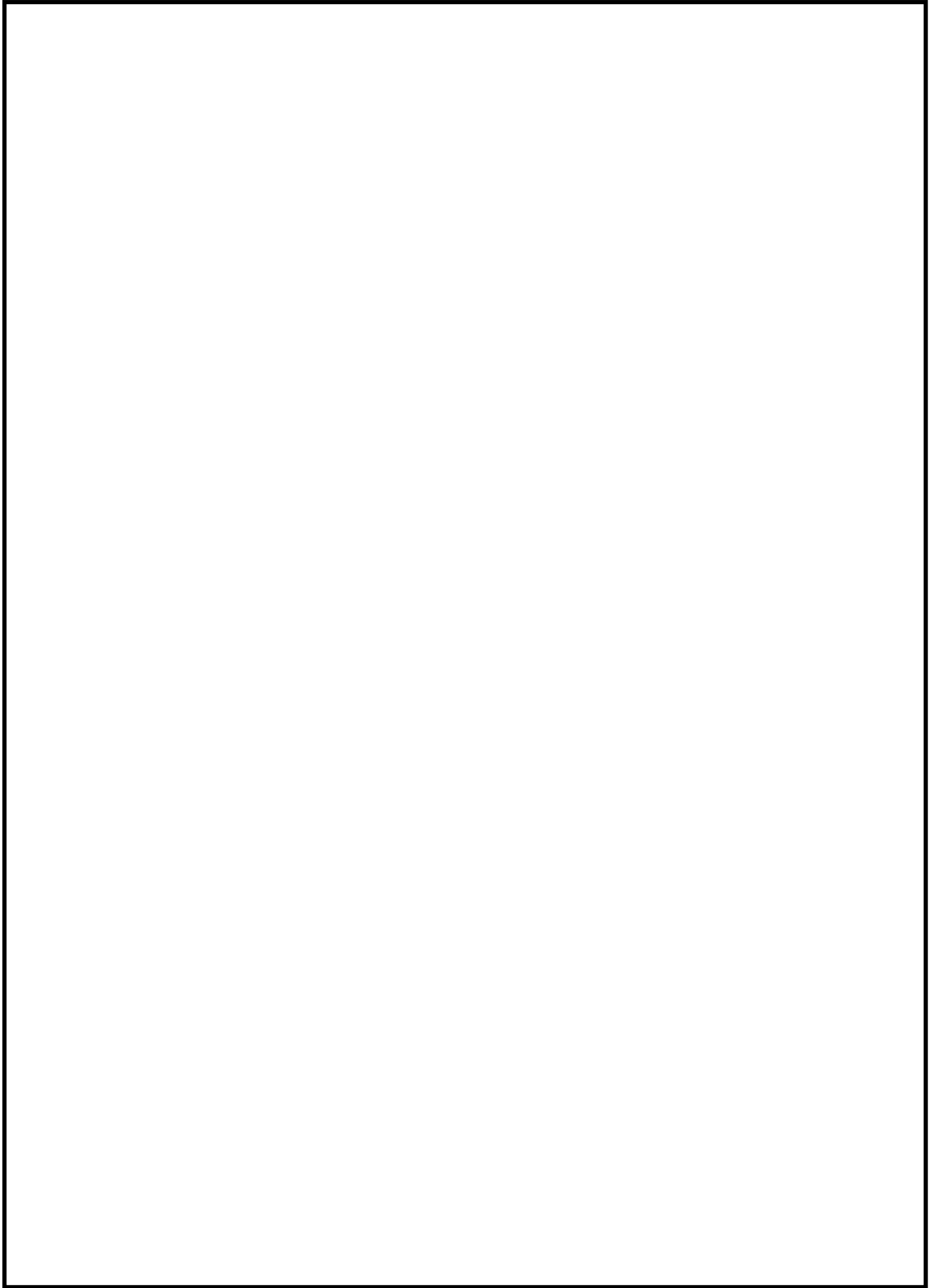



図 51-23 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-23)

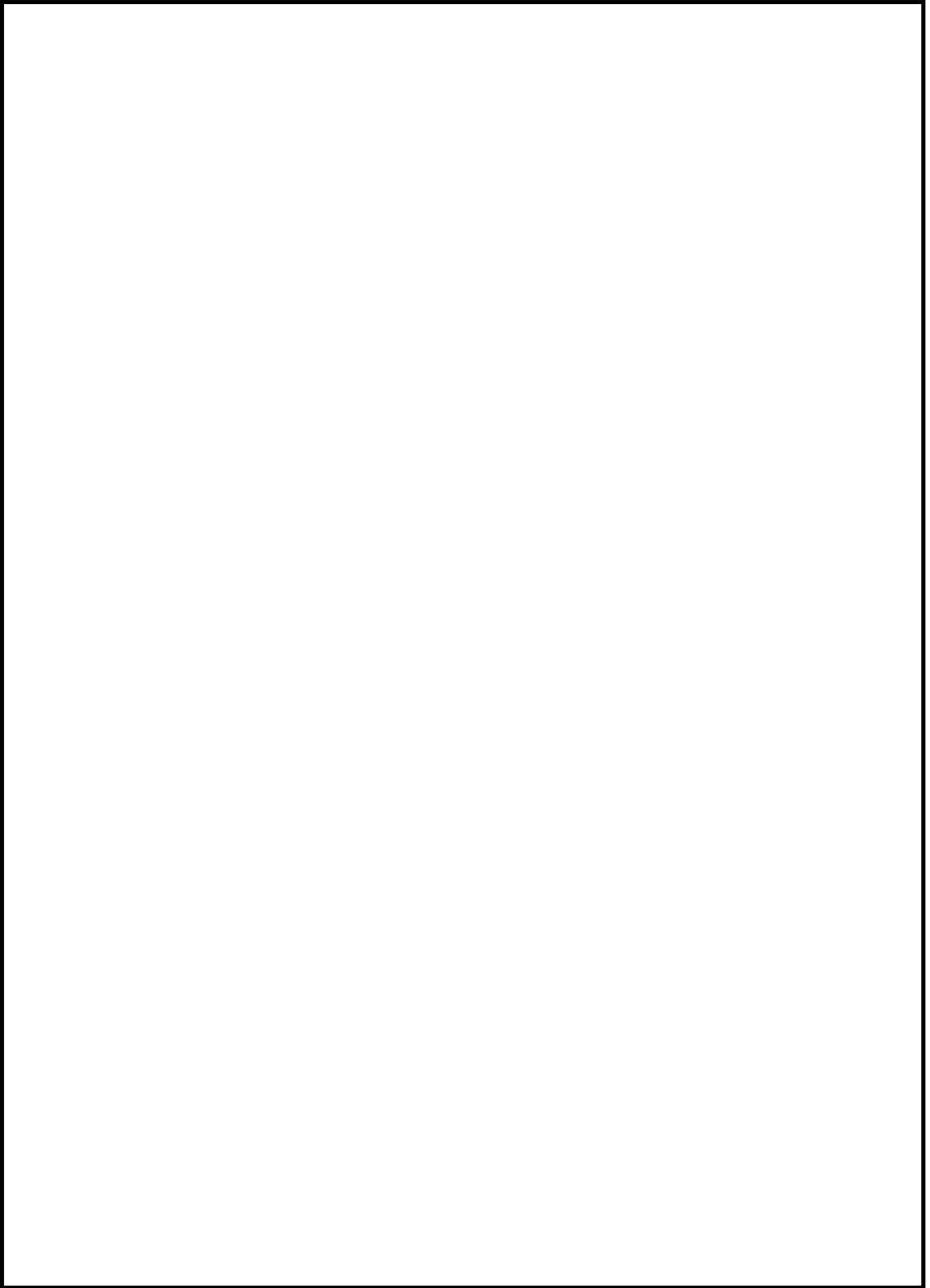



図 51-24 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-24)

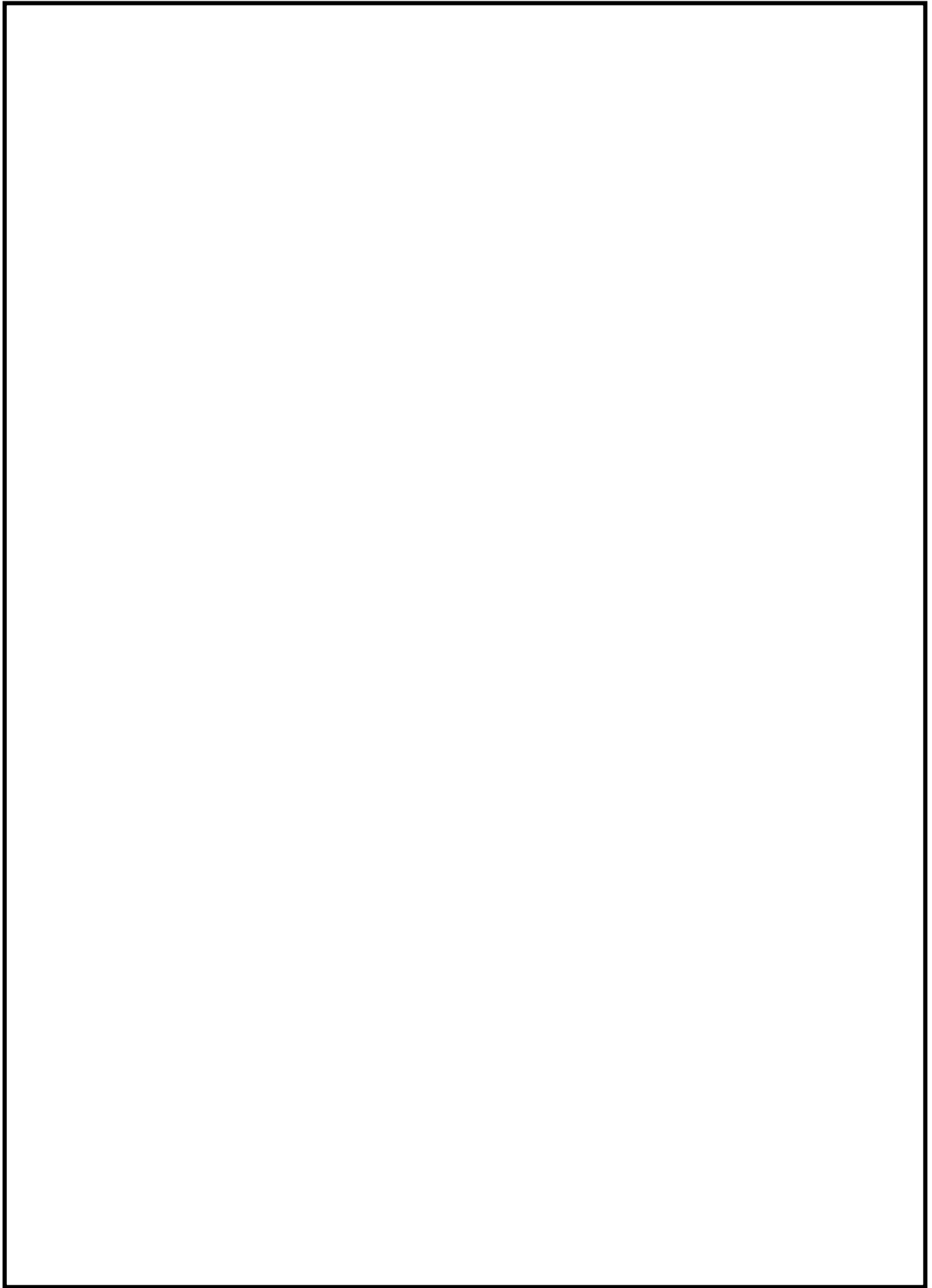



図 51-25 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-25)

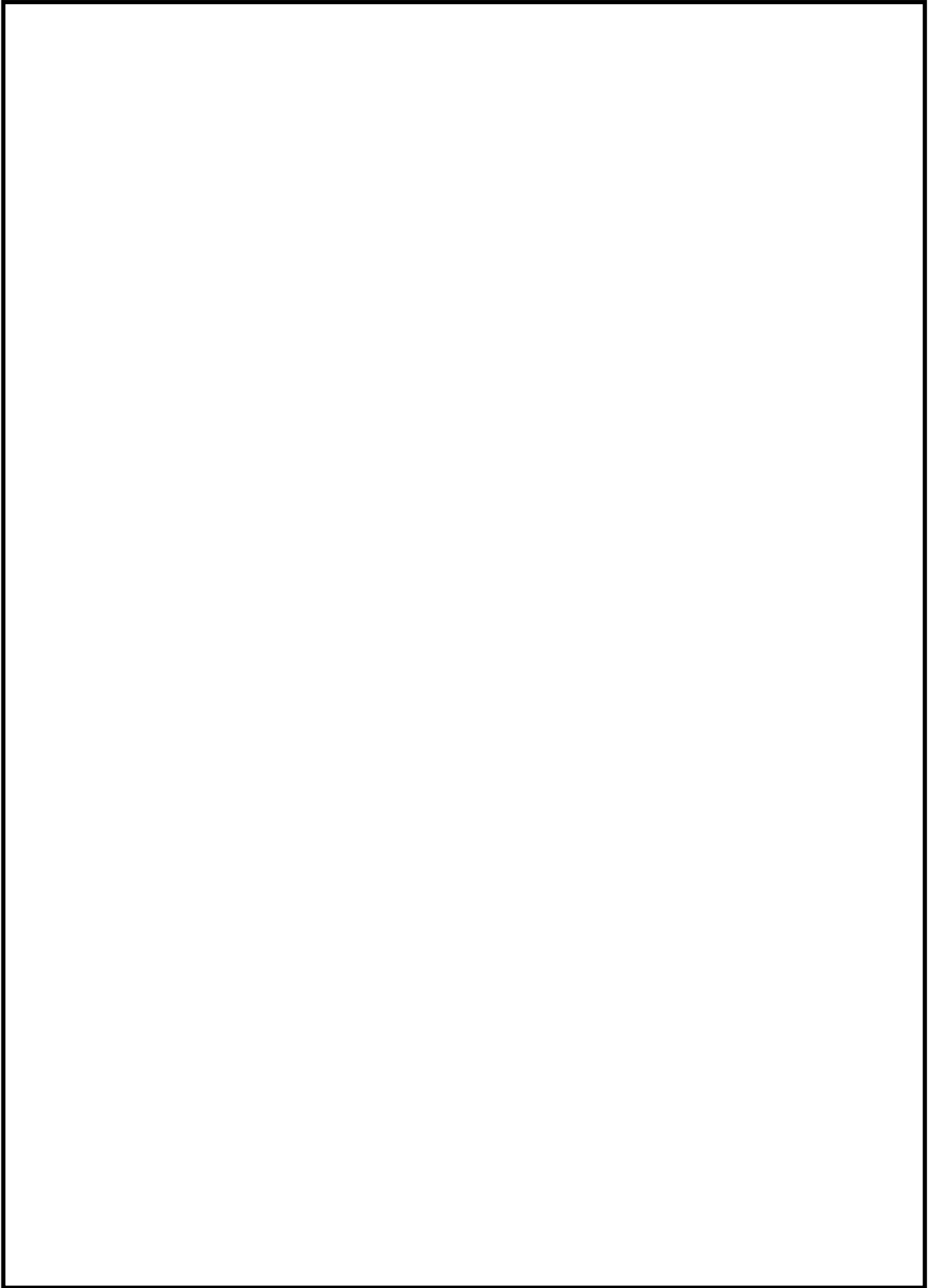



図 51-26 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-26)

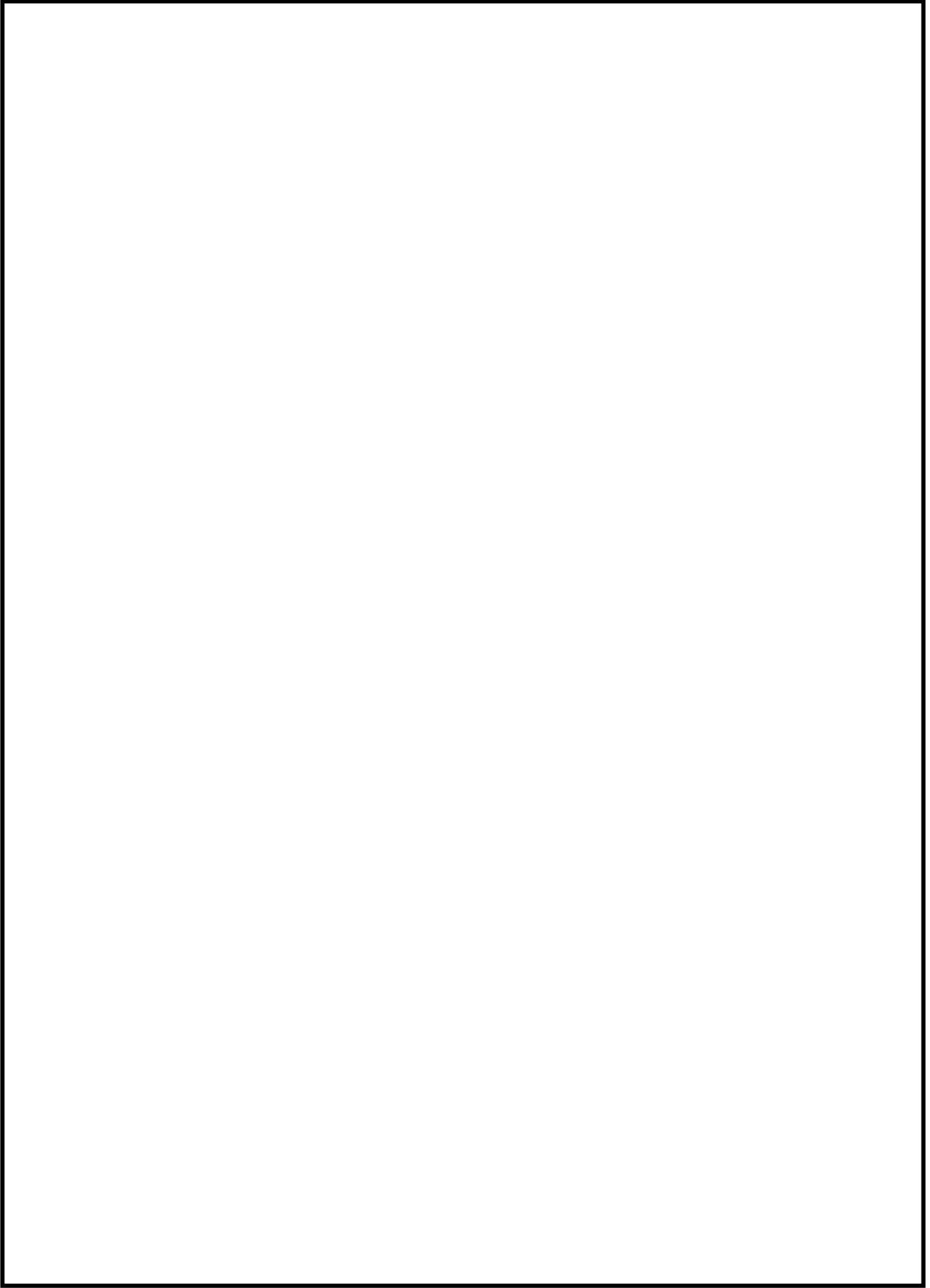



図 51-27 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-27)

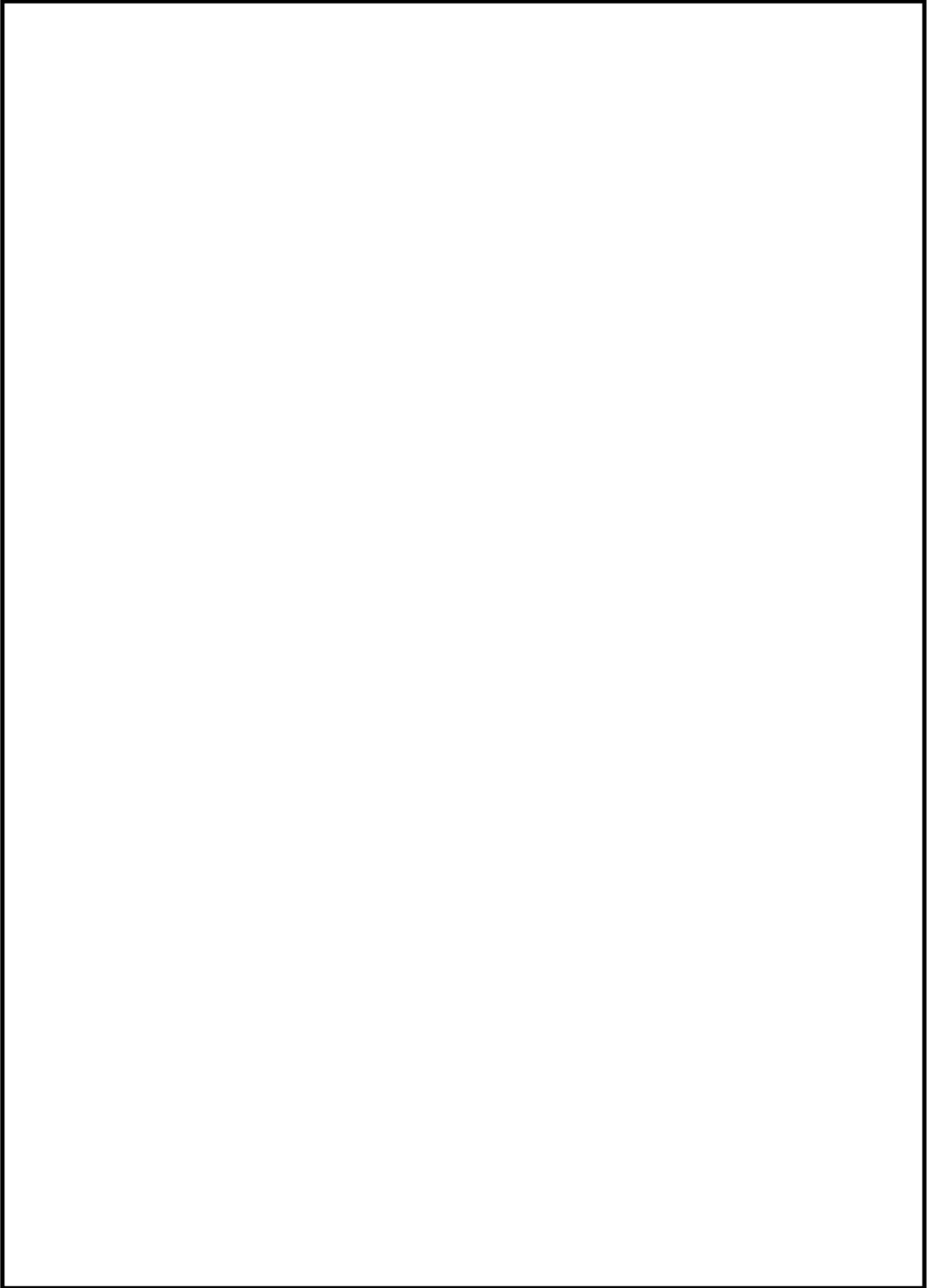



図 51-28 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-28)

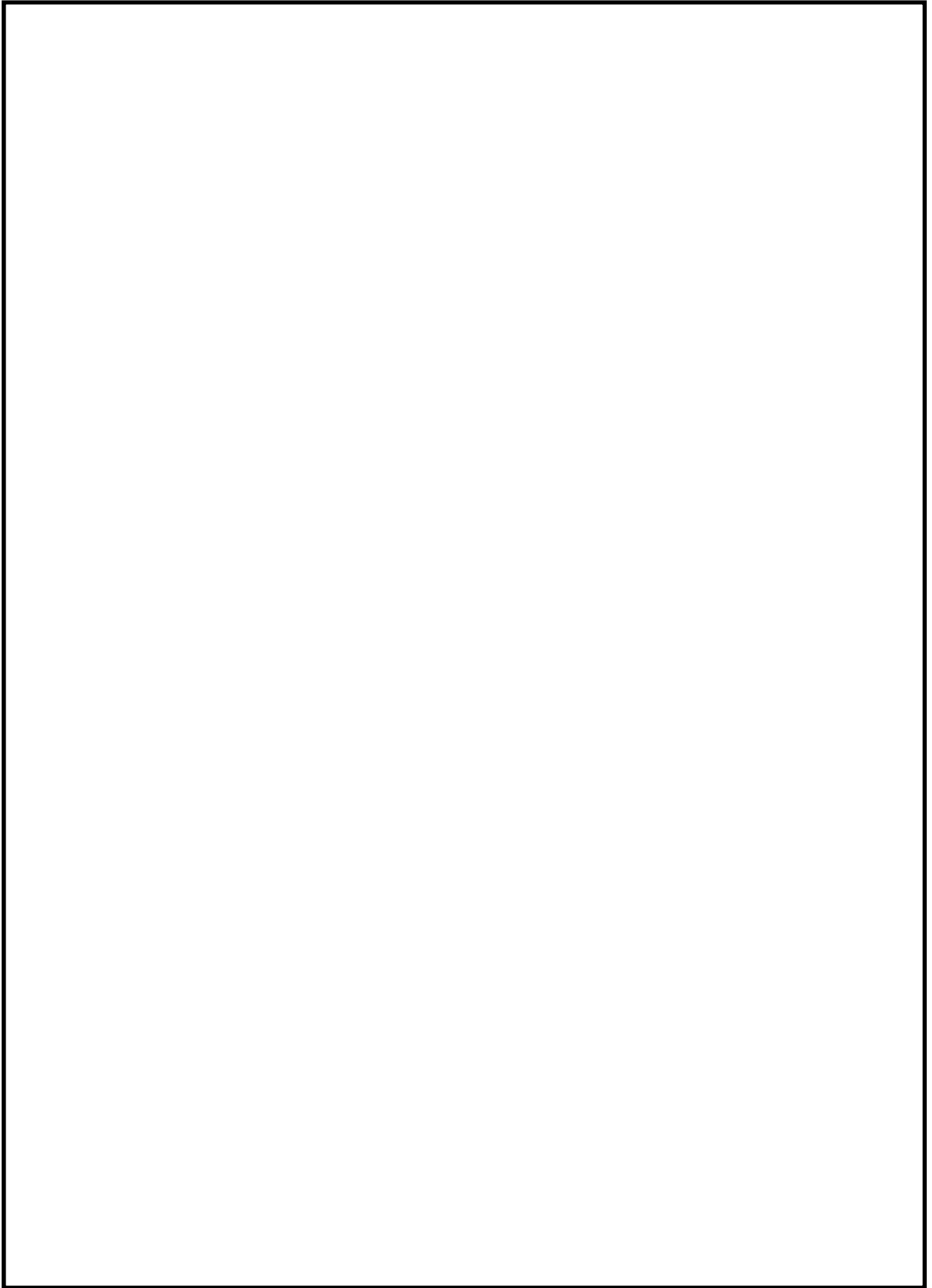



図 51-29 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-29)

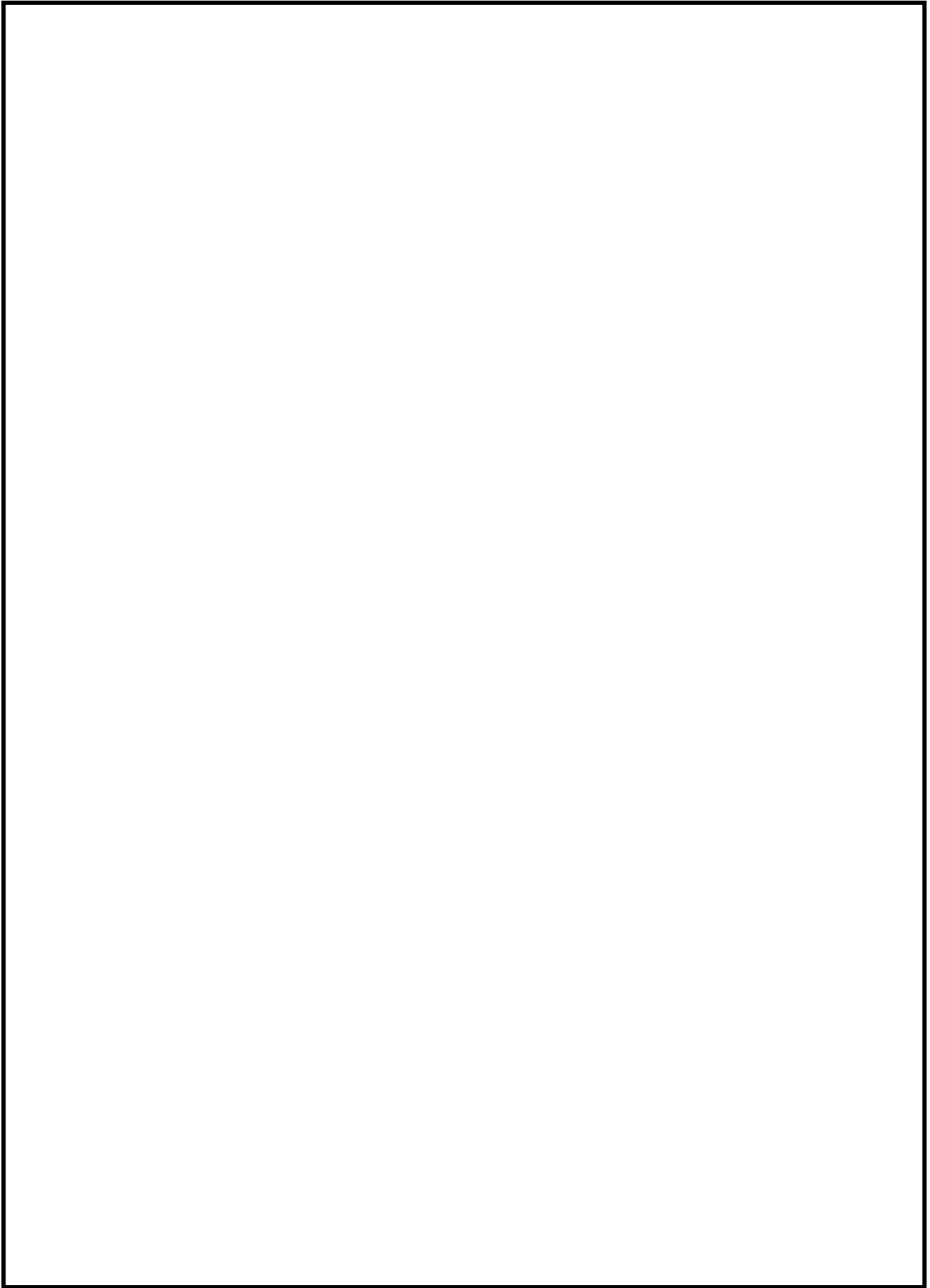



図 51-30 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-30)



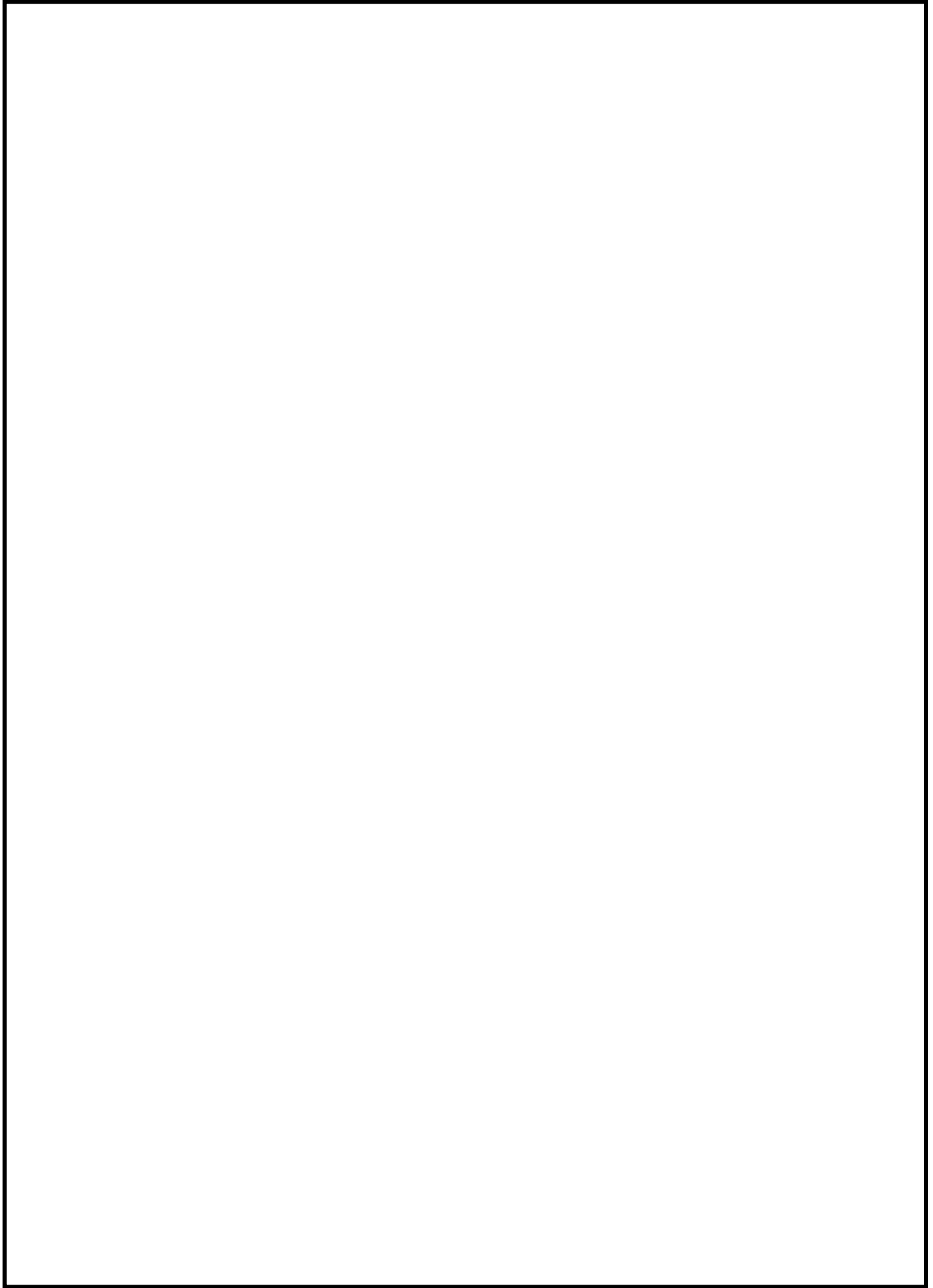



図 51-31 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-31)

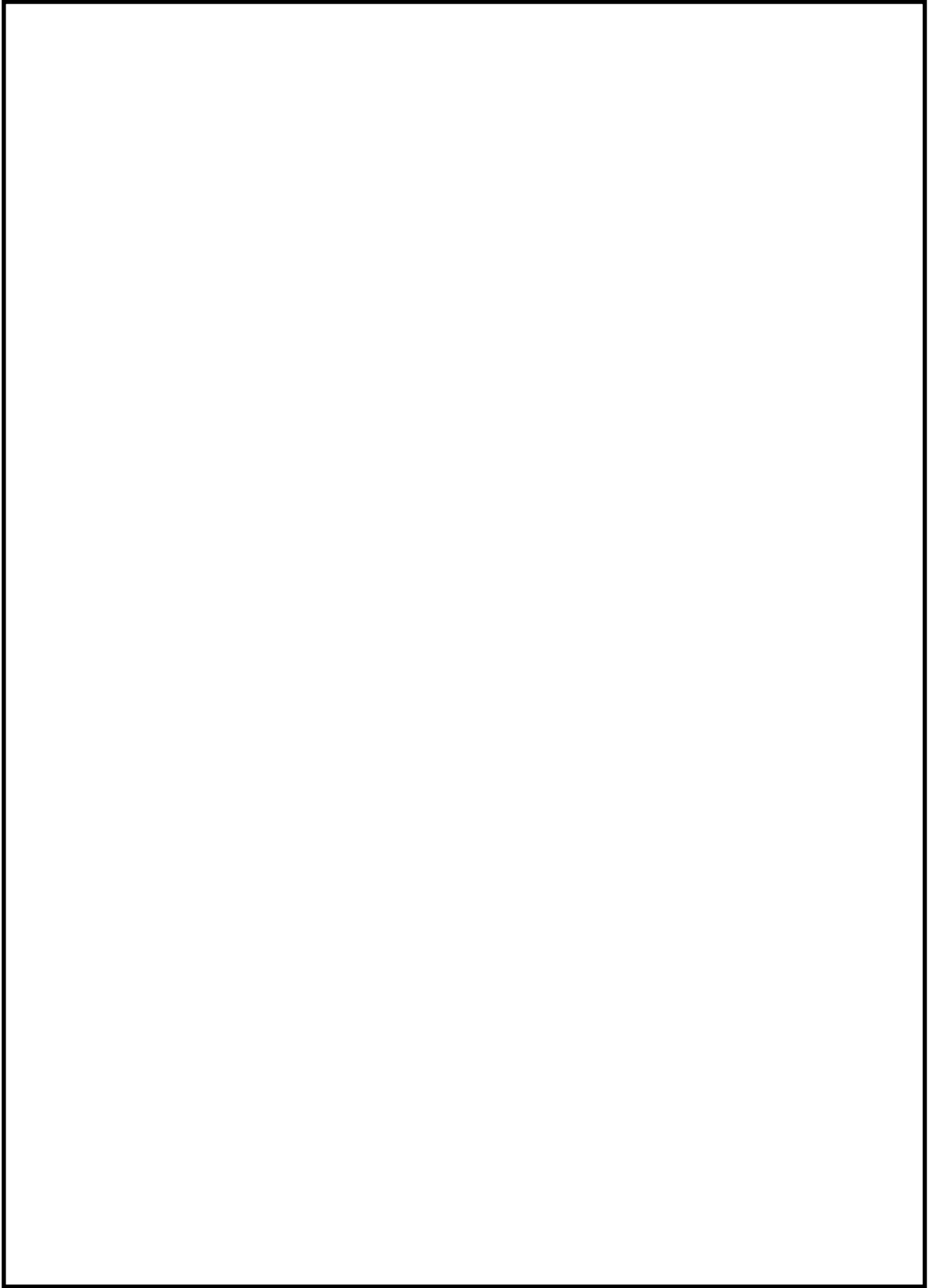



図 51-32 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-32)

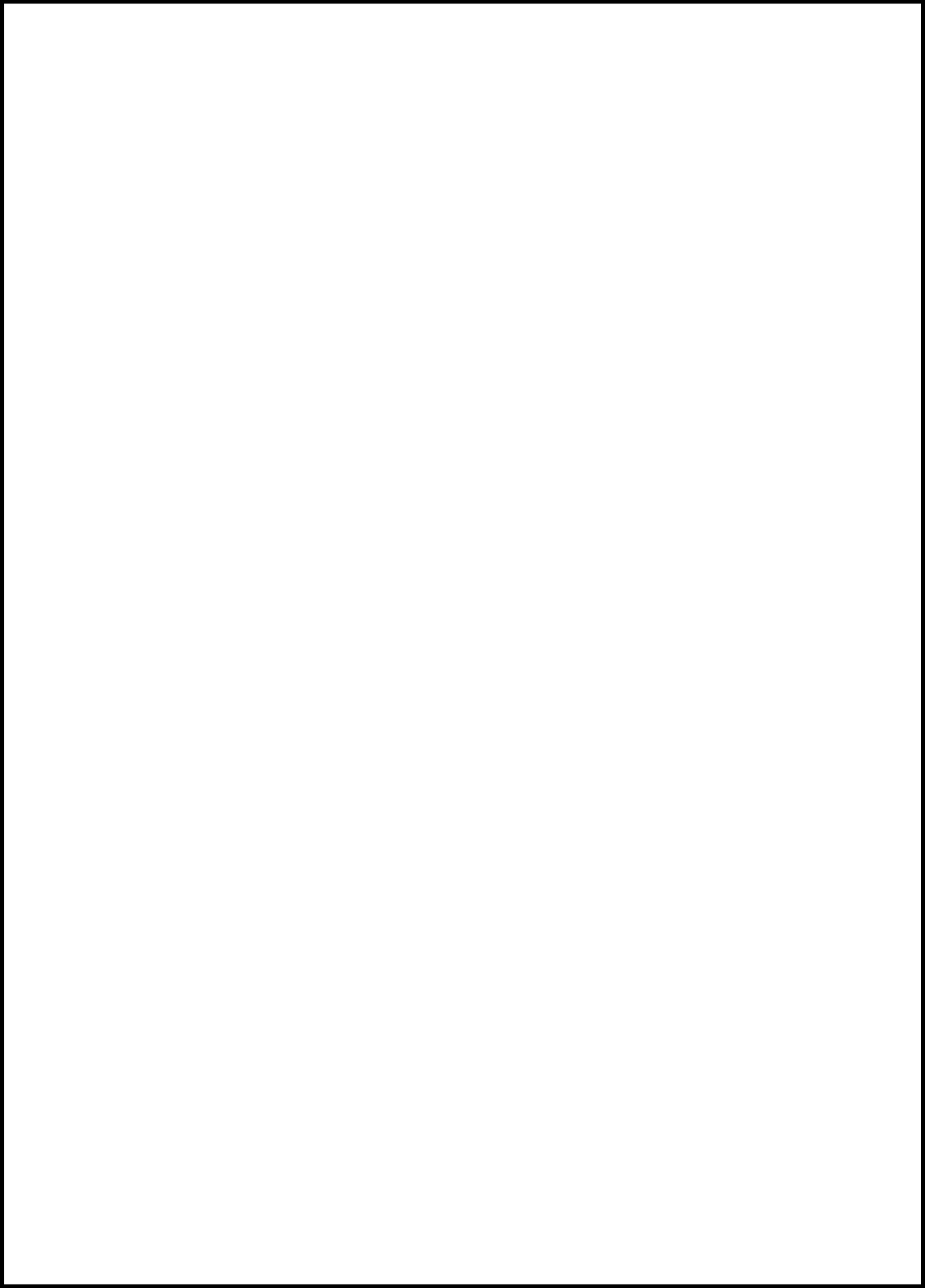



図 51-33 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-33)

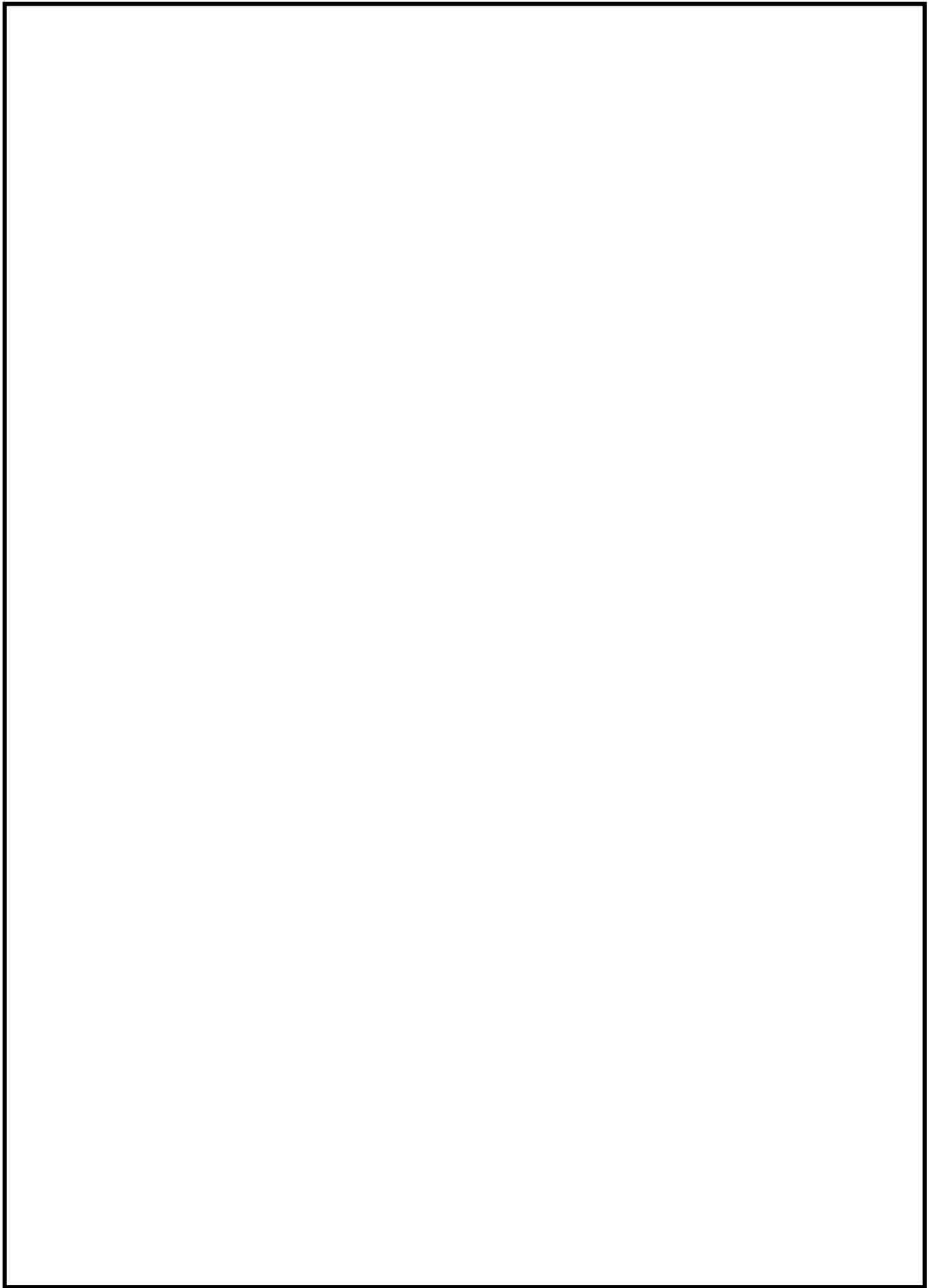



図 51-34 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-34)

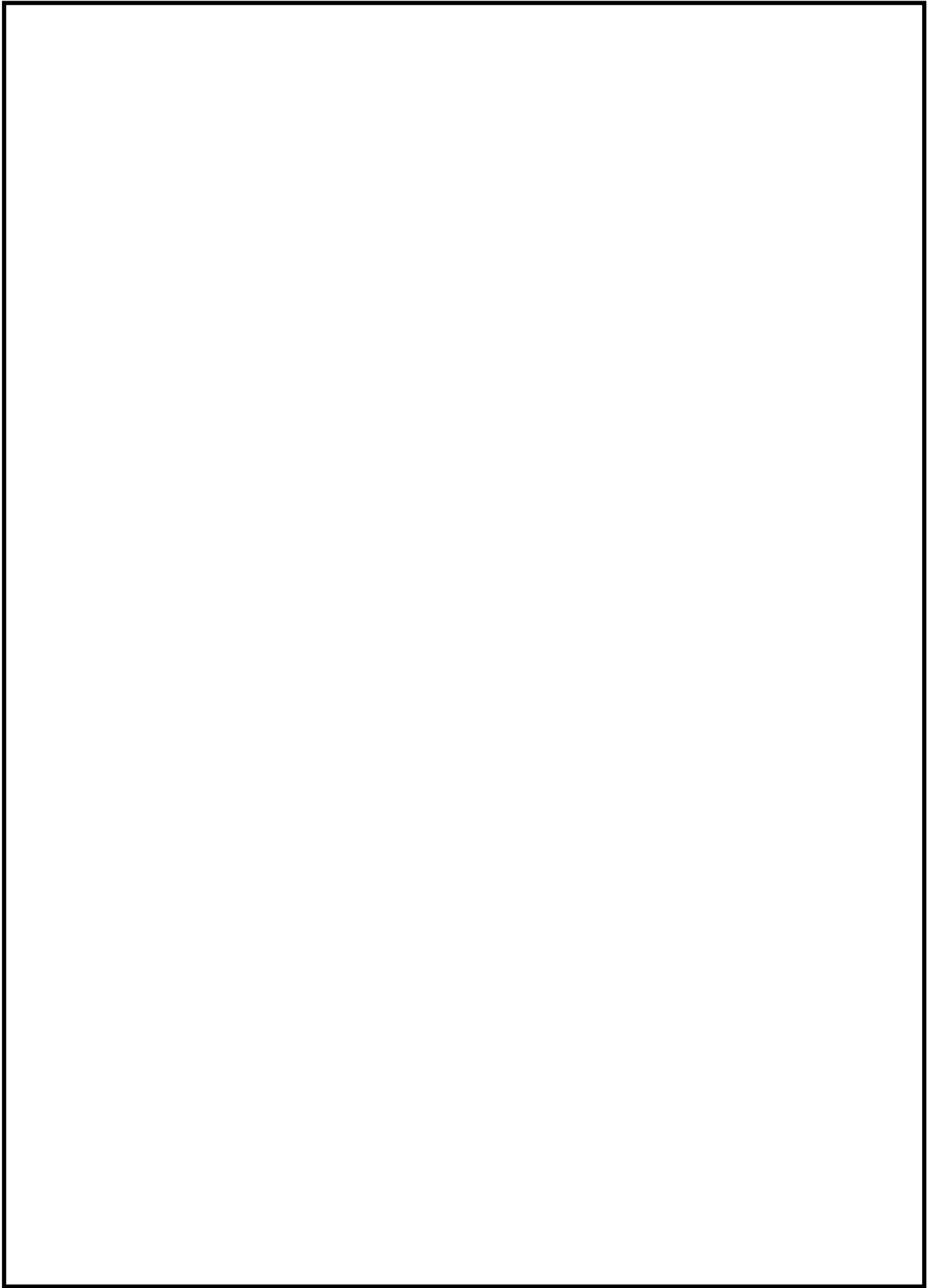



図 57-1 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-1)

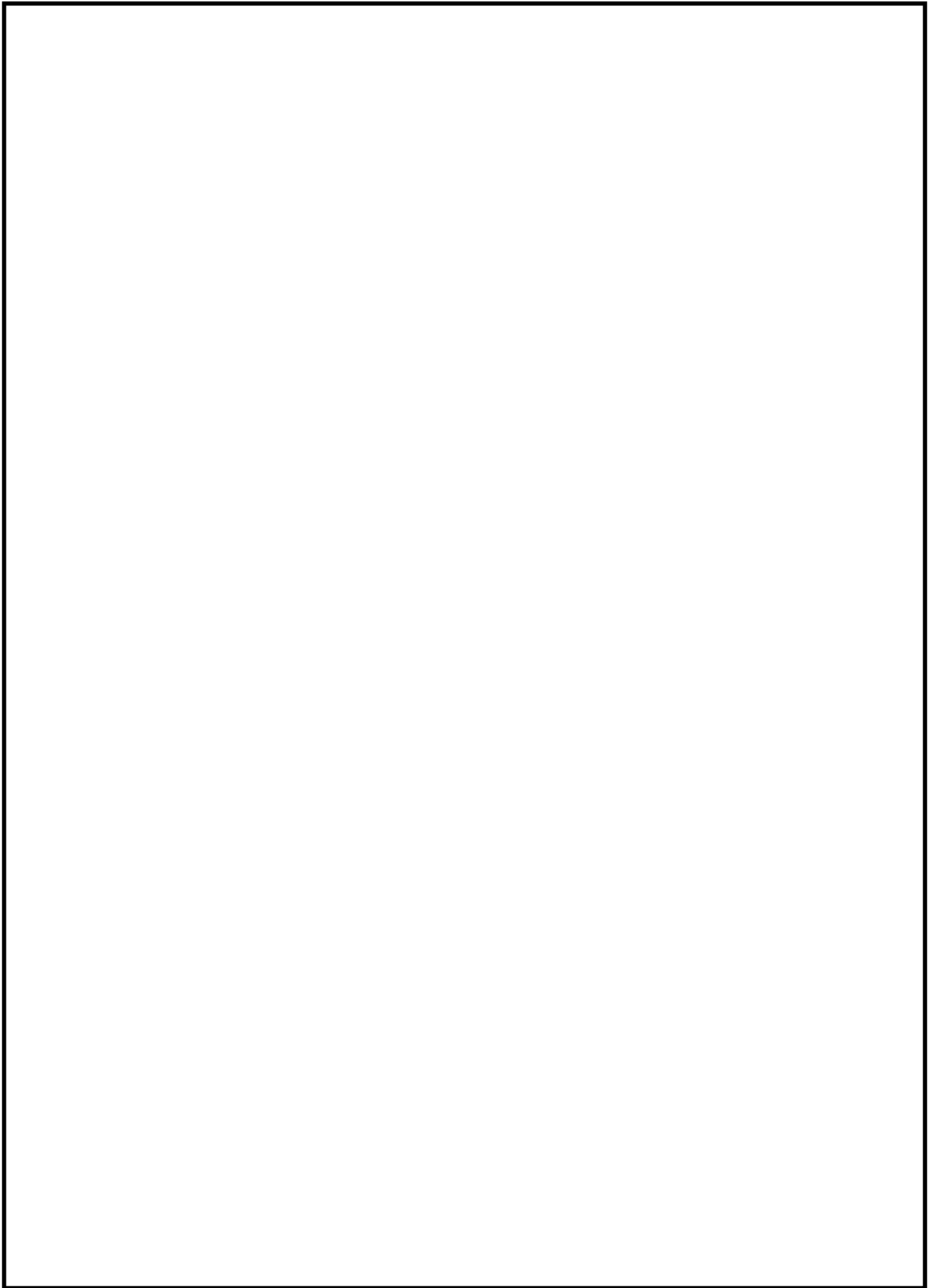



図 57-2 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-2)

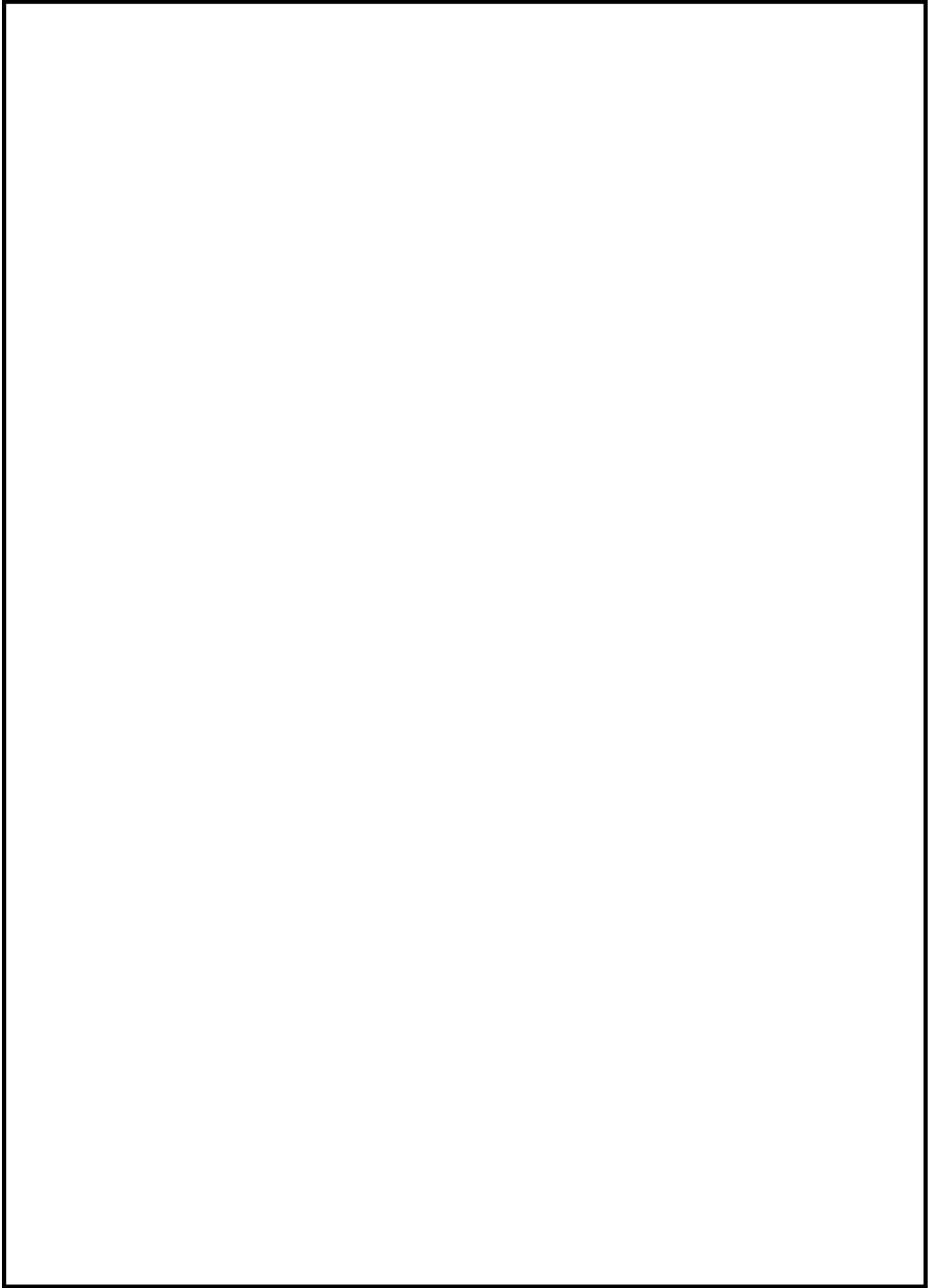


図 57-3 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-3)

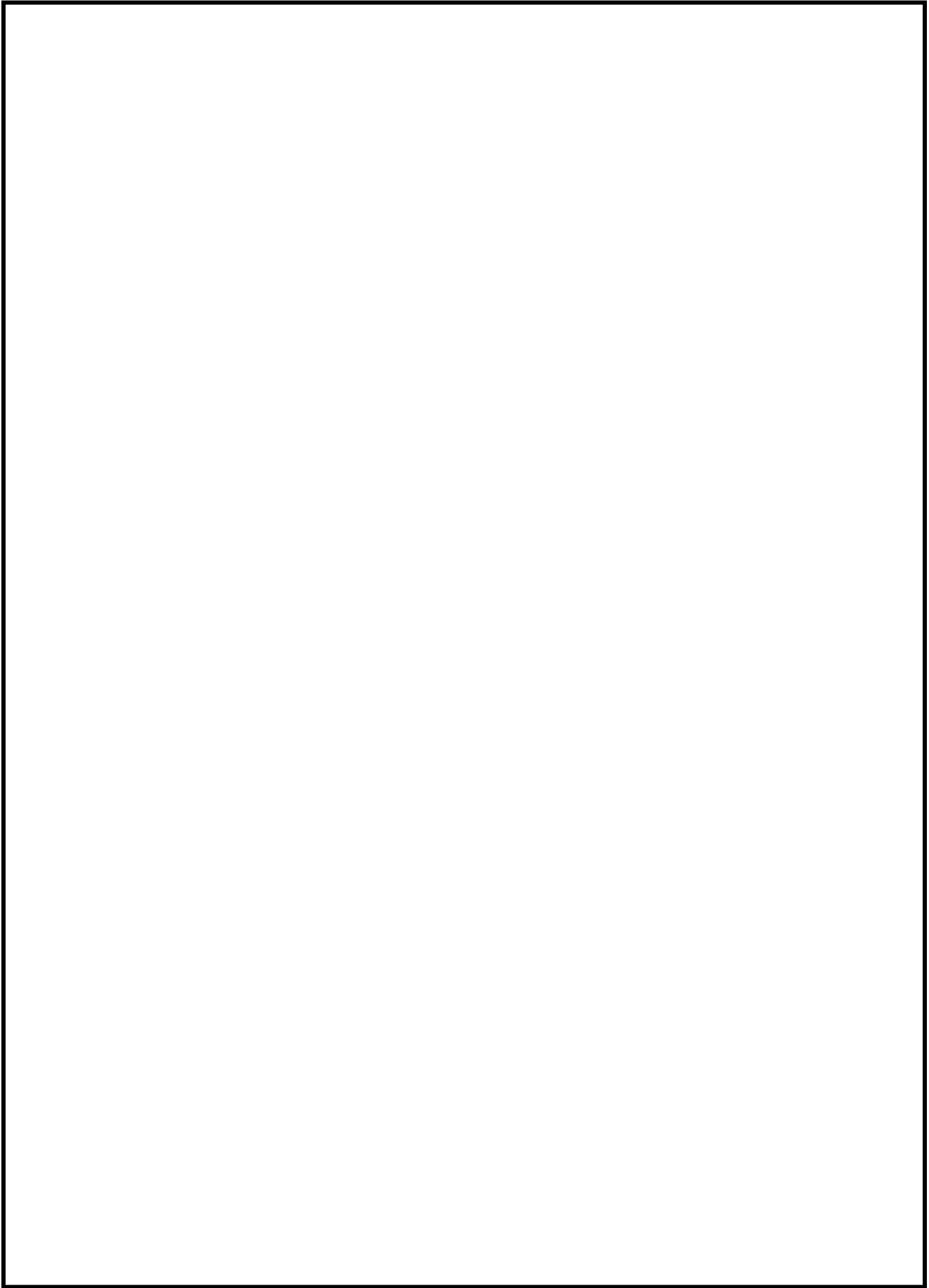


図 57-4 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-4)



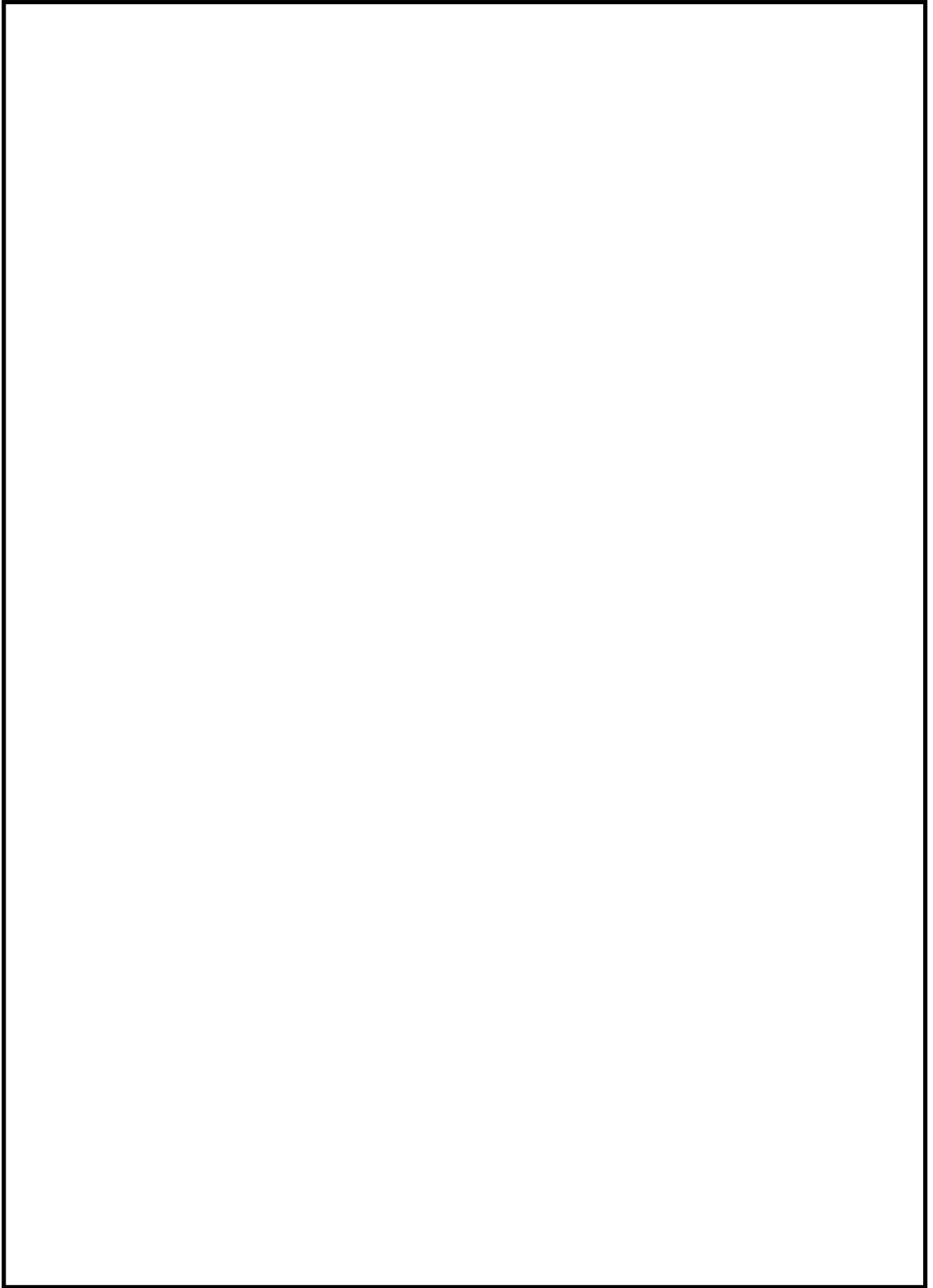



図 57-5 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-5)

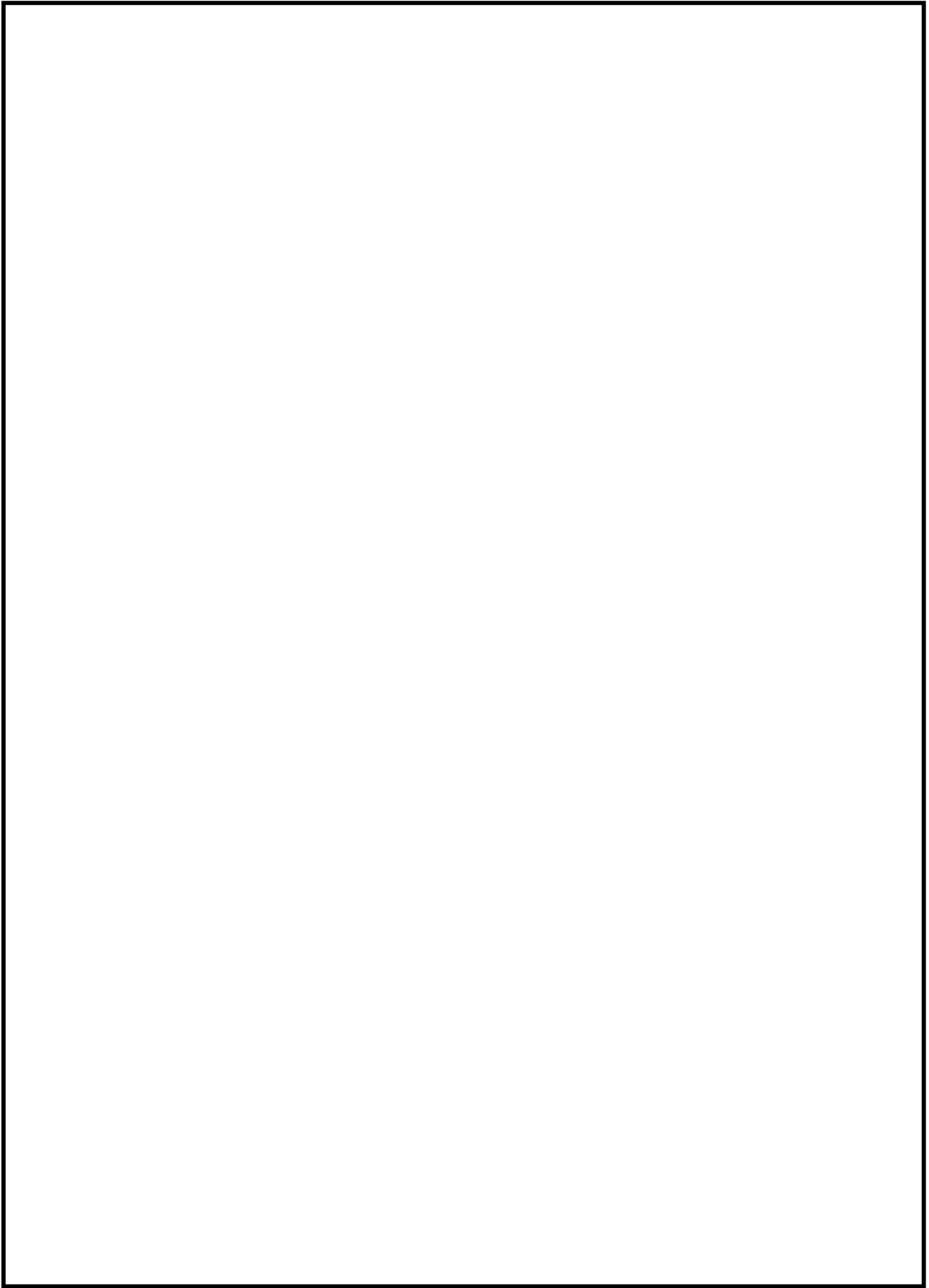



図 57-6 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-6)

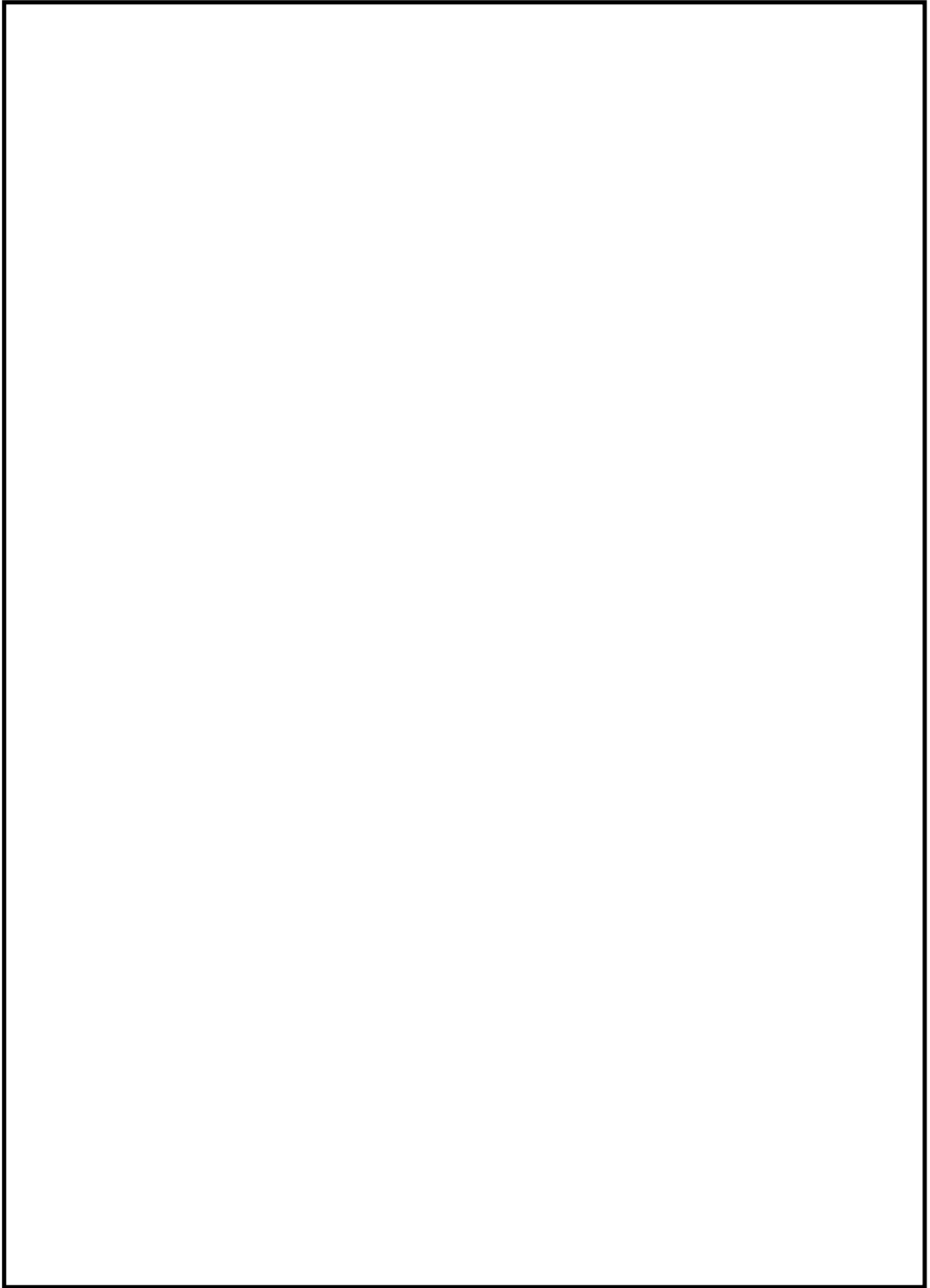


図 57-7 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-7)

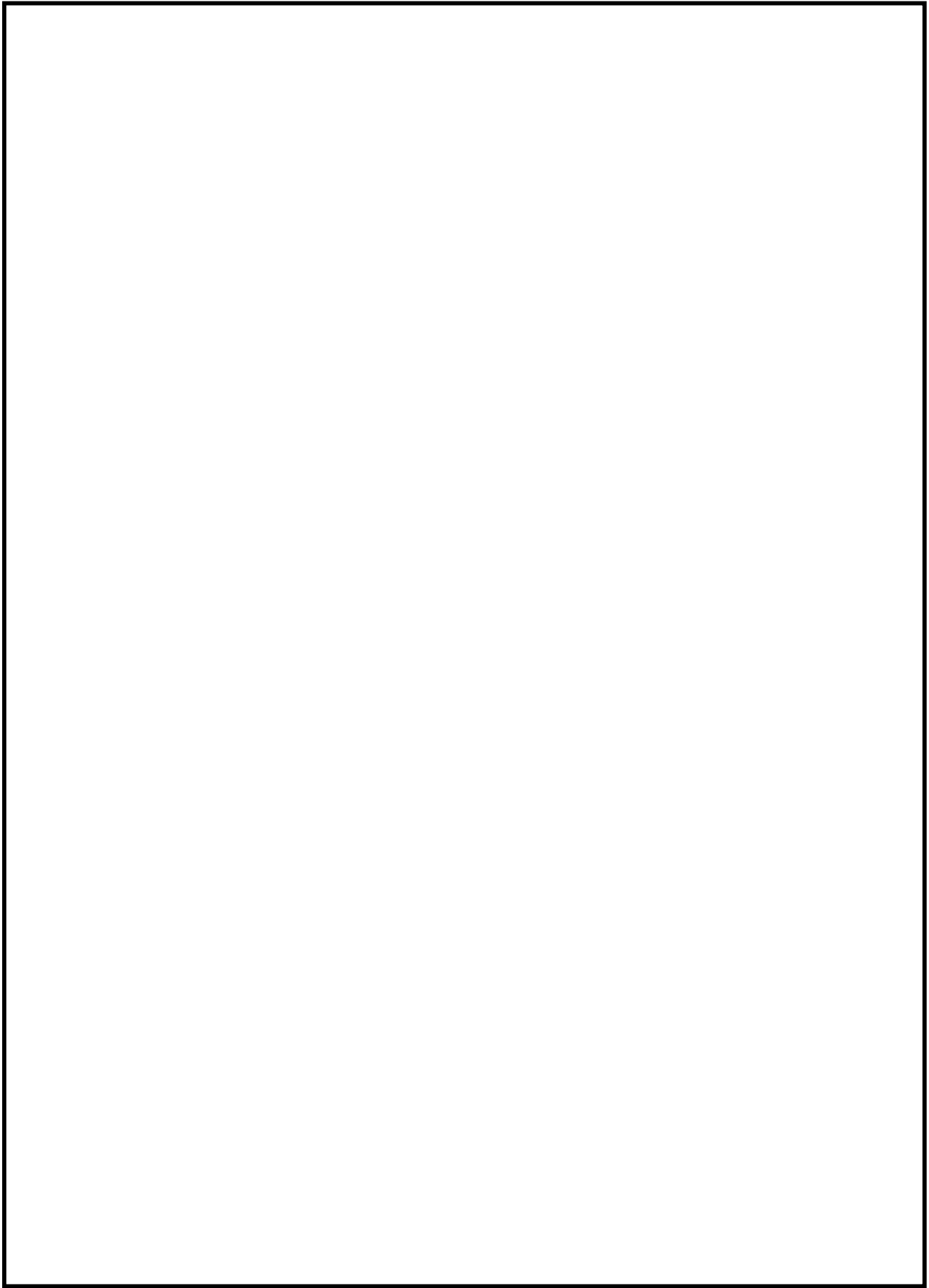



図 57-8 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-8)

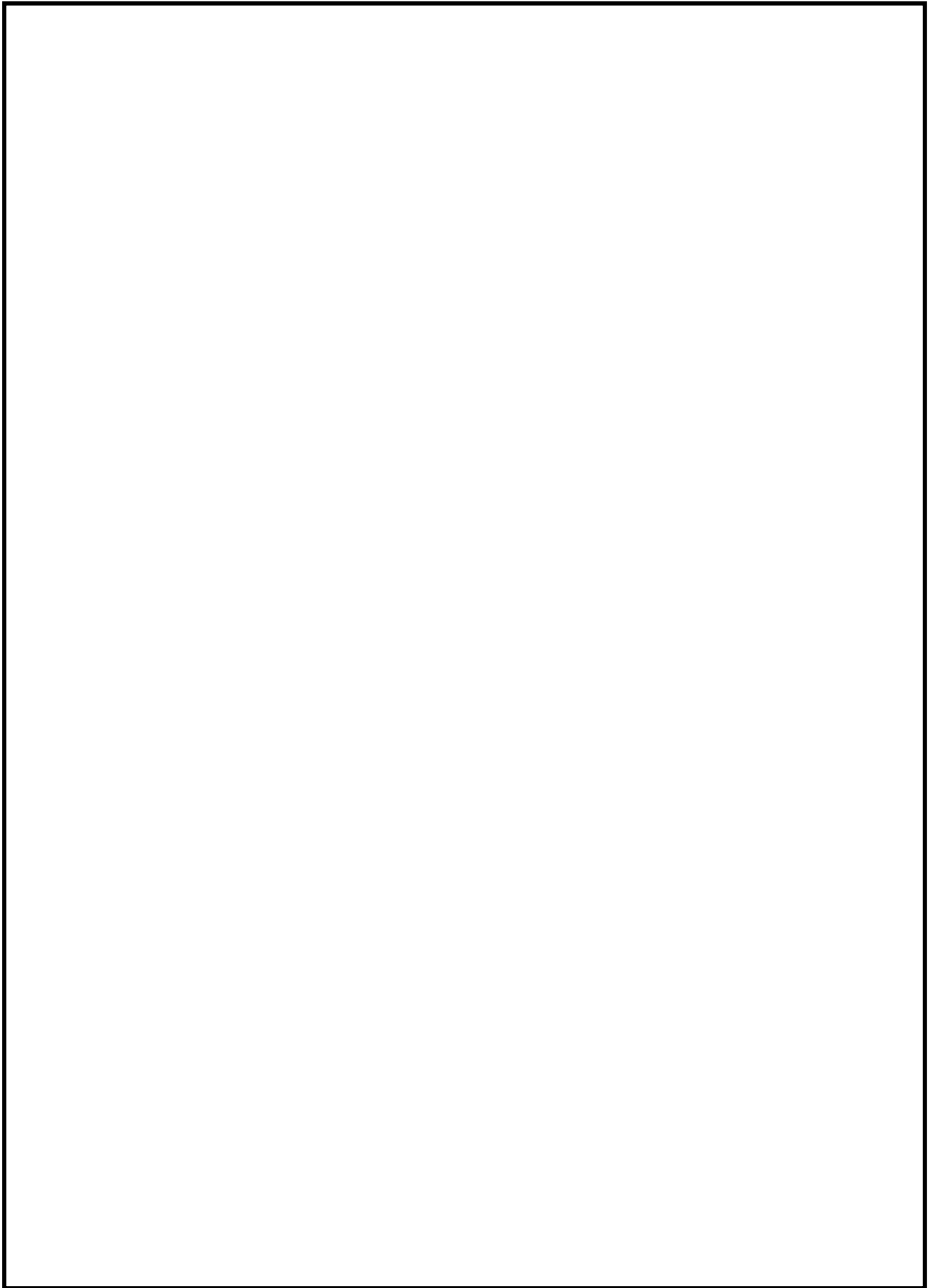



図 57-9 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-9)

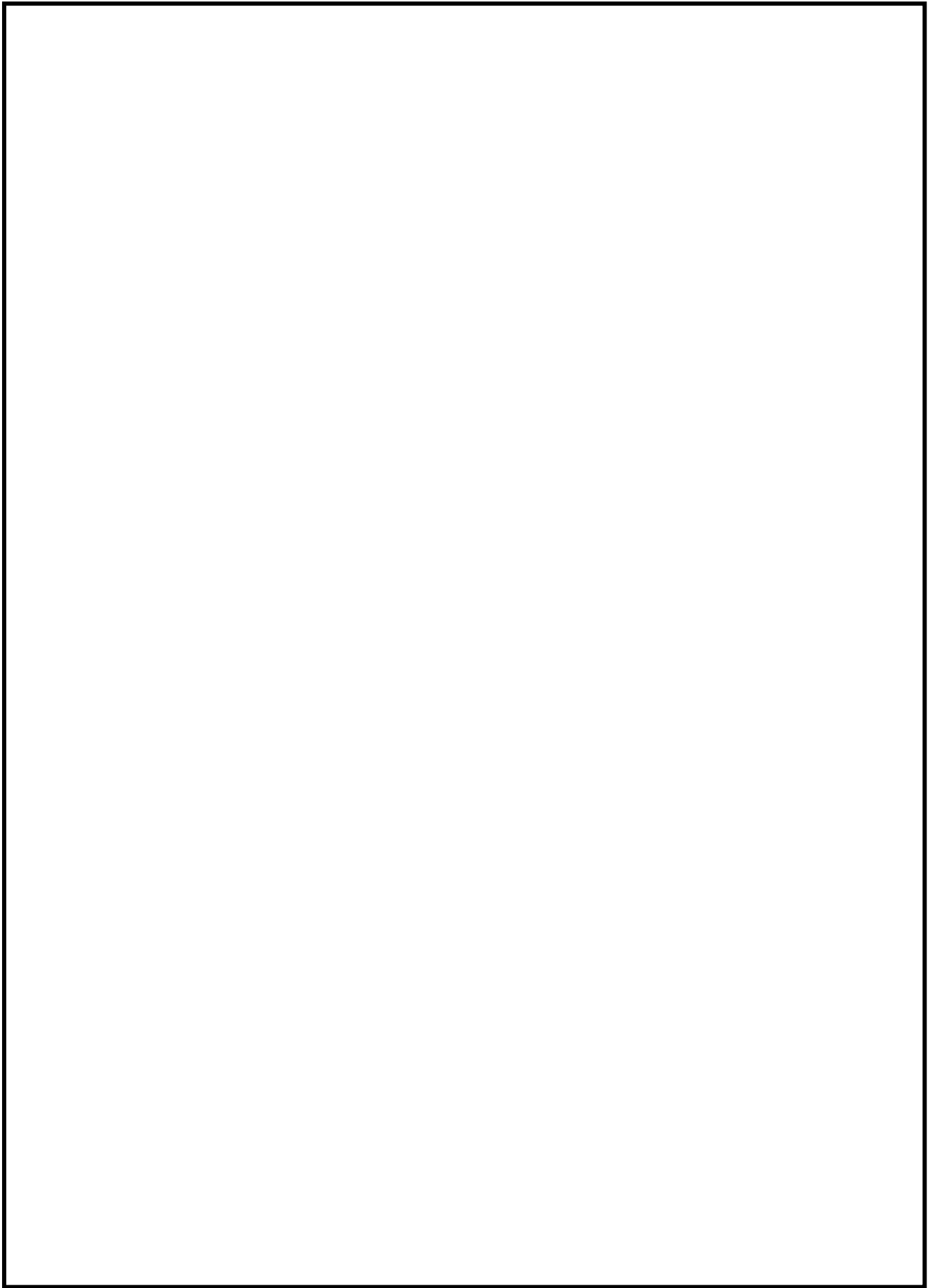



図 57-10 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-10)

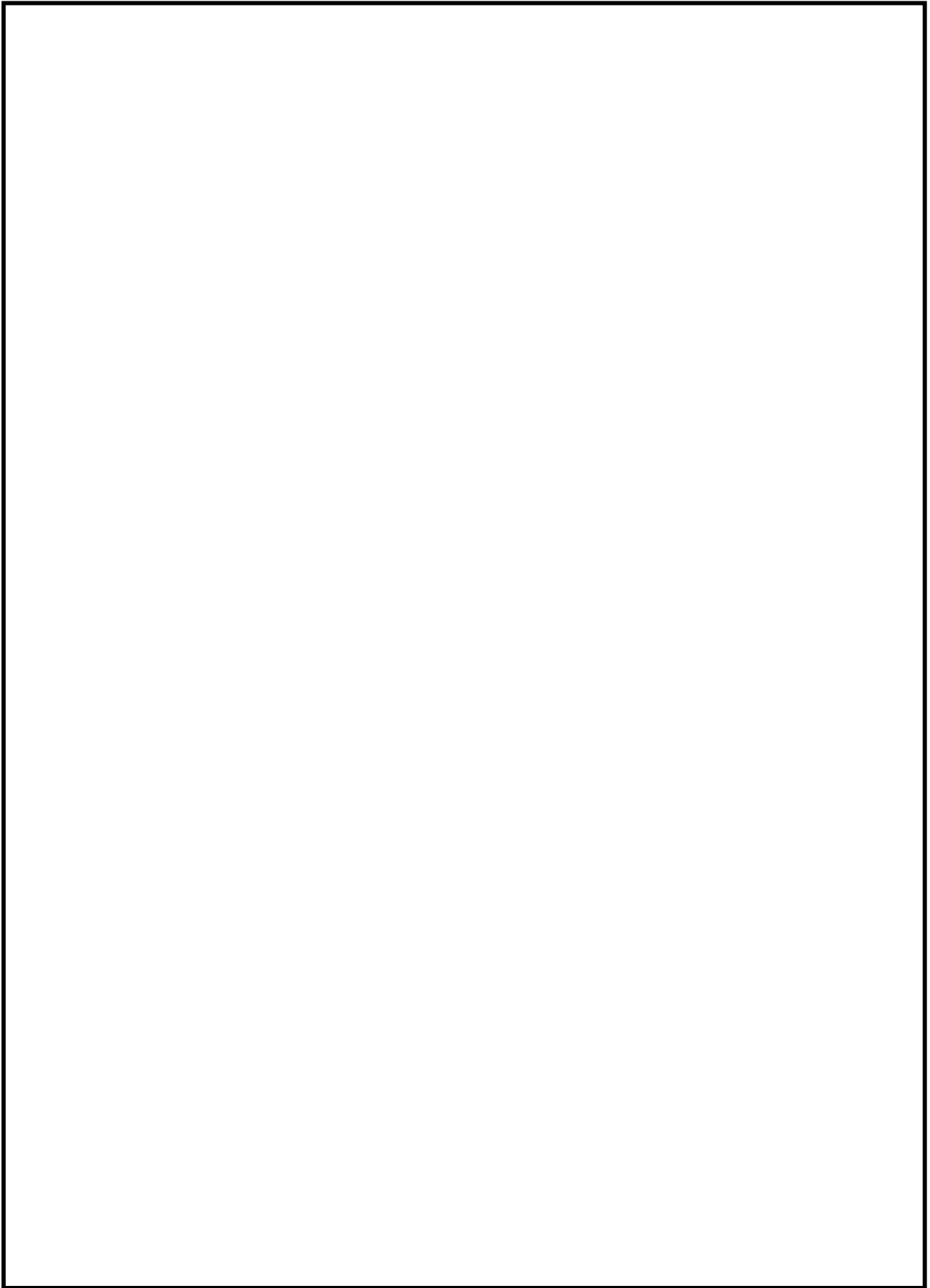



図 57-11 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-11)

57-10

全交流動力電源喪失対策設備について  
(直流電源設備について)



## 10.1 概要

### (1) 直流電源設備の概要

非常用直流電源設備は、3系統3組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器盤及び分電盤等で構成し、直流母線電圧は125Vである。主要な負荷は各ディーゼル発電機初期励磁、非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路、計測制御系統施設、無停電交流電源装置等であり、設計基準事故時に非常用直流電源設備のいずれの1系統が故障しても残りの2系統で原子炉の安全は確保できる。

また、万一、全交流動力電源が喪失した場合でも、安全保護系及び原子炉停止系の動作により、原子炉を安全に停止でき、停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も、原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能であり、原子炉格納容器の健全性を確保できる。

非常用直流電源設備の主要機器仕様を表57-10-1に、単線結線図を図57-10-1に示す。蓄電池（非常用）は鉛蓄電池で、独立したものを3系統3組（125V蓄電池2A、125V蓄電池2B及び125V蓄電池2H）設置し、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器盤により浮動充電される。また、125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bを所内常設蓄電式直流電源設備として兼用する設計とする。なお、予備の充電器盤は、通常時は配線用遮断器により各蓄電池から隔離することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお、蓄電池（非常用）と別に、主タービン非常用油ポンプ、非常用密封油ポンプ、タービン発電機初期励磁等へ給電する蓄電池（常用）を設けている。蓄電池（常用）は、250V 1系統（4,500Ah）を設けている。

### (2) 蓄電池からの電源供給開始時間

全交流動力電源喪失に備えて、非常用直流電源設備は原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間まかなう蓄電池容量を確保している。

全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から約15分以内に給電を行うが、万一、ガスタービン発電機が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備である電源車から約8時間以内に給電を行う。非蓄電池（非常用）は、ガスタービン発電機が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約8時間供給できる容量とする。

重大事故等対処施設の各条文にて炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために設けている設備への電源供給時間は約24時間とする。

表 57-10-1 非常用直流電源設備の主要機器仕様

項目 \ 用途	設計基準事故対処設備 兼 重大事故等対処設備		設計基準事故対 処設備	(参考) 重大事故等 対処設備
	125V 蓄電池 2A (区分Ⅰ)	125V 蓄電池 2B (区分Ⅱ)	125V 蓄電池 2H (区分Ⅲ)	125V 代替蓄電池
蓄電池 電圧 容量	125V 8,000Ah	125V 6,000Ah	125V 400Ah	125V 2,000Ah
充電器 台数	1 (125V 蓄電池 2A 用) 1 (125V 蓄電池 2B 用)		1 (125V 蓄電池 2H 用)	1 (125V 代替蓄電池用)
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)	浮動 (常時)

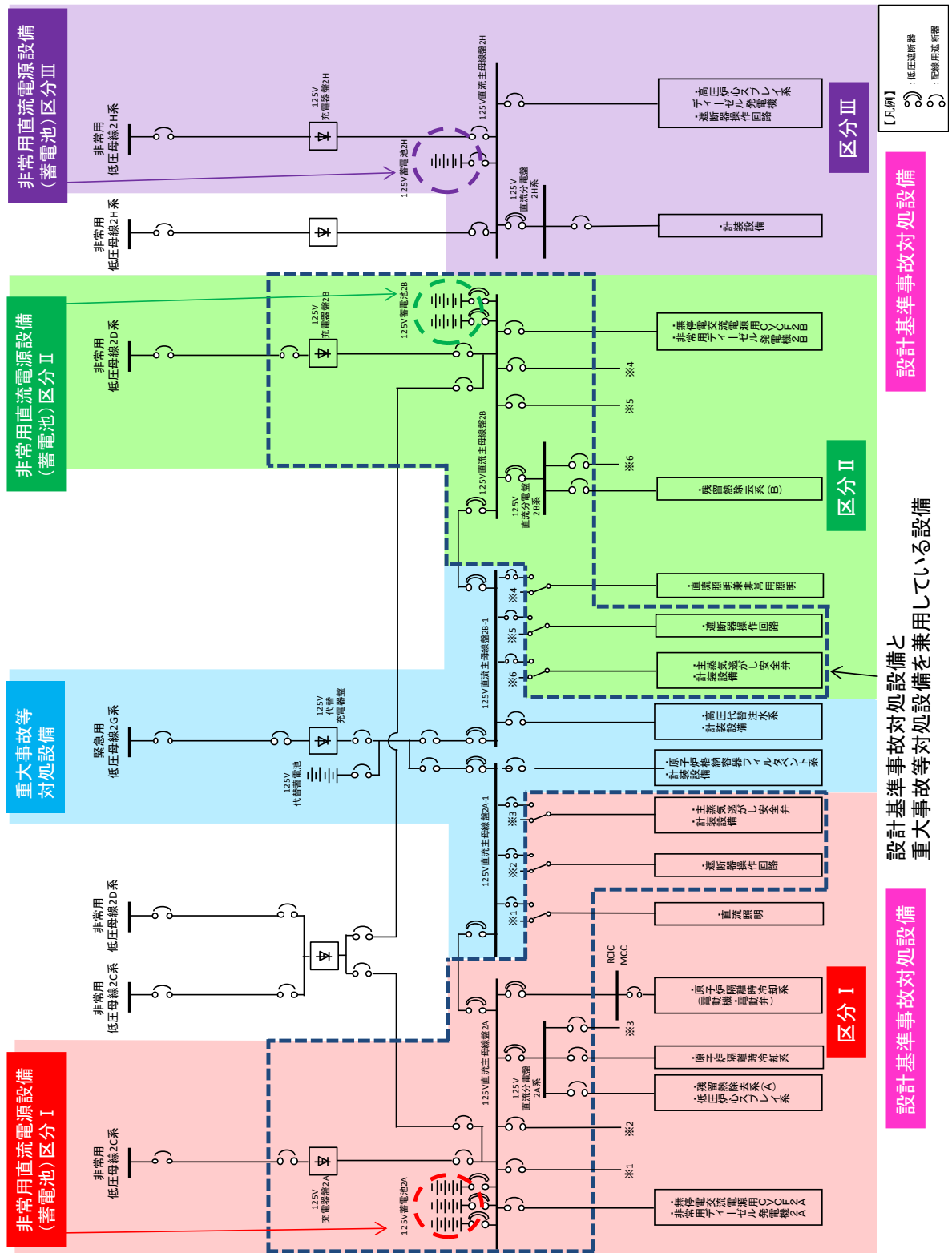


図 57-10-1 非常用直流電源設備 単線結線図

## 10.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について

全交流動力電源喪失時, 安全保護系及び原子炉停止系の動作による原子炉の安全停止, 原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保に必要な設備(制御電源含む)に電源供給が可能な設計とする。これに加えて, 全交流動力電源喪失時に必要のないものの負荷切離しまでは蓄電池に接続されている設備にも電源供給が可能な設計とする。

また, 重大事故等対処設備として兼用する 125V 蓄電池 2A は原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が 8 時間を超えて 24 時間まで使用可能な容量を有する設計とする。なお, 原子炉隔離時冷却系は, 蓄電池容量以外にもサプレッションチェンバの圧力及び水温の上昇や中央制御室, 原子炉隔離時冷却系ポンプ設置場所である RCIC タービンポンプ室の温度上昇を考慮しても, 起動から 24 時間継続運転を行い原子炉へ注水することが可能である。

全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設備の選定方針及び対象設備については, 以下のとおりである。

### (1) 選定の対象となる直流設備

#### a. 設計基準事故対処設備

設置許可基準規則の第 3 条～第 36 条において, 以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

(a) 建設段階から直流電源の供給を必要とした設備

(b) 追加要求事項がある設置許可基準規則の第 4 条, 第 5 条, 第 6 条, 第 7 条, 第 8 条, 第 9 条, 第 10 条, 第 11 条, 第 12 条, 第 14 条, 第 16 条, 第 17 条, 第 24 条, 第 26 条, 第 31 条, 第 33 条, 第 34 条, 第 35 条において, 直流電源の供給を必要とする設備

b. 重大事故等対処設備

設置許可基準規則の第 37 条～第 62 条において、以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

(a) 有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している以下のシナリオに用いる設備（交流動力電源復旧後用いる設備は除く）

2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+HPCS 失敗

2.3.2 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+高圧注水失敗

2.3.3 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+直流電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+SRV 再閉失敗  
+HPCS 失敗

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

2.6 LOCA 時注水機能喪失

3. 運転中の原子炉における重大事故

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

3.1.2 代替循環冷却系を使用しない場合

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

5.2 全交流動力電源喪失

(b) 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において、炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要となる設備

(2) 時系列を考慮した直流設備の選定

a. 外部電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 外部電源喪失から1分まで

外部電源喪失時に各ディーゼル発電機の自動起動に必要な設備として、区分Ⅰ～Ⅲの蓄電池（非常用）から各ディーゼル発電機初期励磁，非常用高压母線及び非常用低压母線の遮断器操作回路に電源供給を行う。電源供給時間はディーゼル発電機が起動するまでの約1分間給電可能な設計とする。

直流設備：ディーゼル発電機初期励磁，非常用高压母線及び非常用低压母線の遮断器操作回路（表 57-10-2）

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

b. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から15分まで

各ディーゼル発電機から電源供給できない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し，蓄電池に接続される全ての負荷に15分電源供給を行う設計とする。

直流設備：蓄電池に接続される全ての負荷

（火災防護対策設備，モニタリングポスト，緊急時対策所電源，可搬型代替モニタリング設備及び可搬型モニタリング設備は専用電源から受電するため，蓄電池（非常用）から電源供給を行わない。）

(b) 全交流動力電源喪失15分後から1時間まで

全交流動力電源喪失から15分後には，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から電源供給を行うため，蓄電池からの電源供給は不要となるが，ガスタービン発電機が起動できない場合を考慮し，蓄電池に接続される全ての負荷に1時間電源供給を行う設計とする。

直流設備：蓄電池に接続される全ての負荷

（火災防護対策設備，モニタリングポスト，緊急時対策所電源，可搬型代替モニタリング設備及び可搬型モニタリング設備は専用電源から受電するため，蓄電池（非常用）から電源供給を行わない。）

(c) 全交流動力電源喪失 1 時間後から 8 時間まで

区分Ⅰ及び区分Ⅱの蓄電池は全交流動力電源喪失時に電源が必要な負荷に必要な時間電源を供給するため、1 時間後に i 及び ii 項に記載の負荷切離し<sup>\*1</sup>を行い、残りの負荷に対して電源車から給電できる 8 時間を経過した時点となるまで蓄電池から電源供給を行う設計とする。区分Ⅲの蓄電池については、負荷の切離しを実施せず、接続される全ての負荷に 8 時間電源供給を行う。

- i. 交流電源が回復するまでは期待しない設備の負荷  
(2) d 項に記載の負荷)
- ii. 無停電交流電源装置の負荷<sup>\*2</sup> (原子炉保護系, 平均出力領域モニタ, 起動領域モニタ, 制御棒位置等)  
(下線部：建設時、直流電源の供給を必要とした設備)

直流設備：直流照明<sup>\*3</sup>, 直流照明兼非常用照明<sup>\*3</sup>, 主蒸気逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系, 原子炉水位 (広帯域) (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力, 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力, 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C), 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量, 取水ピット水位計<sup>\*3</sup>, トランシーバ (固定) / (携帯) <sup>\*3</sup>, 衛星電話 (固定) / (携帯) <sup>\*3</sup> 及び 安全パラメータ表示システム (SPDS) <sup>\*3</sup> (表 57-10-2)  
(下線部：建設時、直流電源の供給を必要とした設備)

- \*1. 区分Ⅰ及び区分Ⅱの蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給するための設備に電源供給を行う設備を兼用していることから、設置許可基準規則第 57 条電源設備 解釈第 1 項 b) を考慮し、中央制御室にて簡易な操作で負荷切離しを行う設計とする。
- \*2. 原子炉保護系による原子炉停止並びに平均出力領域モニタ、起動領域モニタ及び制御棒位置の状態による原子炉スクラム確認は全交流動力電源喪失直後に行うので、全交流動力電源喪失後 1 時間で負荷切離しして問題ない。なお、同様に無停電交流電源装置の負荷である燃料交換フロア放射線モニタ、燃料取替エリア放射線モニタ、原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ、ドライウエル圧力、サプレッションプール水温度及び圧力抑制室水位は、1 時間で負荷切離し後、重大事故等対処設備にて監視可能である。
- \*3. 直流照明、直流照明兼非常用照明、取水ピット水位計、トランシーバ (固定) / (携帯)、衛星電話 (固定) / (携帯) 及び安全パラメータ表示システム (SPDS) はユーティリティー設備として 24 時間電源供給を行う。

- c. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う重大事故等対処設備
- (a) 全交流動力電源喪失から 24 時間まで
- 各ディーゼル発電機及びガスタービン発電機から電源供給できない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し、(1) b 項で選定した設備（表 57-10-3, 表 57-10-4）については、区分Ⅰ及び区分Ⅱの蓄電池から 24 時間電源供給を行う。

直流設備：代替制御棒挿入機能，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，主蒸気逃がし安全弁，耐圧強化ベント系，原子炉格納容器フィルタベント系，原子炉建屋内水素濃度，静的触媒式水素再結合装置動作監視装置，使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量），原子炉圧力容器温度，原子炉圧力，高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力，原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力，原子炉水位（広帯域）（燃料域），高圧代替注水系ポンプ出口流量，残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量），残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量），原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量，原子炉格納容器下部注水流量，原子炉格納容器代替スプレイ流量，ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度，サプレッションプール水温度，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力，圧力抑制室水位，原子炉格納容器下部水位，ドライウエル水位，格納容器内水素濃度（D/W），格納容器内水素濃度（S/C），格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C），フィルタ装置出口放射線モニタ，復水貯蔵タンク水位，高圧代替注水系ポンプ出口圧力及び原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力（表 57-10-2）

- d. 蓄電池から電源供給を行うその他の設備
- タービン系制御等の一部制御系についても，蓄電池（非常用）から電源供給が可能な設計としている。これらの設備は，交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備であるため，全交流動力電源喪失後 1 時間で切離しても問題ない。

直流設備：タービン系制御（表 57-10-2）  
（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）



表 57-10-2 非常用直流電源設備から電源供給する設備

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分 I	区分 II	区分 III
3条	設計基準対象施設の地盤	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
4条	地震による損傷の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
5条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	DB	交流電源復旧後に使用						
			5-2	外の状況を監視する設備*1 (取水ピット水位計)	DB	-	-	8時間	24時間	24時間	-	
6条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	-	第26条(原子炉制御室等)で抽出した設備により監視を行う								
7条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
8条	火災による損傷の防止	有	8-1	水素検知器 (41-1と同じ)	DB	交流電源復旧後に使用						
			8-2	火災防護対策設備*2 (41-2と同じ)	DB	専用電源から供給						
9条	溢水による損傷の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
10条	誤操作の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
11条	安全避難通路等	有	11-1	直流照明	DB	-	-	-	8時間	24時間	-	-
			11-2	直流照明兼非常用照明	DB	-	-	-	8時間	24時間	24時間	-
12条	安全施設	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)								
13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
14条	全交流動力電源喪失対策設備	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)								

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間					
										区分I	区分II	区分III			
15条	炉心等	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-			
16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)(54-3と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	交流電源復旧後に使用	-	-	-		
			16-2	燃料貯蔵プール水位	DB	-	-	-	-	-	交流電源復旧後に使用	-	-	-	
			16-3	燃料貯蔵プール水温度	DB	-	-	-	-	-	-	交流電源復旧後に使用	-	-	-
			16-4	燃料プールライナドレン漏えい	DB	-	-	-	-	-	-	交流電源復旧後に使用	-	-	-
			16-5	FPCポンプ入口温度	DB	-	-	-	-	-	-	交流電源復旧後に使用	-	-	-
17条	原子炉冷却材圧カバウンダリ	有	16-6	燃料交換フロア放射線モニタ	DB	-	-	-	1時間	1時間	1時間	-	-		
			16-7	燃料取替エリア放射線モニタ	DB	-	-	-	-	1時間	1時間	1時間	-	-	
			16-8	原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ	DB	-	-	-	-	-	1時間	1時間	1時間	-	-
			-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
18条	蒸気タービン	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
19条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	高圧炉心スプレイス系(45-3と同じ)	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
			19-2	低圧炉心スプレイス系(47-3と同じ)	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			19-3	残留熱除去系(47-2,48-4,49-2と同じ)	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			19-4	主蒸気逃がし安全弁(46-1と同じ)	DB/SA	○	○	-	-	-	24時間	24時間	24時間	-	-

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間				
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ		
20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	20-1	原子炉隔離時冷却系 (45-2と同じ)	DB 拡張	○	-	-	24 時間	-	-			
			20-2	制御棒駆動水圧系	DB					交流電源復旧後に使用				
21条	残留熱を除去することができる設備	無	21-1	残留熱除去系 (47-2,48-4,49-2と同じ)	DB 拡張									
22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	22-1	原子炉補機冷却水系 (48-5と同じ)	DB 拡張									
			22-2	原子炉補機冷却海水系 (48-6と同じ)	DB 拡張									
23条	計測制御系統施設	無	23-1	起動領域モータ (58-27と同じ)	DB/ SA	○	-	-	1 時間	1 時間	1 時間	-		
			23-2	平均出力領域モータ (58-28と同じ)	DB/ SA	○	-	-	1 時間	1 時間	1 時間	1 時間	-	
			23-3	制御棒位置	DB	-	-	-	-	1 時間	1 時間	1 時間	-	
			23-4	原子炉水位(広帯域)(燃料 域)(58-5と同じ)	DB/ SA	○	○	-	-	24 時間	24 時間	24 時間	-	
			23-5	原子炉圧力 (58-2と同じ)	DB/ SA	○	○	-	-	24 時間	24 時間	24 時間	-	
			23-6	原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用タービン入口蒸気圧力 (58-4と同じ)	DB 拡張	○	-	-	-	24 時間	24 時間	24 時間	-	
			23-7	原子炉隔離時冷却系ポンプ 出口圧力(58-37と同じ)	DB 拡張	○	-	-	-	24 時間	24 時間	24 時間	-	
			23-8	原子炉圧力容器温度	DB									
			23-9	ドライウェル圧力	DB									

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間				
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ		
23条 計測制御系統施設			23-10	サブレーションプール水温度	DB	-	-	-	1時間	1時間	-	-		
			23-11	格納容器内雰囲気水素濃度(58-38と同じ)	DB/SA									
			23-12	格納容器内雰囲気酸素濃度(58-39と同じ)	DB/SA									
			23-13	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)(58-25と同じ)	DB/SA	○	○	-	24時間	24時間	24時間	-		
			23-14	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)(58-26と同じ)	DB/SA	○	○	-	24時間	24時間	24時間	-		
			23-15	圧力抑制室水位	DB	-	-	-	1時間	1時間	1時間	-		
			23-16	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量(58-9と同じ)	DB 拡張	○	-	-	24時間	24時間	24時間	-		
			23-17	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量(58-10と同じ)	DB 拡張									
			23-18	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量(58-11と同じ)	DB 拡張									
			23-19	残留熱除去系ポンプ出口流量(58-12と同じ)	DB 拡張									
	24条	安全保護回路	有	24-1	原子炉保護系	DB	-	-	-	1時間	1時間	1時間	-	
	25条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	無	25-1	ほう酸水注入系(44-3と同じ)	DB/SA								
	26条	原子炉制御室等		26-1	外の状況を監視する設備*1	DB								
				26-2	外の状況を監視する設備*1(取水ピット水位計)	DB	-	-	-	8時間	24時間	24時間	24時間	-
				26-3	中央制御室換気空調系	DB								

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
27条	放射性廃棄物の処理施設	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
28条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
29条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
31条	監視設備	有	31-1	モニタリングポスト	DB					専用電源から供給		
32条	原子炉格納施設	無	32-1	非常用ガス処理系	DB					交流電源復旧後に使用		
			32-2	可燃性ガス濃度制御系	DB						交流電源復旧後に使用	
33条	保安電源設備	有	33-1	M/C、P/C遮断器	DB/SA	-	-	-	1分	1分	1分	-
			33-2	M/C、P/C遮断器	DB拡張	-	-	-	1分	-	-	1分
			33-3	D/G初期励磁	DB拡張	-	-	-	1分	1分	1分	1分
34条	緊急時対策所	有	34-1	緊急時対策所電源(61-1と同じ)	DB/SA					専用電源から供給		
35条	通信連絡設備	有	35-1	トランシーバ(固定)／(携帯)	DB/SA	-	-	-	8時間	24時間	24時間	-
			35-2	衛星電話(固定)／(携帯)	DB/SA	-	-	-	8時間	24時間	24時間	-
			35-3	安全パラメータ表示システム(SPDS)(62-3と同じ)	DB/SA	-	-	-	8時間	24時間	24時間	24時間
36条	補助ボイラー	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間			
										区分I	区分II	区分III	
37条	重大事故等の拡大の防止等	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)									
38条	重大事故等対処施設の地盤	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	
39条	地震による損傷の防止防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	
40条	津波による損傷の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	
41条	火災による損傷の防止	有	41-1	水素検知器(8-1と同じ)	DB							交流電源復旧後に使用	
			41-2	火災防護対策設備*1(8-2と同じ)	DB							専用電源から供給	
42条	特定重大事故等対処施設	有	-	(申請対象外)	-	-	-	-	-	-	-	-	
43条	重大事故等対処設備	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)									
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	有	44-1	代替制御棒挿入機能	SA	○	-	-	24時間	24時間	24時間	-	
			44-2	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	SA								
			44-3	ほう酸水注入系(25-1と同じ)	DB/SA								
			44-4	自動減圧機能作動阻止機能	SA								
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	有	45-1	高圧代替注水系	SA	○	-	-	24時間	-	24時間	-	
			45-2	原子炉隔離時冷却系(20-1と同じ)	DB 拡張	○	-	-	24時間	24時間	-	-	
			45-3	高圧炉心スプレイ系(19-1と同じ)	DB 拡張								

条文	内容	追加要 求事項 の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心 *8	格納 *9	燃料 *10	要求 時間	供給可能時間		
										区分 I	区分 II	区分 III
46条	原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備	有	46-1	主蒸気逃がし安全弁 (19-4と同じ)	DB/ SA	○	○	-	24 時間	24時間	-	
47条	原子炉冷却材圧カ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	有	47-1	低圧代替注水系	SA				交流電源復旧後に使用			
			47-2	残留熱除去系 (19-3.21-1と同じ)	DB 拡張				交流電源復旧後に使用			
			47-3	低圧炉心スプレイ系 (19-2と同じ)	DB 拡張				交流電源復旧後に使用			
48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設 備	有	48-1	原子炉補機代替冷却水系	SA				交流電源復旧後に使用			
			48-2	耐圧強化バント系	SA	○	○	-	24 時間	24時間	-	
			48-3	原子炉格納容器フィルタベン ト系*3*4	SA	○	○	-	24 時間	24時間	-	
			48-4	残留熱除去系 (19-3.21-1と同じ)	DB 拡張					交流電源復旧後に使用		
			48-5	原子炉補機冷却水系 (22-1と同じ)	DB 拡張					交流電源復旧後に使用		
			48-6	原子炉補機冷却海水系 (22-2と同じ)	DB 拡張					交流電源復旧後に使用		
			48-7	高圧炉心スプレイ補機冷却水 系	DB 拡張					交流電源復旧後に使用		
			48-8	高圧炉心スプレイ補機冷却海 水系	DB 拡張					交流電源復旧後に使用		
49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設 備	有	49-1	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系	SA				交流電源復旧後に使用			
			49-2	残留熱除去系 (19-3.21-1と同じ)	DB 拡張				交流電源復旧後に使用			
50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するた めの設備	有	50-1	原子炉格納容器フィルタベン ト系*3*4	SA	○	○	-	24 時間	24時間	-	
			50-2	代替循環冷却系*5	SA				交流電源復旧後に使用			

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
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	有	51-1	原子炉格納容器下部注水系	SA							
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	有	52-1	原子炉格納容器フィルタベン ト系*3*4	SA	○	○	-	24 時間	24時間	-	-
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	有	53-1	原子炉建屋内水素濃度*6	SA	-	○	-	24 時間	-	24時間	-
			53-2	静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	SA	-	○	-	24 時間	24時間	24時間	-
54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	燃料プール冷却浄化系	SA					交流電源復旧後に使用		
			54-2	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	SA	-	-	○	24 時間	-	-	24時間
			54-3	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) (16-1と同じ)	DB/ SA					交流電源復旧後に使用		
			54-4	使用済燃料プール上部空間 放射線モニタ(高線量、低線 量)	SA	-	-	○	24 時間	24時間	-	-
			54-5	使用済燃料プール監視カメラ*7	SA					交流電源復旧後に使用		
55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
56条	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
57条	電源設備	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)								



条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間				
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ		
58条 計装設備		有	58-1	原子炉圧力容器温度	SA	○	-	-	24時間	24時間	-	-		
			58-2	原子炉圧力(23-5と同じ)	DB/SA	○	○	-	-	24時間	24時間	-	-	
			58-3	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	SA	○	-	-	-	-	24時間	24時間	-	-
			58-4	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力(23-6と同じ)	DB 拡張	○	-	-	-	-	24時間	24時間	-	-
			58-5	原子炉水位(広帯域)(燃料域)(23-4と同じ)	DB/SA	○	○	-	-	-	24時間	24時間	-	-
			58-6	高圧代替注水系ポンプ出口流量	SA	○	-	-	-	-	24時間	24時間	-	-
			58-7	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量)	SA	○	○	-	-	-	24時間	24時間	-	-
			58-8	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	SA	○	○	-	-	-	24時間	24時間	-	-
			58-9	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量(23-16と同じ)	DB 拡張	○	-	-	-	-	24時間	24時間	-	-
			58-10	高圧炉心スプレイン系ポンプ出口流量(23-17と同じ)	DB 拡張		交流電源復旧後に使用							
			58-11	低圧炉心スプレイン系ポンプ出口流量(23-18と同じ)	DB 拡張		交流電源復旧後に使用							
			58-12	残留熱除去系ポンプ出口流量(23-19と同じ)	DB 拡張		交流電源復旧後に使用							

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間				
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ		
58条 計装設備		有	58-13	原子炉格納容器下部注水流 量	SA	-	○	-	24 時間	24時間	-	-		
			58-14	原子炉格納容器代替スプレ イ流量	SA	○	○	-	○	24 時間	24時間	24時間	-	
			58-15	ドライウエル温度	SA	○	○	-	○	24 時間	24時間	-	-	
			58-16	圧力抑制室内空気温度	SA	○	○	-	○	24 時間	-	24時間	-	
			58-17	サブレーションプール水温度	SA	-	○	-	○	24 時間	-	24時間	-	
			58-18	ドライウエル圧力	SA	○	○	-	○	24 時間	24時間	-	-	
			58-19	圧力抑制室圧力	SA	○	○	-	○	24 時間	24時間	-	-	
			58-20	圧力抑制室水位	SA	○	○	-	○	24 時間	24時間	24時間	-	
			58-21	原子炉格納容器下部水位	SA	-	○	-	○	24 時間	24時間	24時間	-	
			58-22	ドライウエル水位	SA	-	○	-	○	24 時間	24時間	24時間	-	
			58-23	格納容器内水素濃度(D/W)	SA	-	○	-	○	24 時間	24時間	24時間	-	
			58-24	格納容器内水素濃度(S/C)	SA	-	○	-	○	24 時間	24時間	24時間	-	
			58-25	格納容器内雰囲気放射線モ ニタ(D/W)(23-13と同じ)	DB/ SA	○	○	-	○	24 時間	24時間	24時間	24時間	-
			58-26	格納容器内雰囲気放射線モ ニタ(S/C)(23-14と同じ)	DB/ SA	○	○	-	○	24 時間	24時間	24時間	24時間	-

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
58条	計装設備	有	58-27	起動領域モニタ(23-1と同じ)	DB/SA	○	-	-	1時間	1時間	-	
			58-28	平均出力領域モニタ(23-2と同じ)	DB/SA	○	-	-	1時間	1時間	-	
			58-29	フィルタ装置出口放射線モニタ	SA	-	○	-	24時間	24時間	-	
			58-30	原子炉補機冷却水系系統流量	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	-
			58-31	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	-
			58-32	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	-
			58-33	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	-
			58-34	残留熱除去系ポンプ出口圧力	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	-
			58-35	復水貯蔵タンク水位	SA	○	○	-	-	24時間	24時間	-
			58-36	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	SA	○	-	-	-	-	24時間	24時間
59条	原子炉制御室	有	58-37	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力(23-7と同じ)	DB 拡張	○	-	-	24時間	24時間	-	
			58-38	格納容器内雰囲気気水素濃度(23-11と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	-	-	
			58-39	格納容器内雰囲気酸素濃度(23-12と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	-	-	
59条	原子炉制御室	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間			
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	
60条	監視測定設備	有	60-1	可搬型代替モニタリング設備	SA				専用電源から供給				
61条	緊急時対策所	有	61-1	緊急時対策所電源 (34-1と同じ)	DB/ SA				専用電源から供給				
62条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-1	トランシーバ(固定)ノ(携帯)	DB/ SA	-	-	-	8時間	24時間	24時間	-	
			62-2	衛星電話(固定)ノ(携帯)	DB/ SA	-	-	-	8時間	24時間	24時間	24時間	-
			62-3	安全パラメータ表示システム (SPDS)(35-3と同じ)	DB/ SA	-	-	-	-	8時間	24時間	24時間	24時間
-	-	無	0-1	タービン系制御	(常用系)	-	-	-	-	1時間	1時間	-	

(凡例)

- : 区分Ⅰの蓄電池 (125V 蓄電池 2A) から電源供給
- : 区分Ⅱの蓄電池 (125V 蓄電池 2B) から電源供給
- : 区分Ⅲの蓄電池 (125V 蓄電池 2H) から電源供給
- : 交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備
- : 建設時、直流電源の供給を必要とした設備

(略語)

S/P：サプレッションプール

D/W：ドライウェル

S/C：サプレッションチェンバ

- \*1: 外の状況を監視する設備は、監視カメラ（自然現象監視カメラ，津波監視カメラ），取水ピット水位計，気象情報システム，気象観測設備等があり，このうち取水ピット水位計は24時間監視可能な設計とする。
- \*2: 火災防護対策設備で電源が必要な設備は，火災感知設備（火災感知器（アナログ式を含む）及び受信器）及び消火設備（全域ガス消火設備及び局所ガス消火設備）であるが，全交流動力電源喪失後，常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から給電されるまでの約15分に余裕を考慮した約70分間は専用電源から給電可能な設計とする。
- \*3: 原子炉格納容器フィルタベント系には，フィルタ装置入口圧力（広帯域），フィルタ装置出口圧力（広帯域），フィルタ装置水位（広帯域）及びフィルタ装置水温度を含む。
- \*4: フィルタ装置出口水素濃度については交流電源復旧後に使用する。
- \*5: 代替循環冷却系には，代替循環冷却ポンプ出口流量及び代替循環冷却ポンプ出口圧力を含む。
- \*6: 一部については交流電源復旧後に使用する。
- \*7: 使用済燃料プール監視カメラは使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止するための設備であるが，使用済燃料プール水位／温度及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタにて使用済燃料プールの状態を把握できることから，交流電源復旧後に使用する。
- \*8: 重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷防止のために必要な設備。
- \*9: 重大事故等が発生した場合において，原子炉格納容器の破損防止のために必要な設備。
- \*10: 重大事故等が発生した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷防止のために必要な設備。

表 57-10-3 重大事故等時に電源供給が必要な計装設備

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
原子炉圧力容器温度															
原子炉圧力		○													
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力															
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力															
原子炉水位(広帯域)(燃料域)		○	○												
高圧代替注水系ポンプ出口流量		○													
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)				○											
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)				○											
代替循環冷却ポンプ出口流量							○								
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量		○													
高圧炉心スプレイスポンプ出口流量		○													
低圧炉心スプレイスポンプ出口流量				○											
残留熱除去系ポンプ出口流量				○											
原子炉格納容器下部注水流量								○							
原子炉格納容器代替スプレイスポンプ出口流量															
ドライウエル温度															
圧力抑制室内空気温度									○						
サブレーションポンプ水温度									○						
ドライウエル圧力															
圧力抑制室圧力															
圧力抑制室水位		○													
原子炉格納容器下部水位															
ドライウエル水位															
格納容器内水素濃度(D/W)															
格納容器内水素濃度(S/C)															
格納容器内雰囲気水素濃度															

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)															
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)															
起動領域モニタ	○														
平均出力領域モニタ	○														
フィルタ装置入口圧力 (広帯域)					○		○								
フィルタ装置出口圧力 (広帯域)					○		○								
フィルタ装置水位 (広帯域)					○		○								
フィルタ装置水温度					○		○								
フィルタ装置出口水素濃度					○		○								
フィルタ装置出口放射線モニタ					○		○								
原子炉補機冷却水系統流量					○										
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量															
高圧炉心スプレイスポンプ出口圧力			○												
低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力															
残留熱除去系ポンプ出口圧力															
復水貯蔵タンク水位		○		○				○					○		
高圧代替注水系ポンプ出口圧力															
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力															
復水移送ポンプ出口圧力															
代替循環冷却ポンプ出口圧力															
原子炉建屋内水素濃度													○		
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置													○		
格納容器内雰囲気酸素濃度															
使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)														○	
使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)														○	
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)														○	
使用済燃料プール監視カメラ														○	

◻ : 交流電源復旧後に使用する設備

表 57-10-4 有効性評価の各シナリオで直流電源から電源供給が必要な設備

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
<b>【動力電源供給対象】</b>																								
原子炉隔離時冷却系																								
高圧代替注水系																								
主蒸気逃がし安全弁																								
原子炉格納容器フィルターベント系																								
耐圧強化ベント系																								
<b>【制御電源供給対象】</b>																								
原子炉圧力容器温度																								
原子炉圧力																								
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力																								
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力																								
原子炉水位(広帯域)(燃料域)																								
高圧代替注水系ポンプ出口流量																								
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系へ)																								
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)																								
代替循環冷却ポンプ出口流量																								
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量																								
高圧炉心スプレイスポンプ出口流量																								
低圧炉心スプレイスポンプ出口流量																								
残留熱除去系ポンプ出口流量																								
原子炉格納容器下部注水流量																								
原子炉格納容器代替スプレイス流量																								
ドライウェル温度																								
圧力抑制室内蒸気温度																								
サブレーションプール水温度																								
ドライウェル圧力																								
圧力抑制室圧力																								
圧力抑制室水位																								



主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
原子炉格納容器下部水位																							
ドライウェル水位																							
格納容器内水素濃度(D/W)																							
格納容器内水素濃度(S/C)																							
格納容器内雰囲気水素濃度																							
格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)																							
格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)																							
起動領域モニタ																							
平均出力領域モニタ																							
フィルタ装置入口圧力(広帯域)																							
フィルタ装置出口圧力(広帯域)																							
フィルタ装置水位(広帯域)																							
フィルタ装置水温度																							
フィルタ装置出口水素濃度																							
フィルタ装置出口放射線モニタ																							
原子炉補機冷却水系系統流量																							
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量																							
高圧炉心スプレイスポンプ出口圧力																							
低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力																							
残留熱除去系ポンプ出口圧力																							
復水貯蔵タンク水位																							
高圧代替注水系ポンプ出口圧力																							
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力																							
復水移送ポンプ出口圧力																							
代替循環冷却系ポンプ出口圧力																							
原子炉建屋内水素濃度																							
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置																							
格納容器内雰囲気酸素濃度																							
使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)																							
使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)																							
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)																							
使用済燃料プール監視カメラ																							

: 有効性評価において全交流電源喪失を想定しているシナリオ  
 : 交流電源復旧後に使用する設備

### 10.3 直流電源設備の電路の独立性について

#### 10.3.1 直流電源設備の電路の独立性の基本方針

表 57-10-3 に記載の設備のうち炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための設備のうち重大事故防止設備については，以下のとおり，独立性を有する設計とする。

- (1) 設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を別々に設置する場合  
 図 57-10-2 に示すとおり，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の  
 電路は独立性を有する設計とする。  
 具体的には，以下の設備が該当する。  
 ○原子炉隔離時冷却系 ⇔ 高压代替注水系

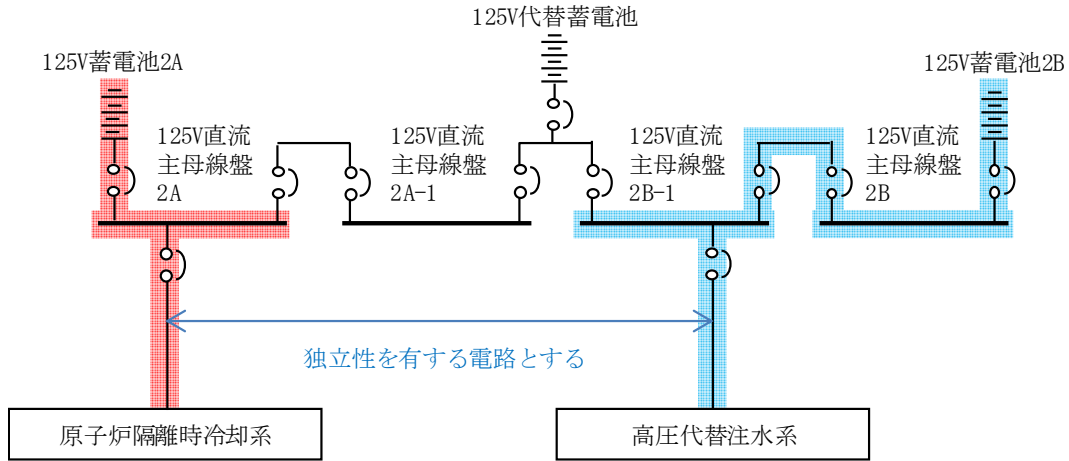


図 57-10-2 直流電源供給方法  
 (設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を別々に設置する場合)

なお，図 57-10-3 に示すとおり，所内常設蓄電式直流電源設備を兼ねる非常用直流電源設備が機能喪失した場合，可搬型代替直流電源設備から重大事故防止設備へ給電する電路は，所内常設蓄電式直流電源設備を兼ねる非常用直流電源設備から重大事故防止設備へ給電する電路と独立性を有する設計とする。

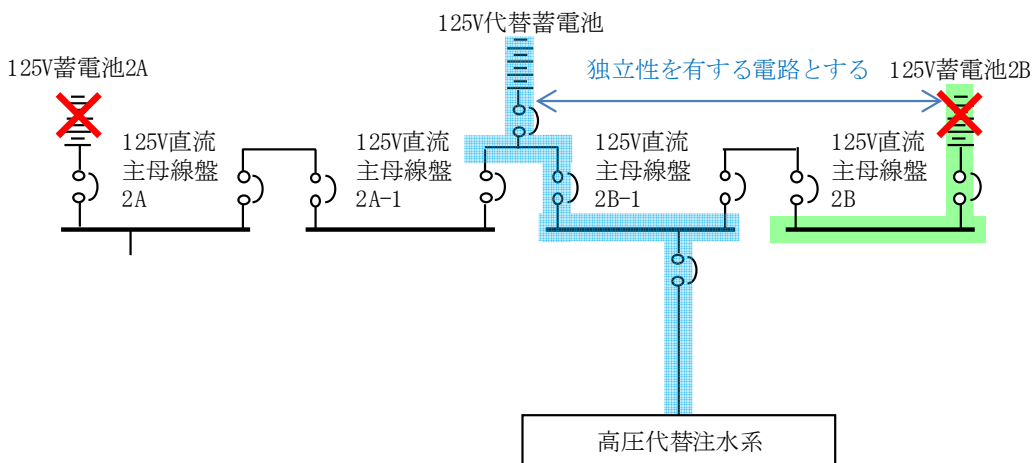


図 57-10-3 直流電源供給方法  
 (非常用直流電源設備の機能喪失を考慮した場合  
 (高压代替注水系への電源供給を想定))

- (2) 設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用し設置する場合  
 図 57-10-4 に示すとおり，設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用し設置する設備の回路は独立性を有する設計とする。  
 代表として，以下の設備が該当する。  
 ○主蒸気逃がし安全弁（A系） ⇔ 主蒸気逃がし安全弁（B系）

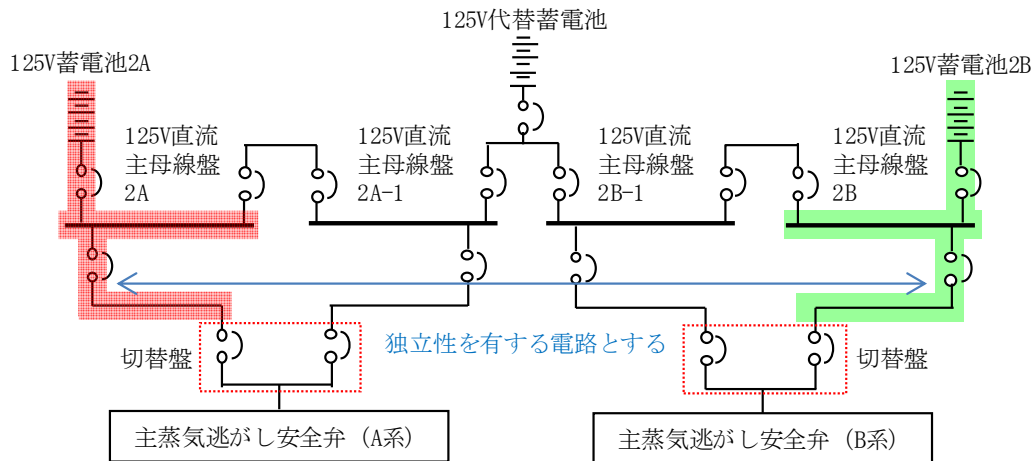


図 57-10-4 直流電源供給方法  
 (設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用し設置する場合)

図 57-10-5 に示すとおり，所内常設蓄電式直流電源設備を兼ねる非常用直流電源設備が機能喪失した場合，可搬型直流電源設備から重大事故防止設備へ給電する回路は，所内常設蓄電式直流電源設備を兼ねる非常用直流電源設備から重大事故防止設備へ給電する回路と独立性を有する設計とする。

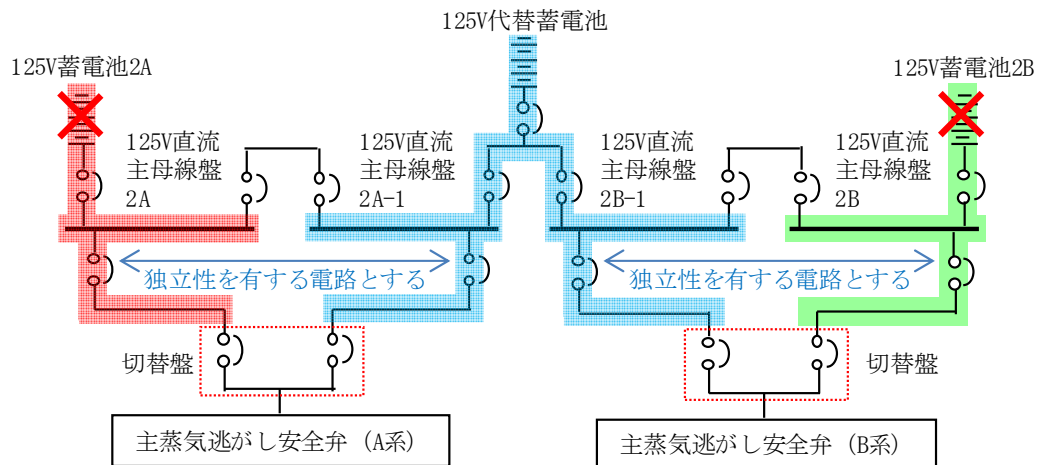


図 57-10-5 直流電源供給方法  
 (非常用直流電源設備の機能喪失を考慮した場合)

重大事故防止設備である所内常設蓄電式直流電源設備の設計基準事故対処設備からの独立性は電路を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。

具体的な電路については, 表 57-10-5 に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

表 57-10-5 電路ルート図\_\_直流電源設備 (57 条)

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁番号
図 57-10-6	図 57-10-(57-1~10)	57-10-(57-1~10)

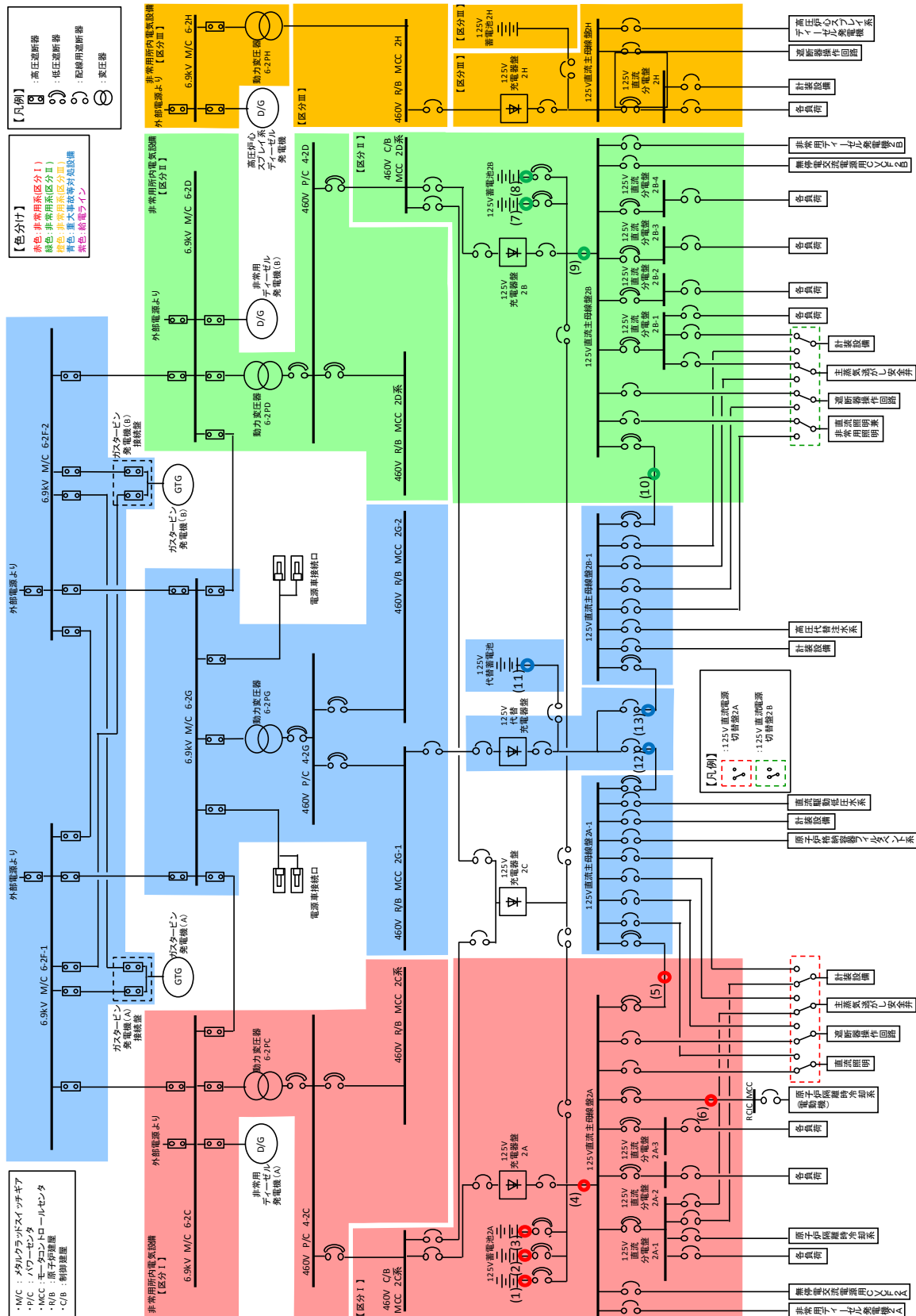


図 57-10-6 直流電源設備 (57 条)

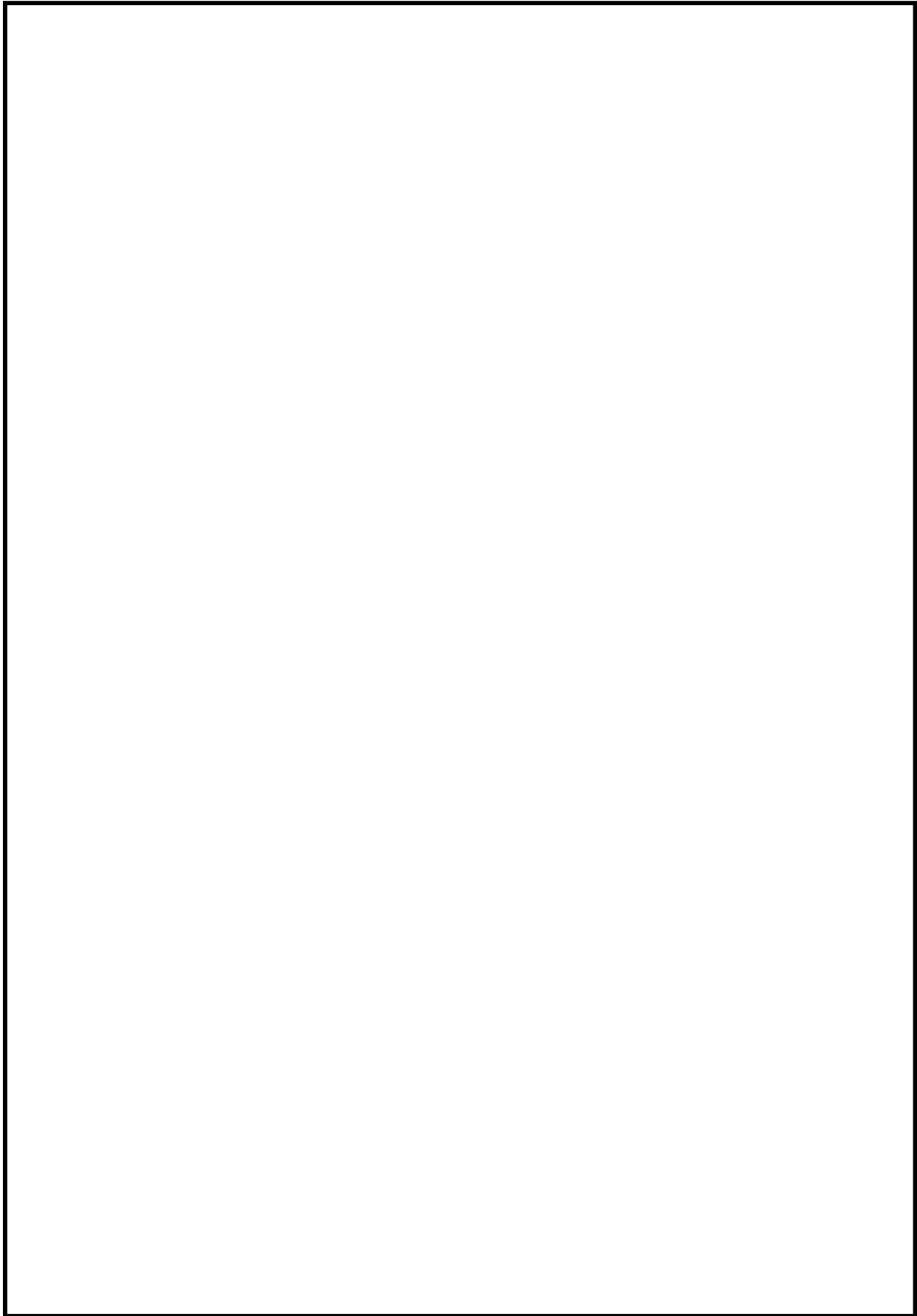



図 57-10-(57-1) 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-1)

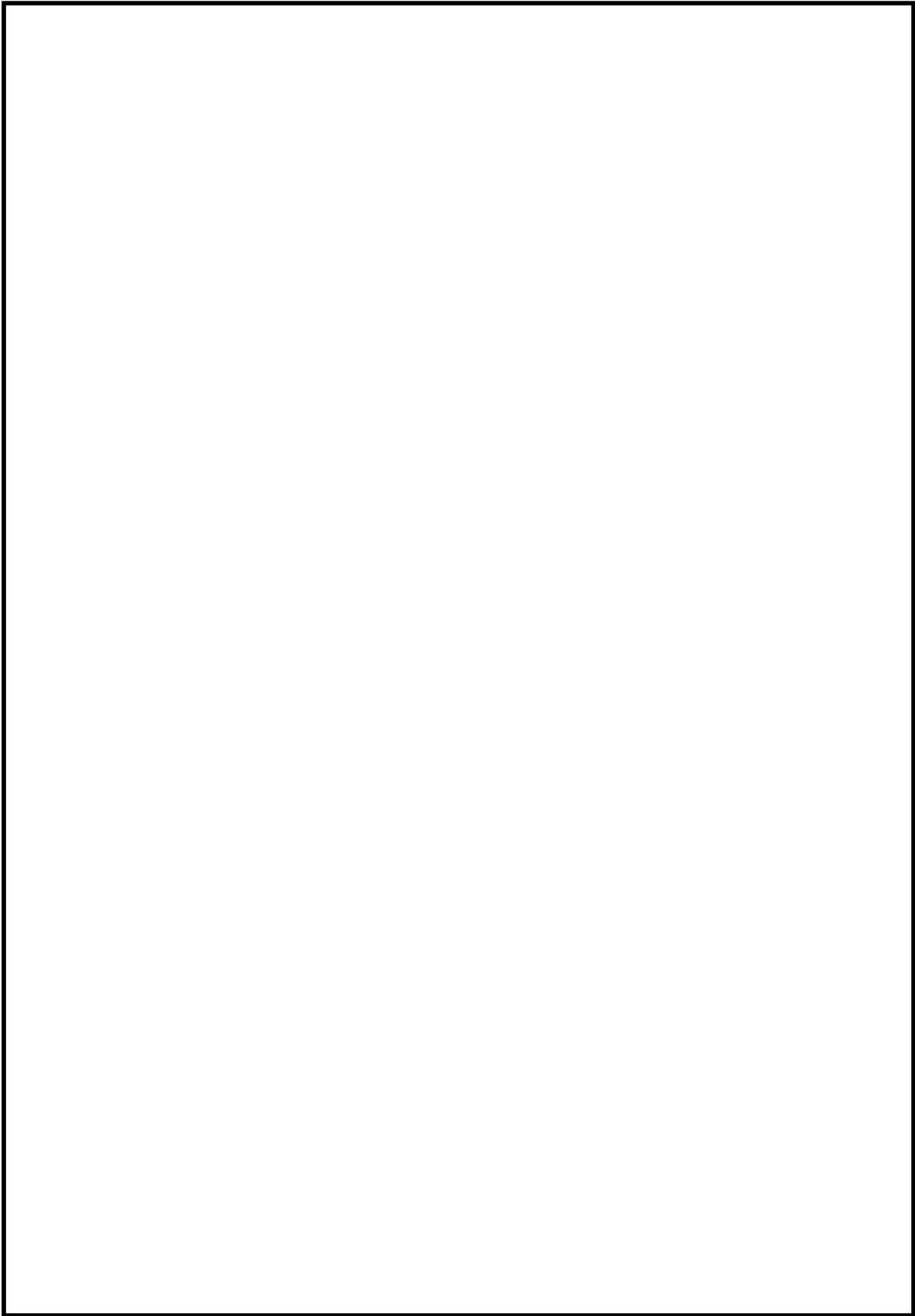



図 57-10-(57-2) 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-2)



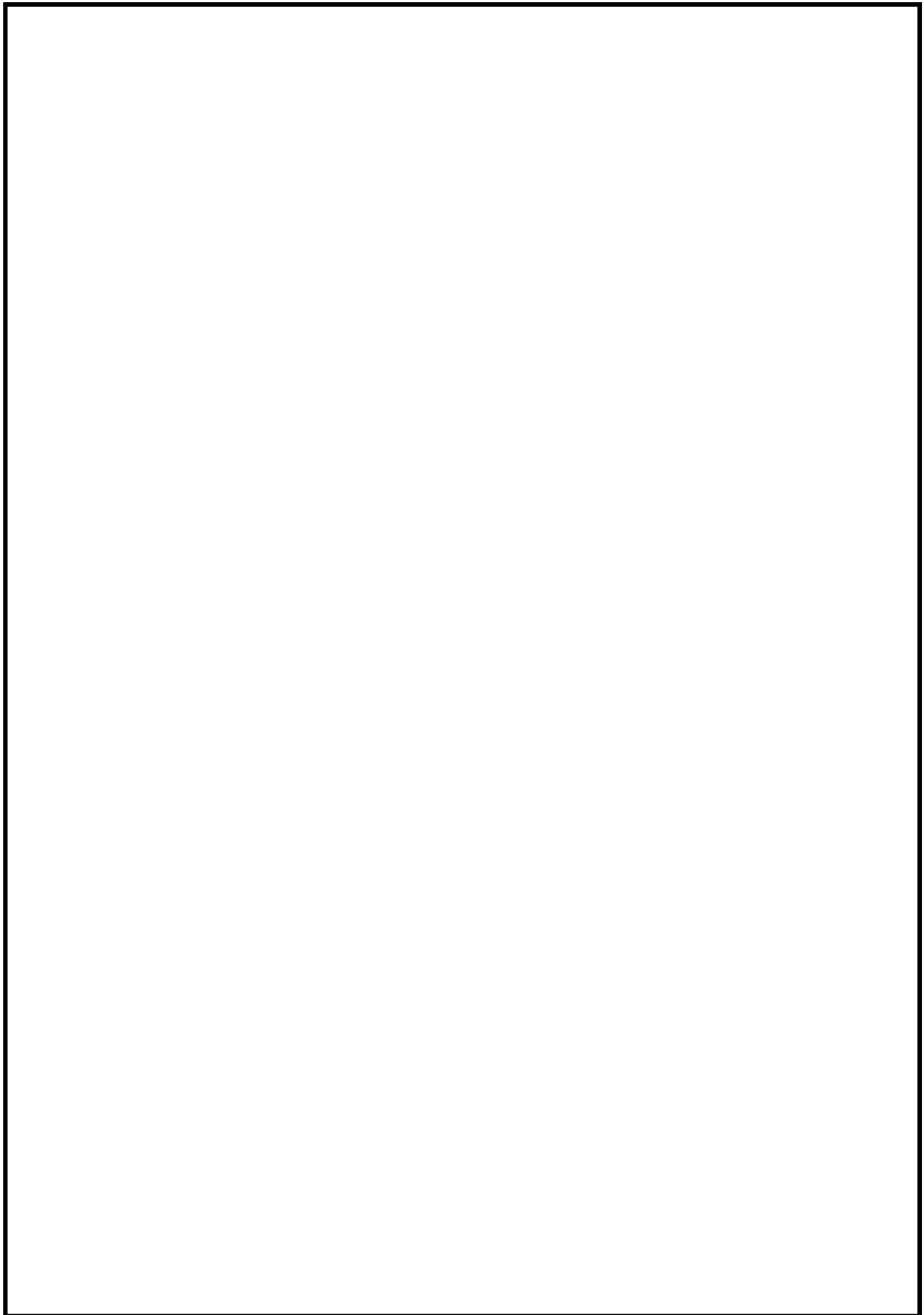



図 57-10-(57-3) 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-3)

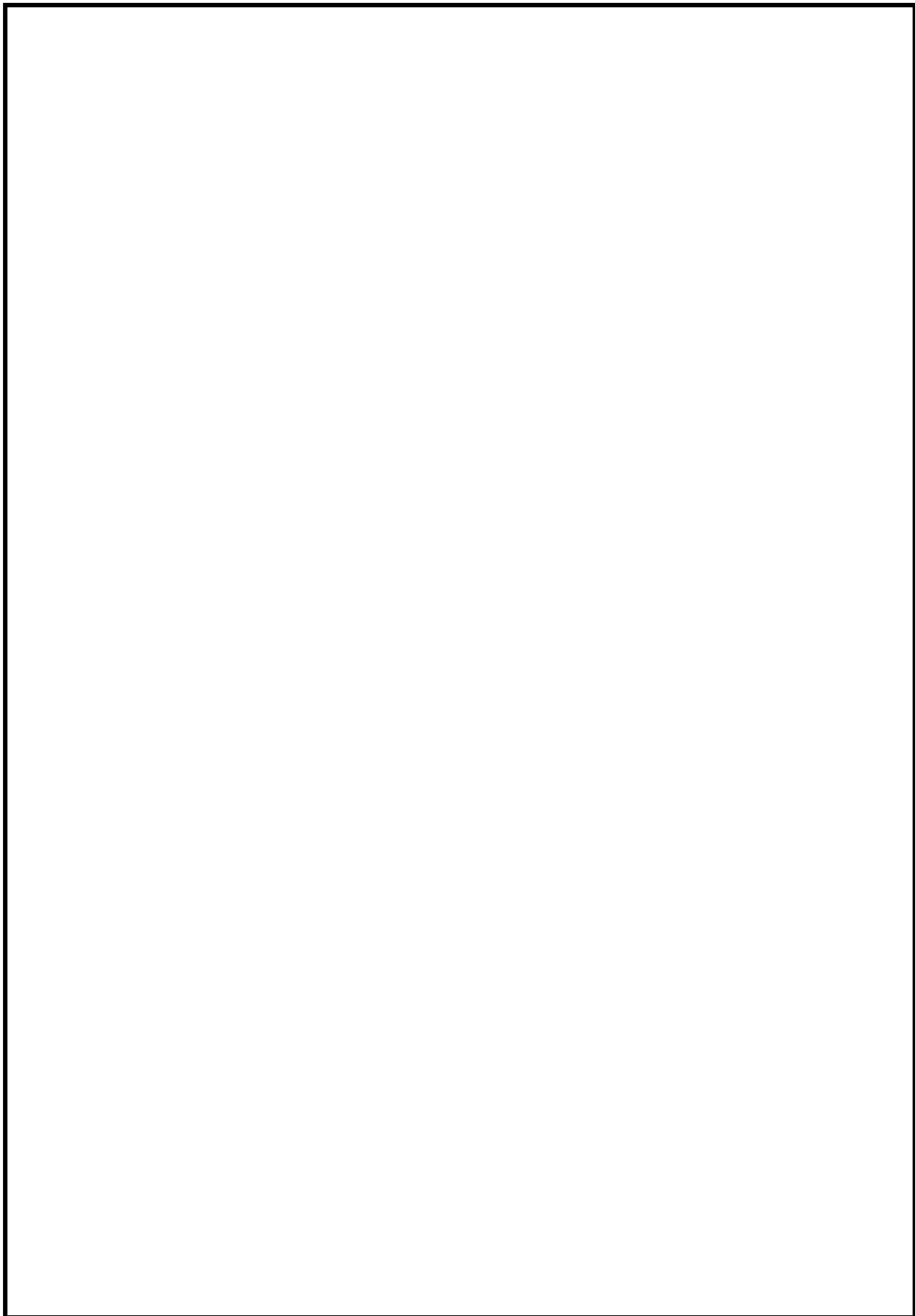



図 57-10-(57-4) 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-4)

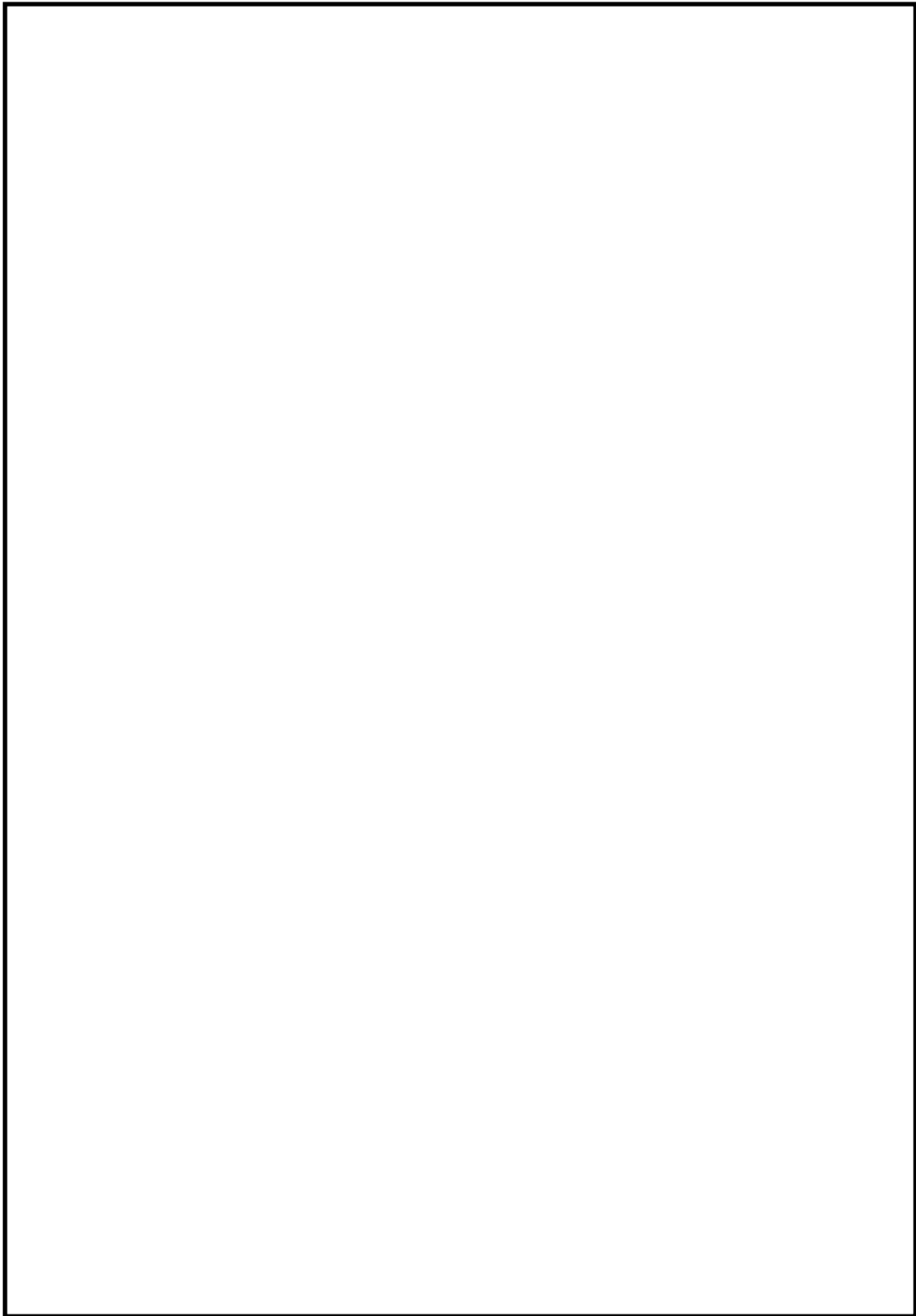



図 57-10-(57-5) 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-5)

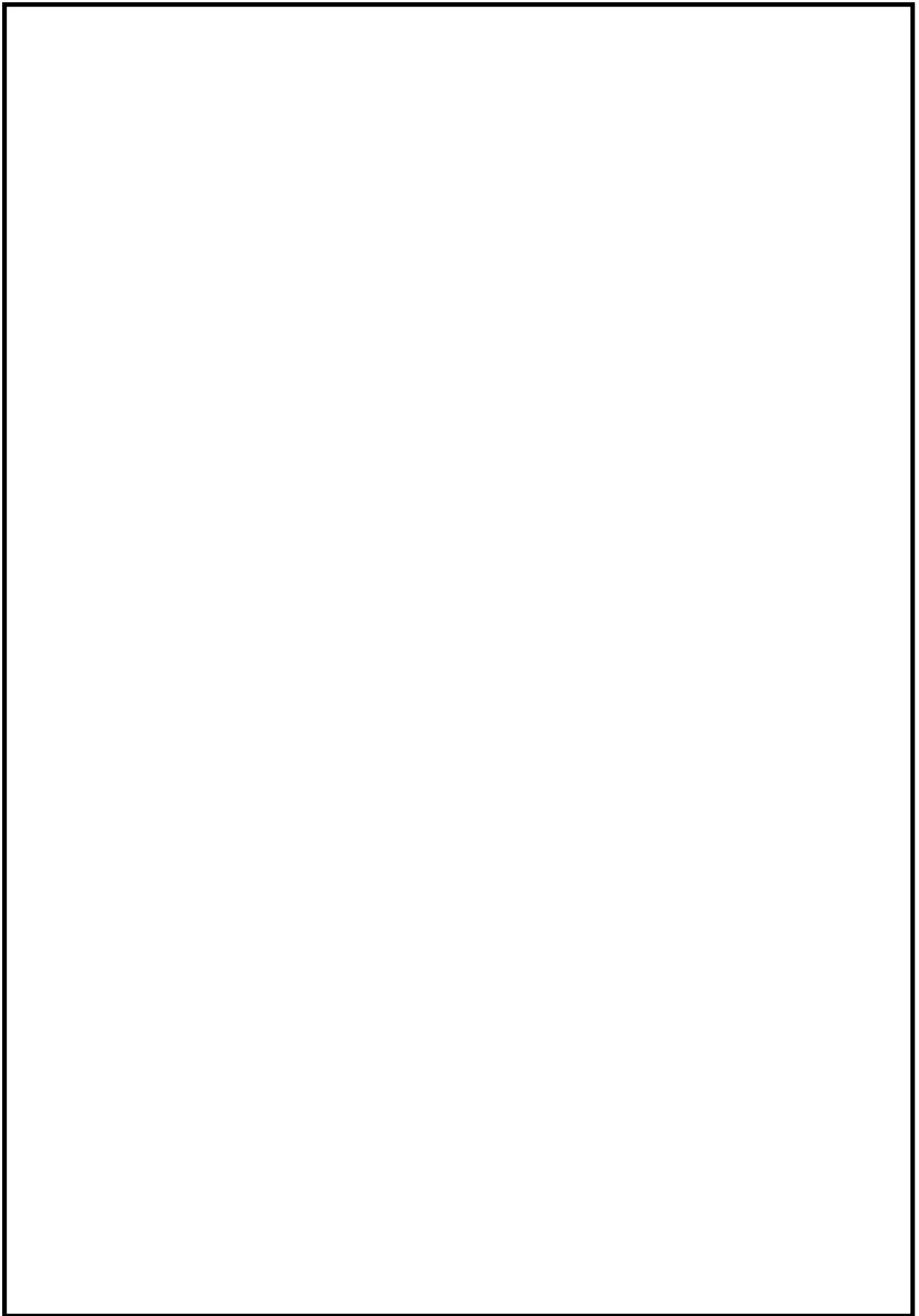



図 57-10-(57-6) 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-6)

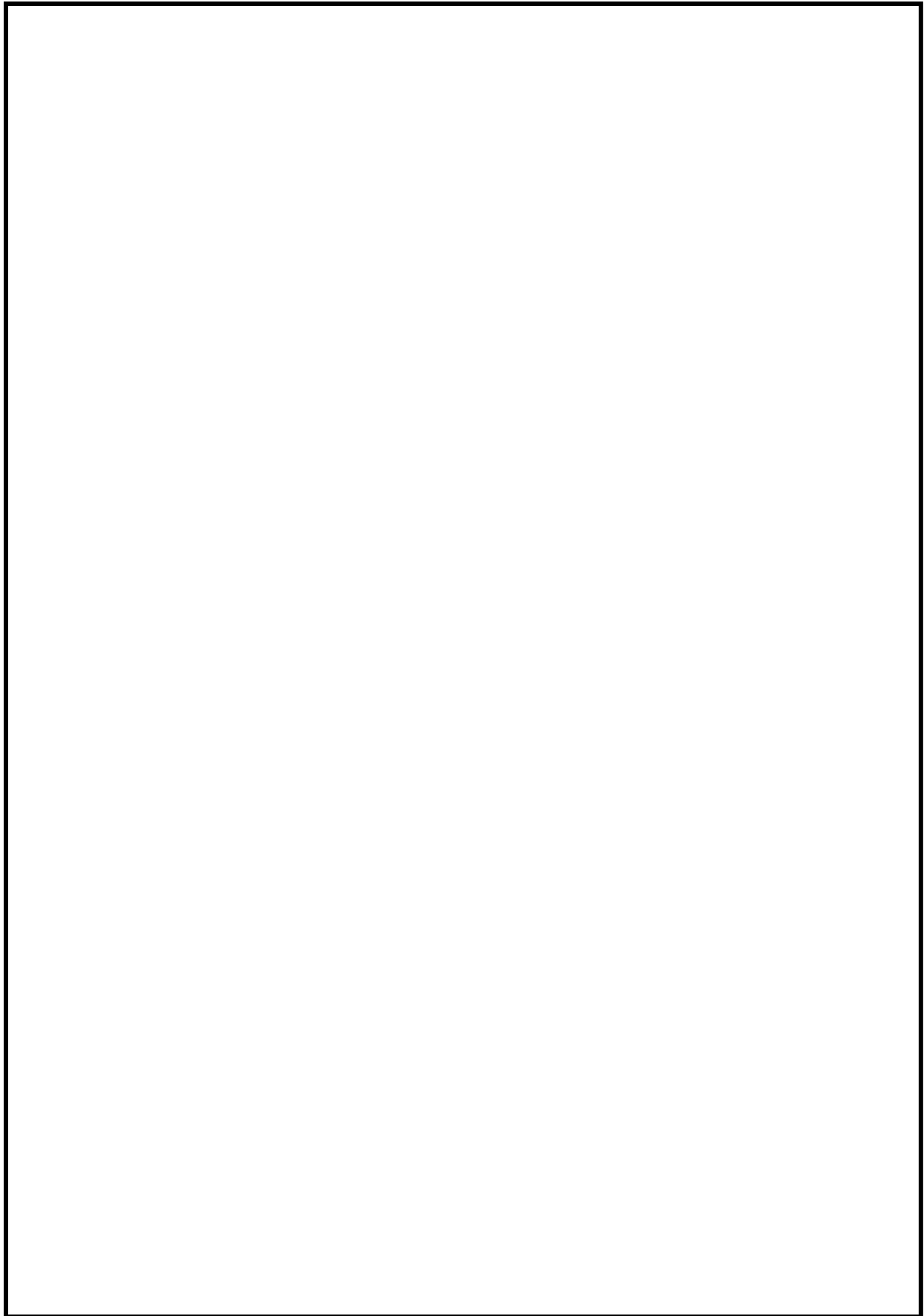



図 57-10-(57-7) 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-7)

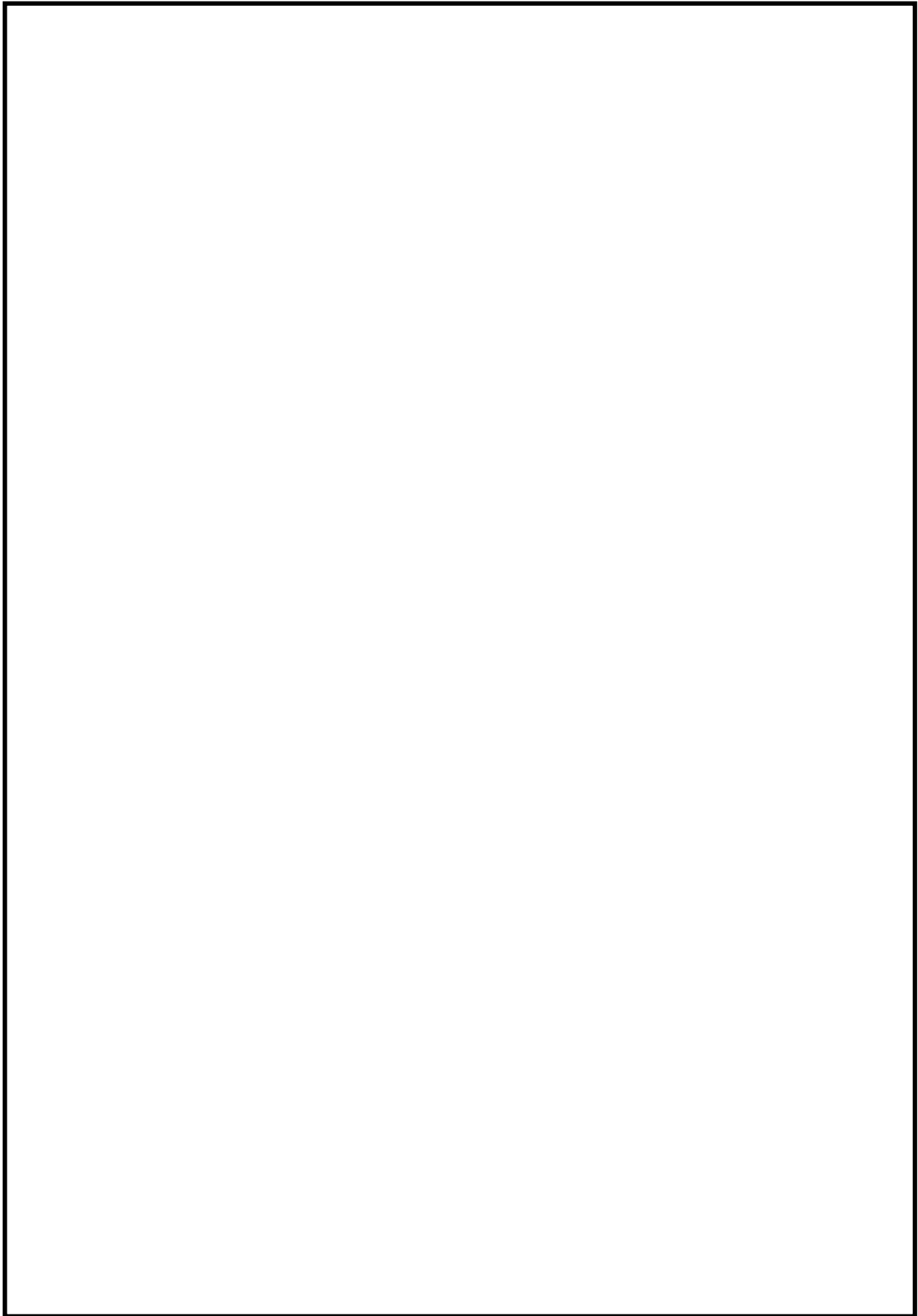



図 57-10-(57-8) 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-8)

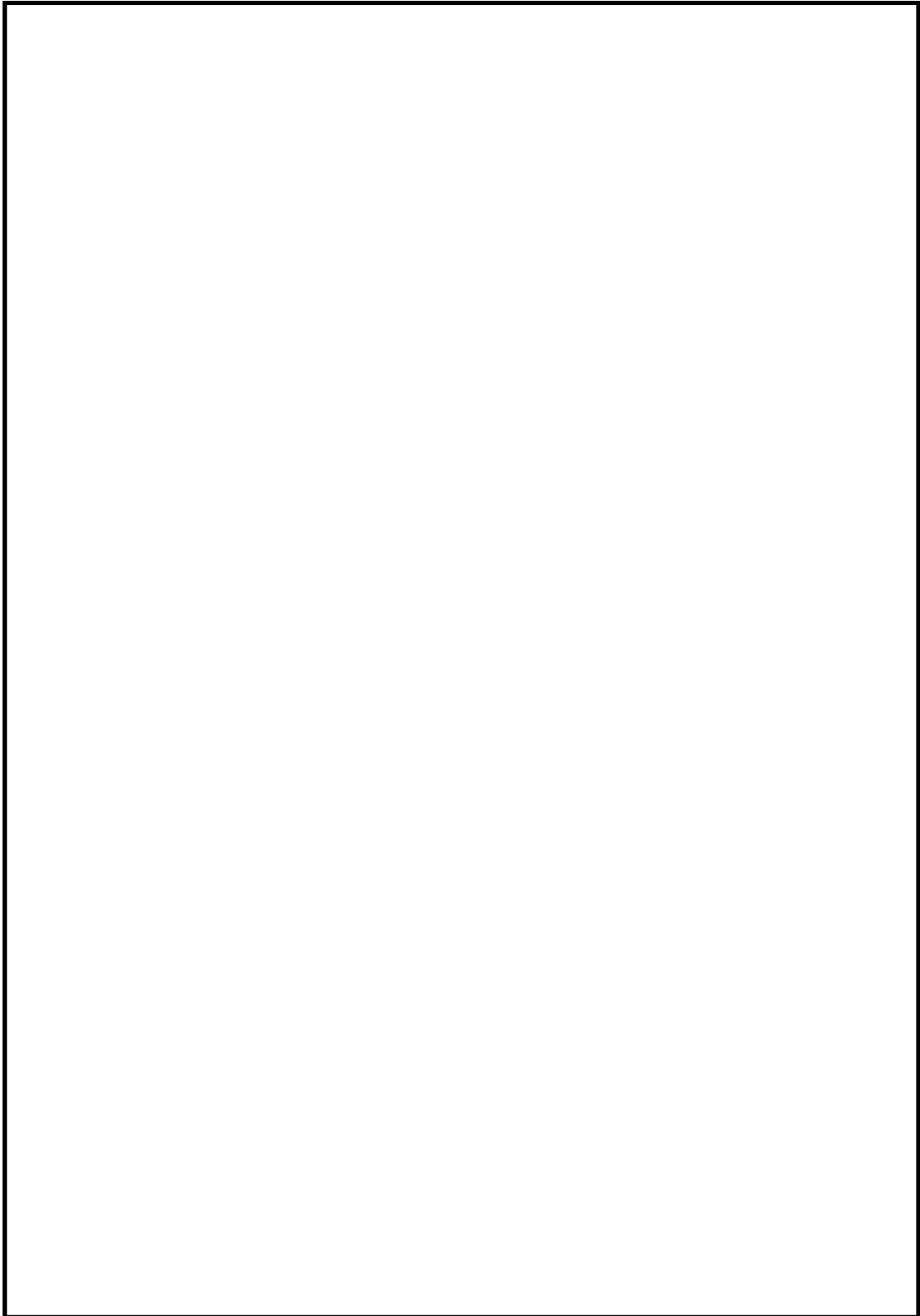



図 57-10-(57-9) 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-9)

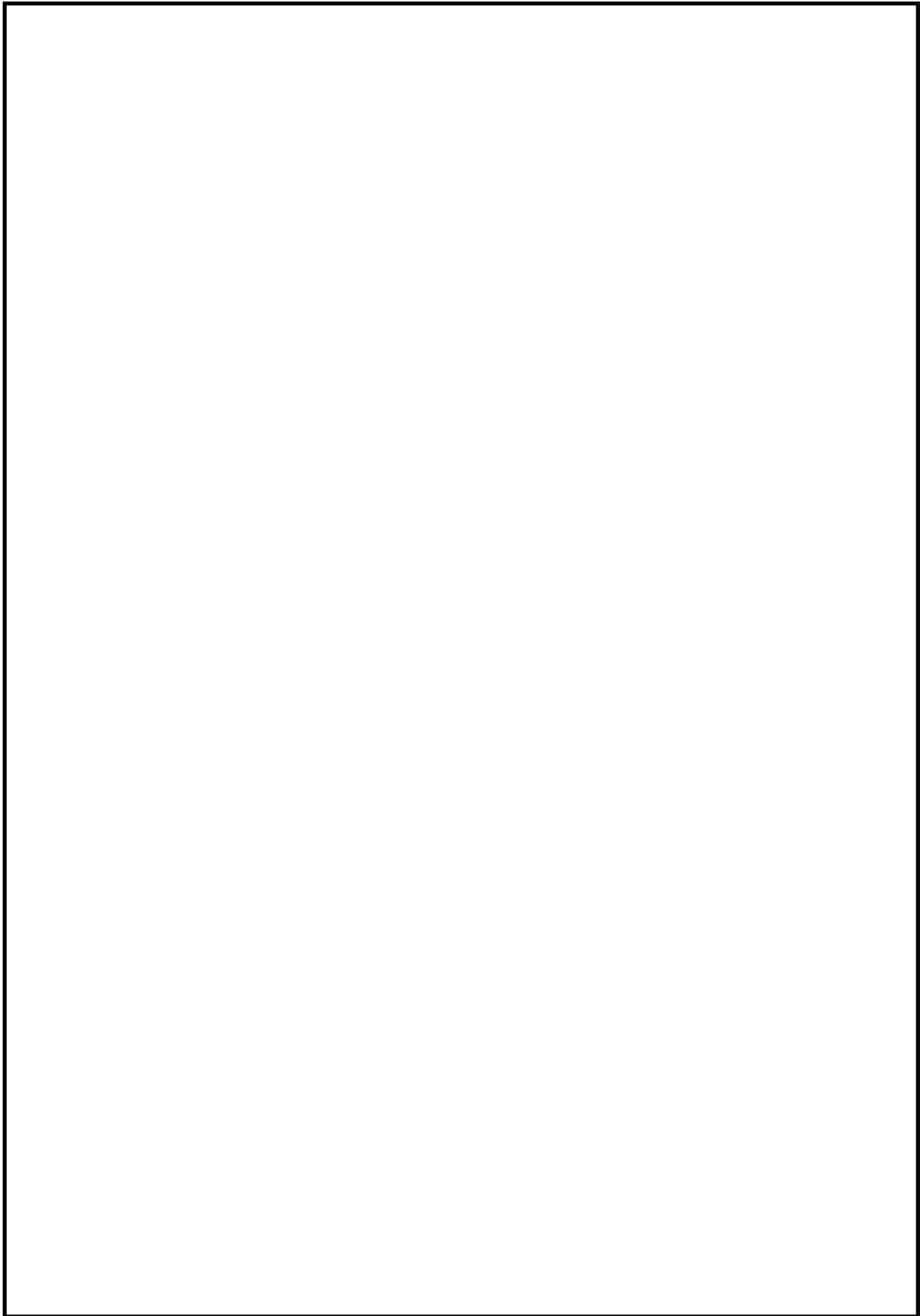



図 57-10-(57-10) 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-10)



57-11

燃料補給に関する補足説明資料

本資料はタンクローリの容量設定根拠書に記載した内容について補足するものである。

以下，図中並びにタイムチャート中の手順番号は容量設定根拠書に記載の手順番号と同じとする。

#### 11.1 タンクローリの移動及び補給ルートについて

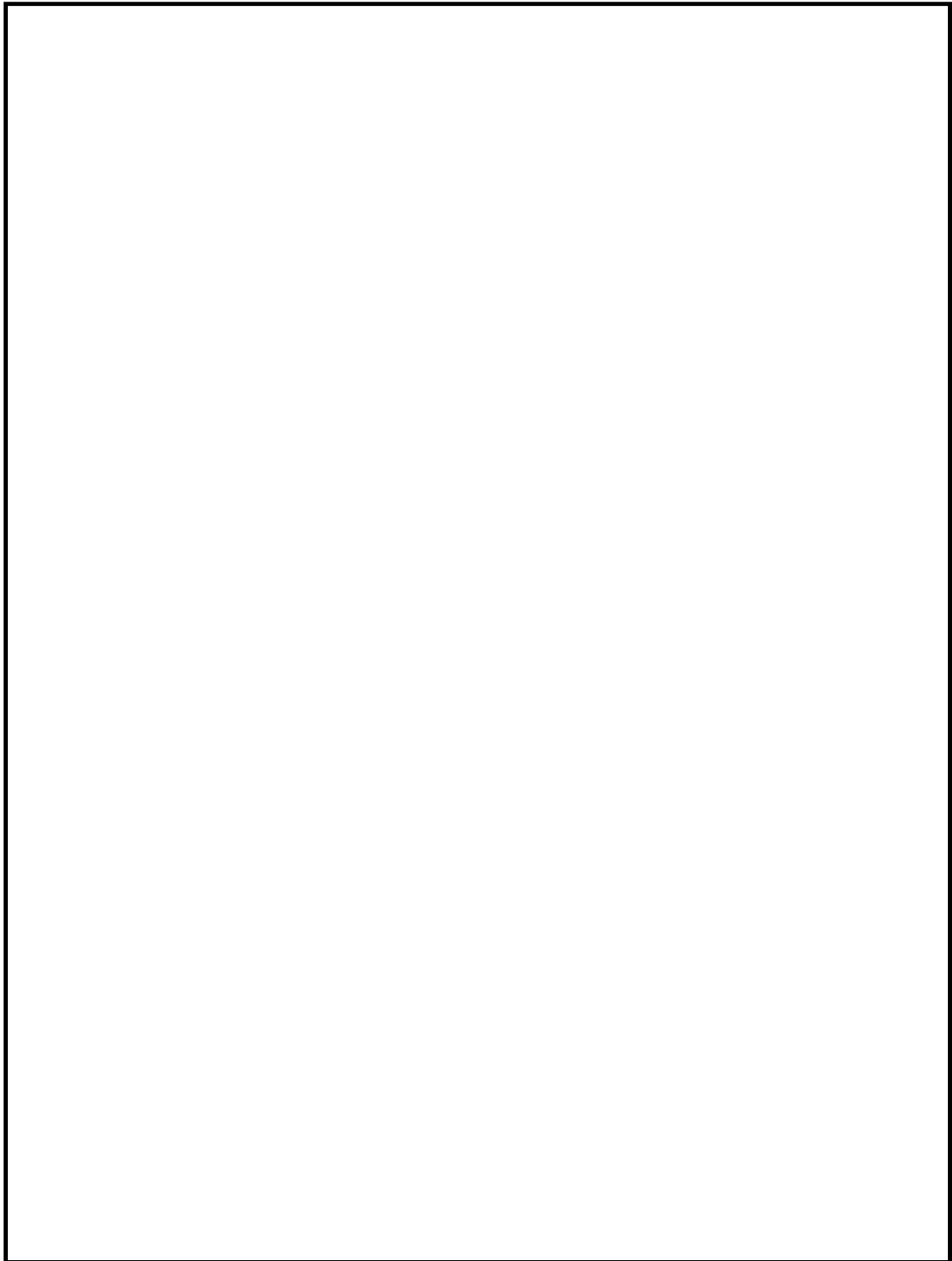


図 57-11-1 タンクローリ A 移動及び補給ルート (1/7)  
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ  
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

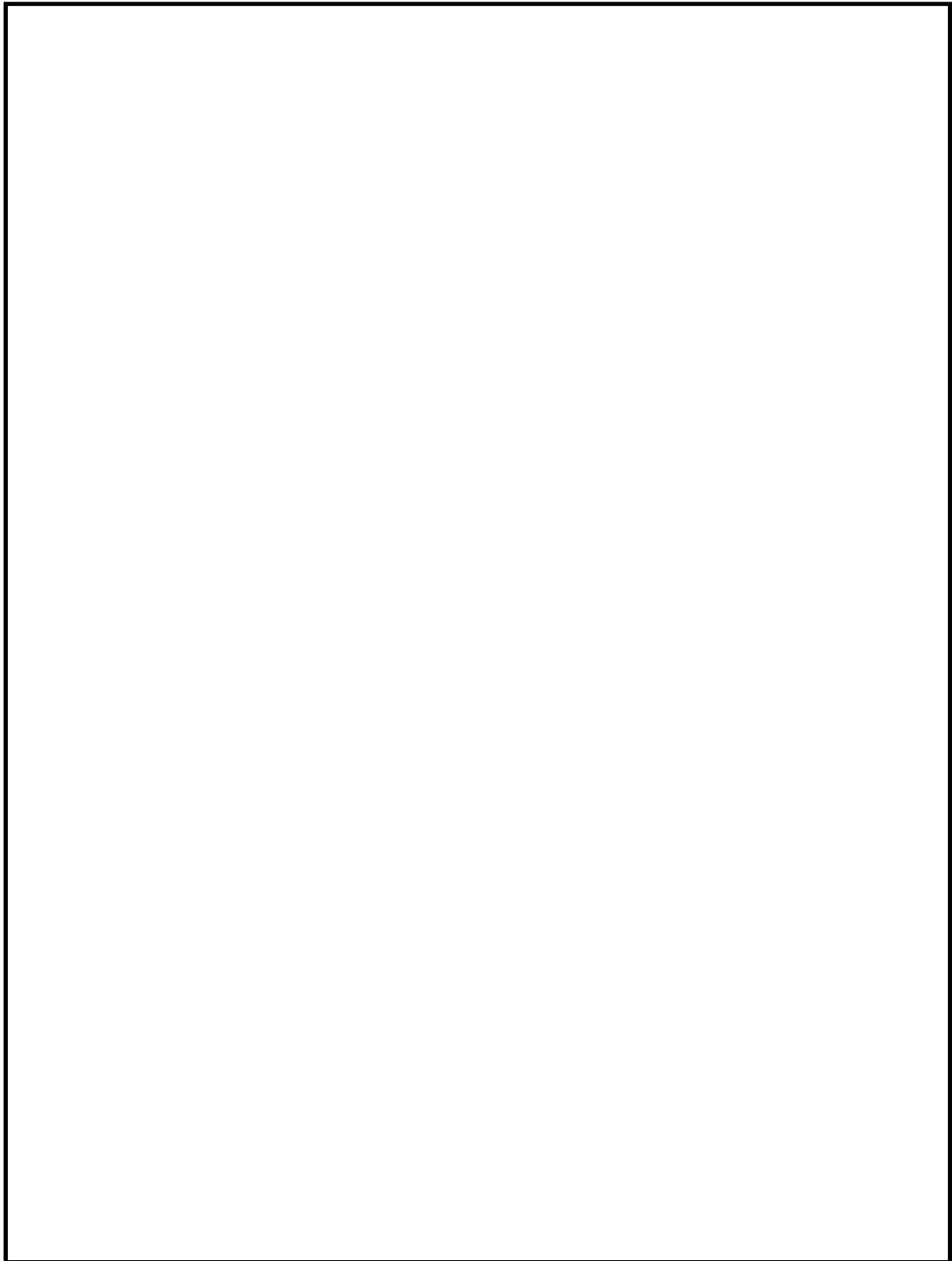


図 57-11-2 タンクローリ A 移動及び補給ルート (2/7)  
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ  
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

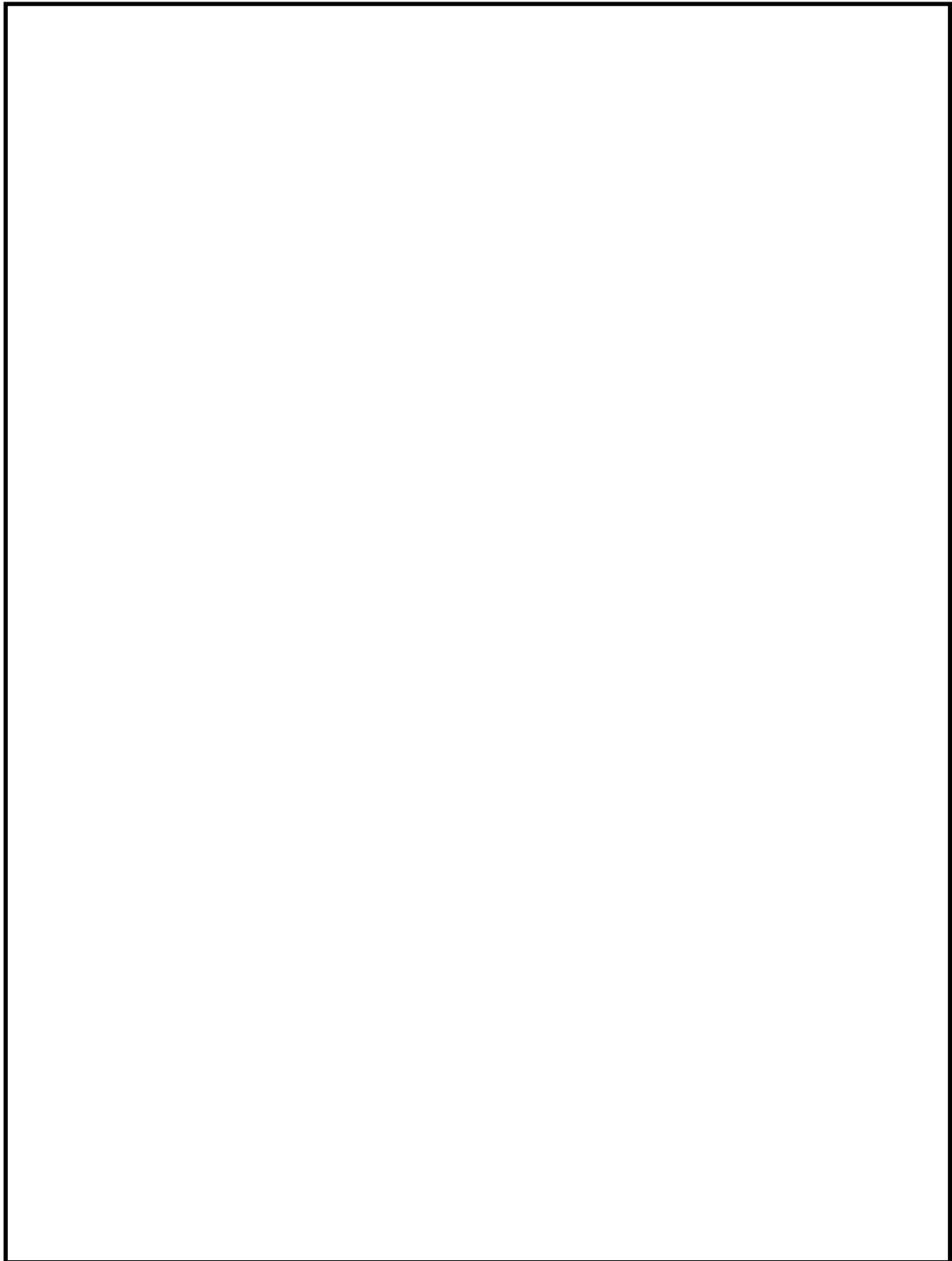


図 57-11-3 タンクローリ A 移動及び補給ルート (3/7)  
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ  
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

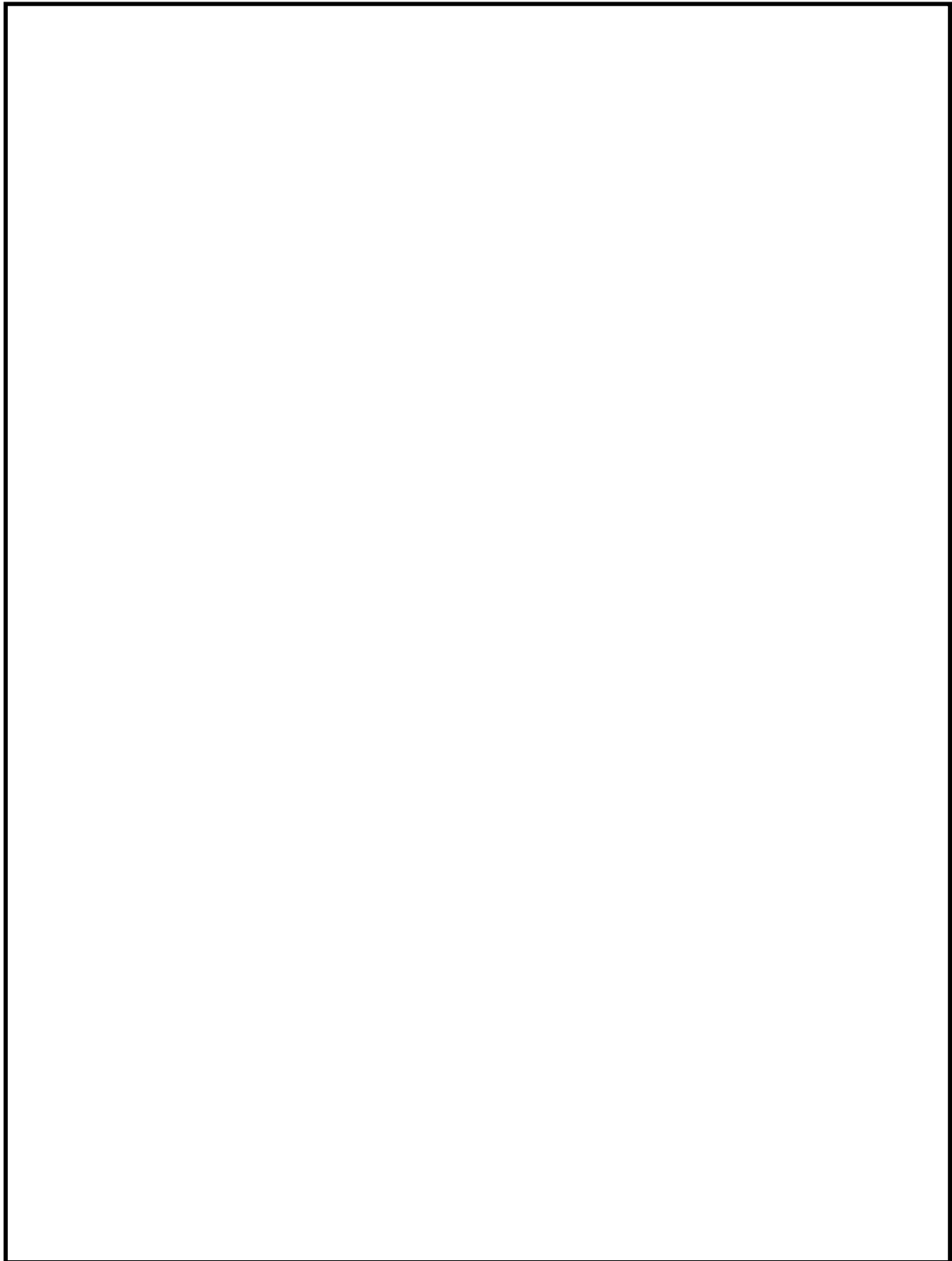


図 57-11-4 タンクローリ A 移動及び補給ルート (4/7)  
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ  
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

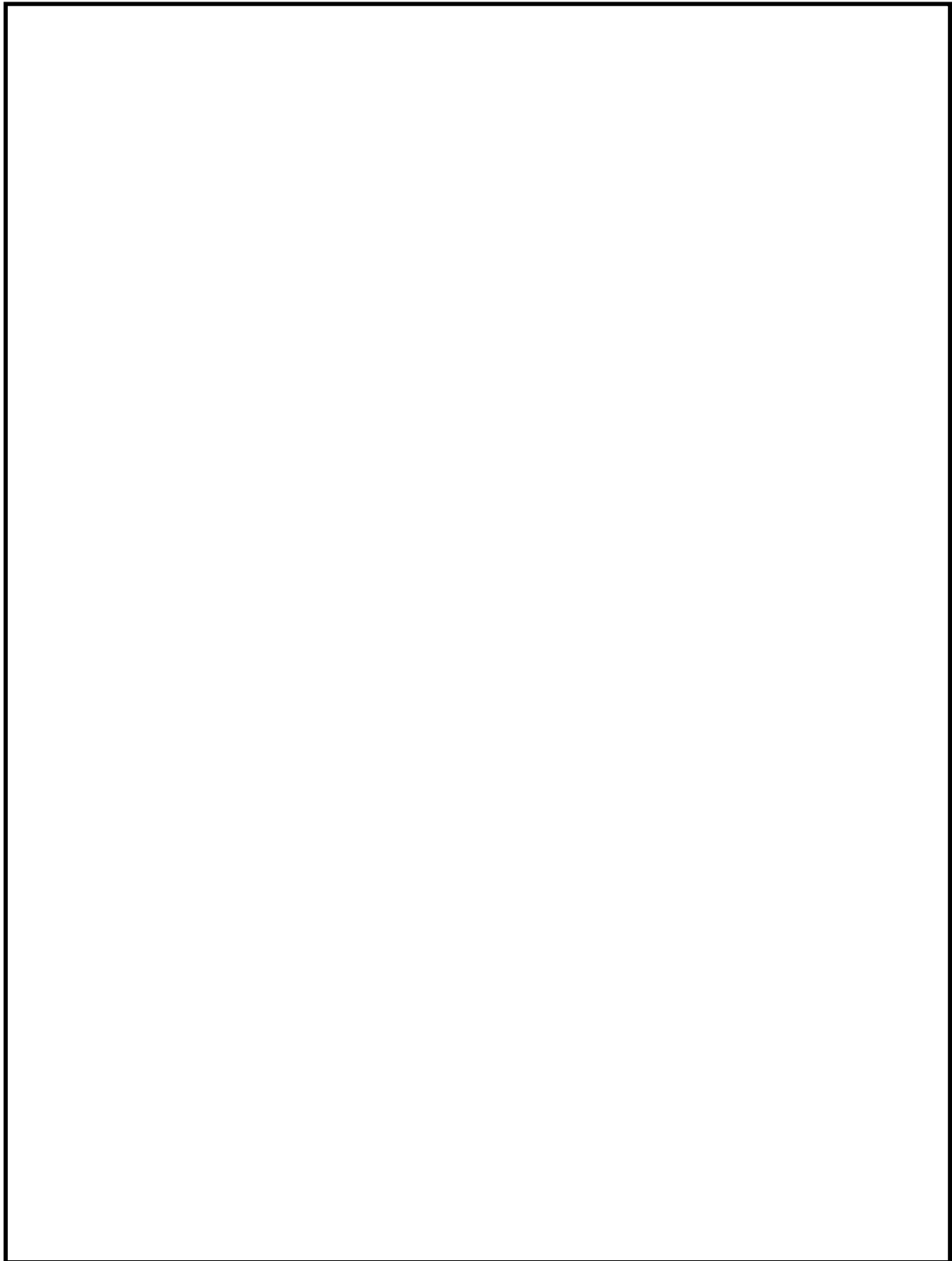


図 57-11-5 タンクローリ A 移動及び補給ルート (5/7)  
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ  
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

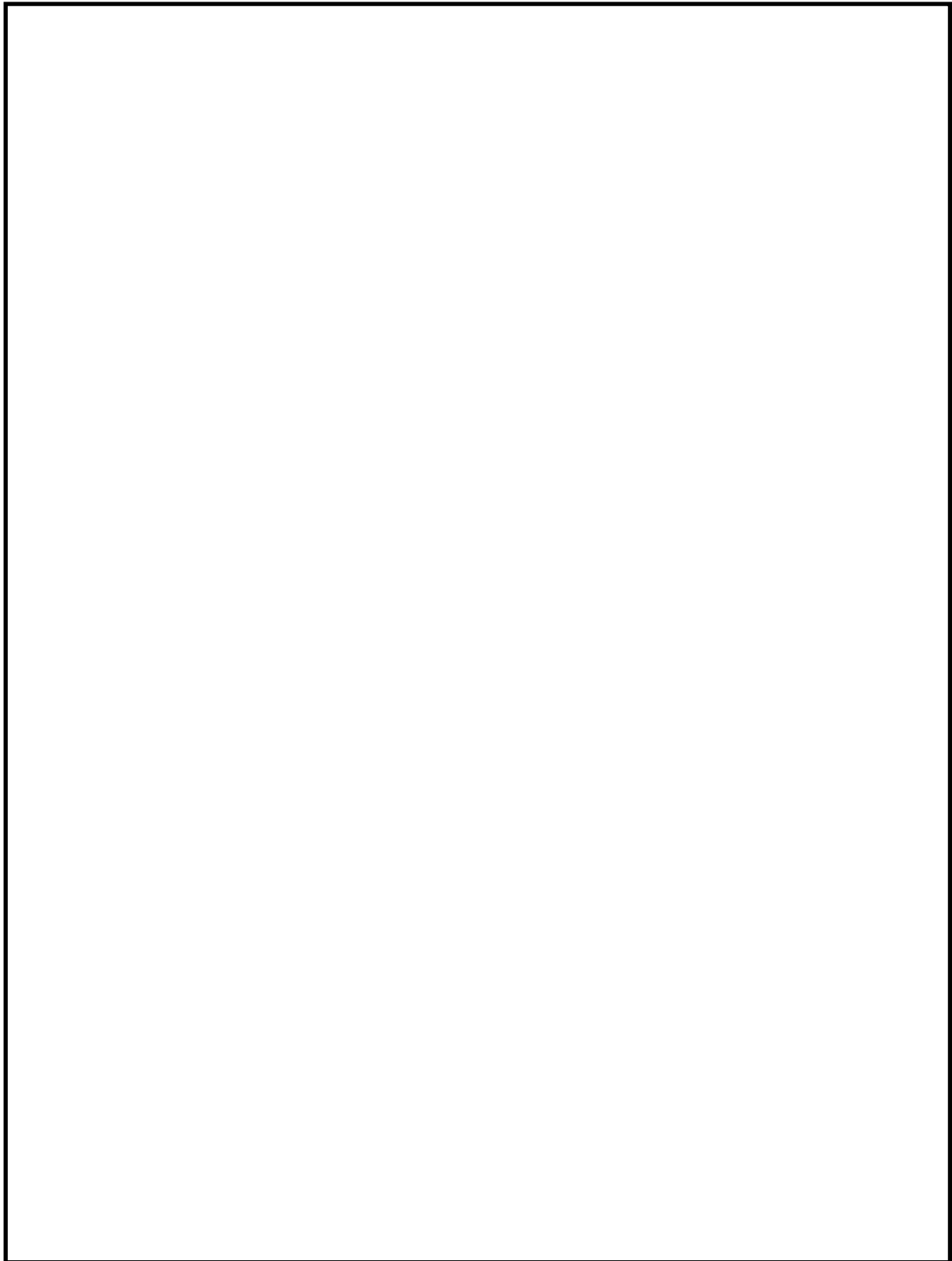


図 57-11-6 タンクローリ A 移動及び補給ルート (6/7)  
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ  
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



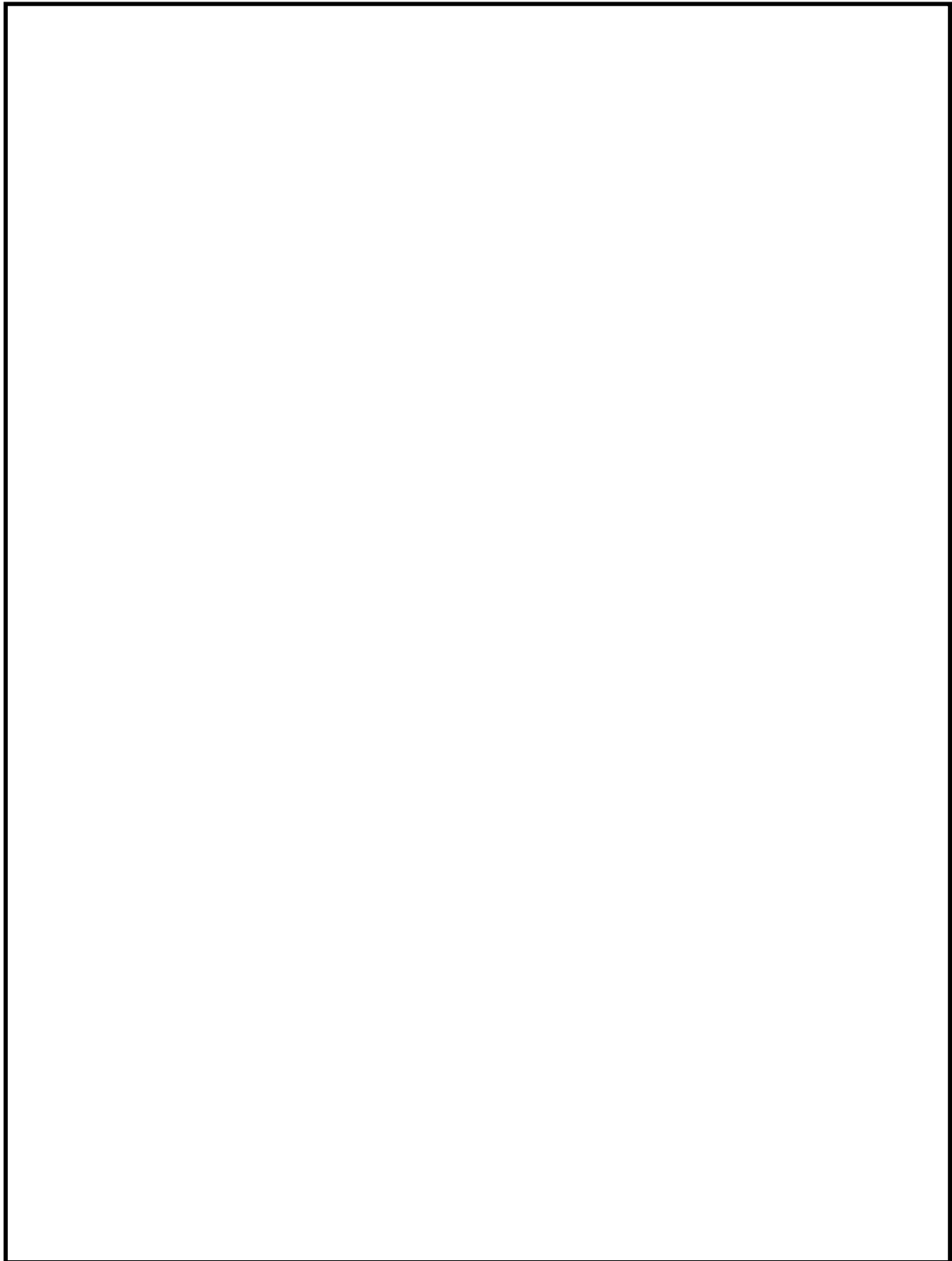


図 57-11-7 タンクローリ A 移動及び補給ルート (7/7)  
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ  
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

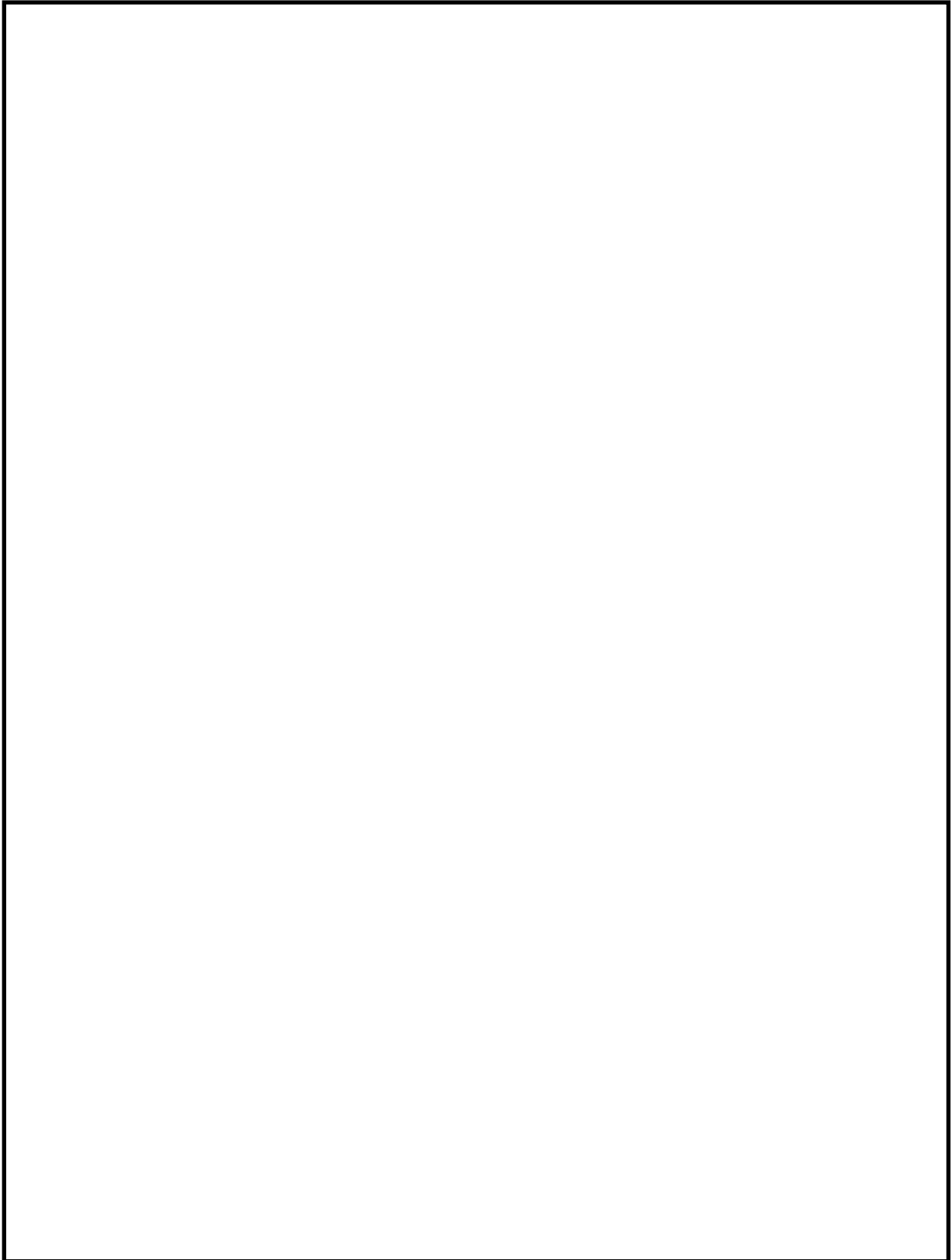


図 57-11-8 タンクローリ B 移動及び補給ルート (1/3)  
(電源車)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

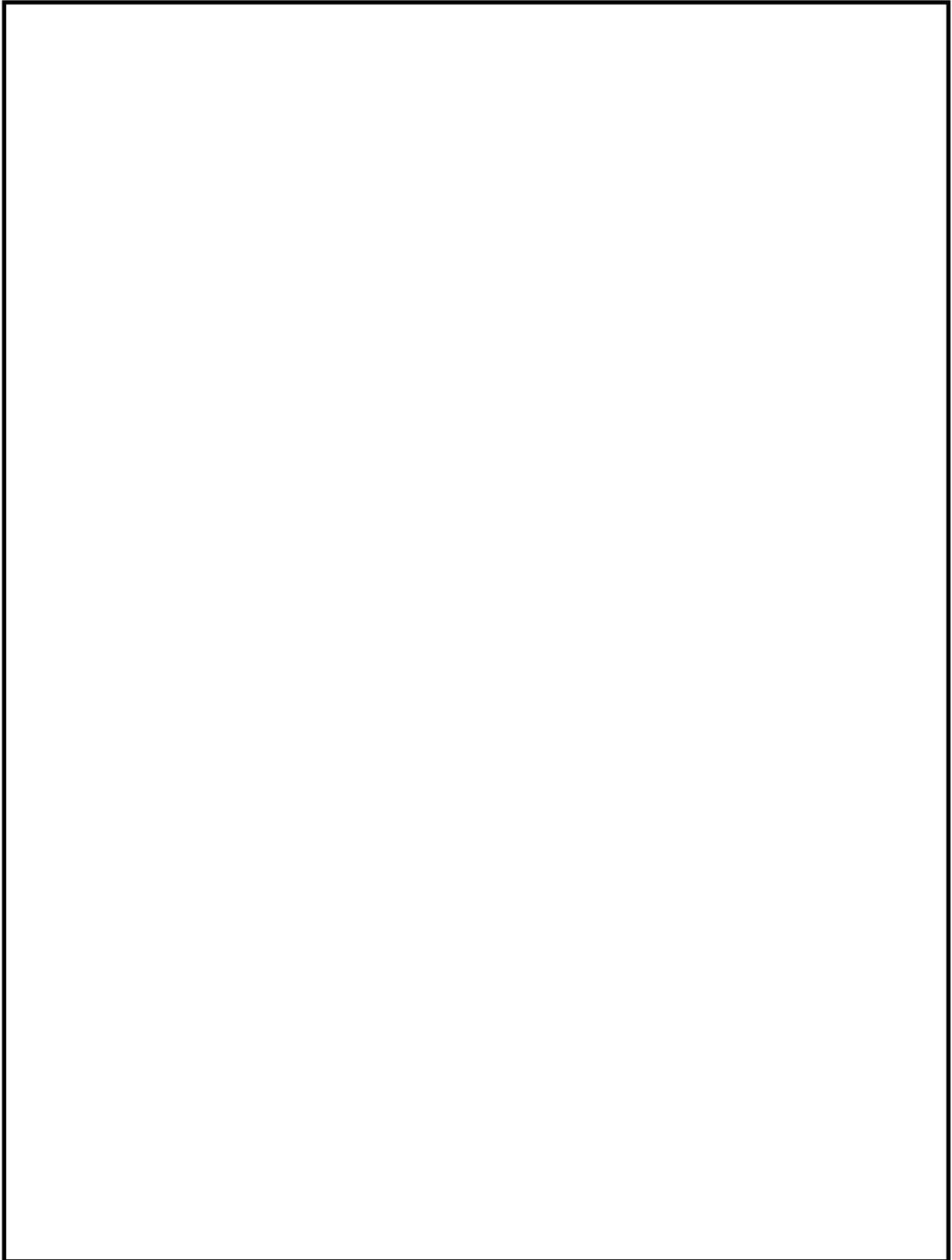


図 57-11-9 タンクローリ B 移動及び補給ルート (2/3)  
(電源車)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

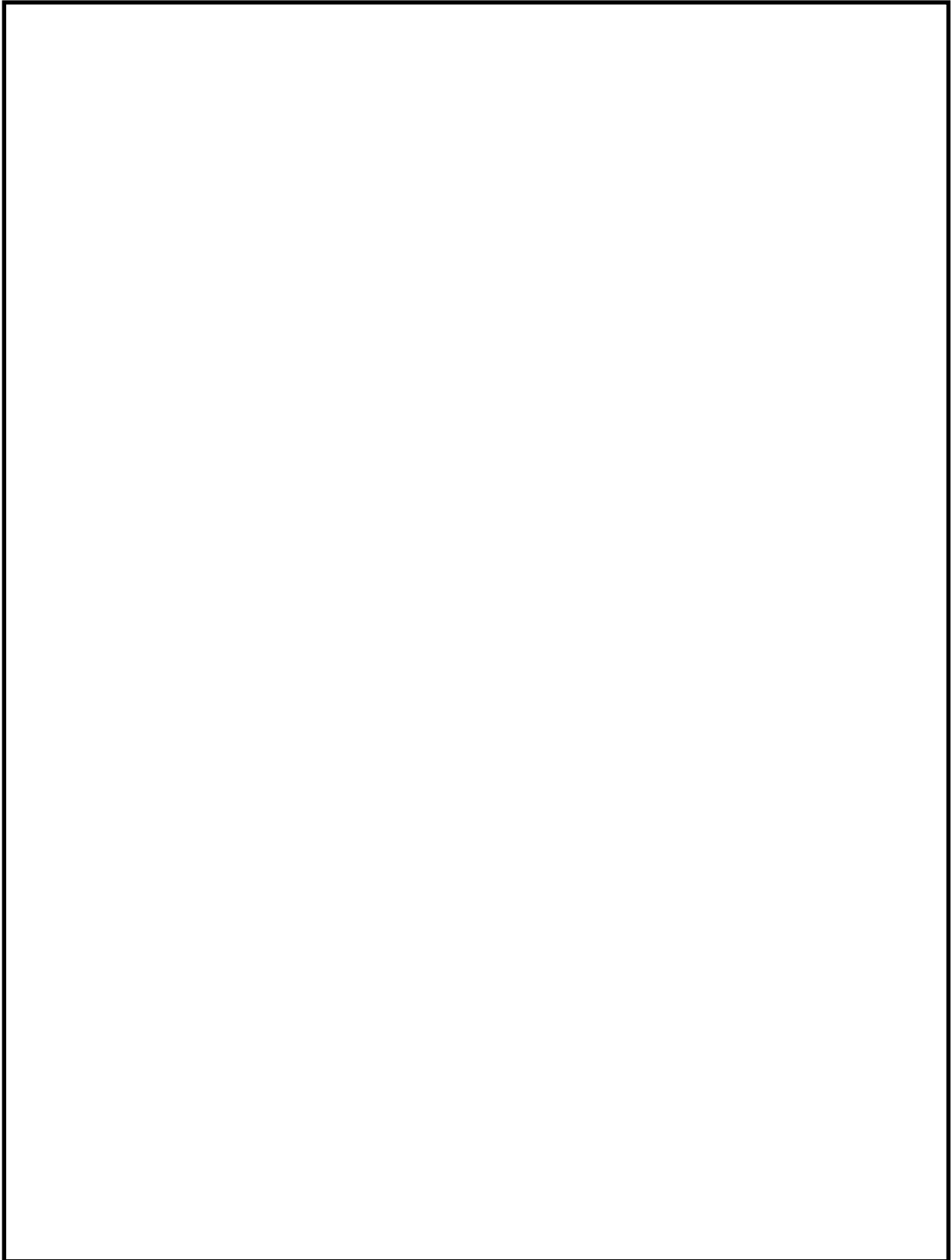


図 57-11-10 タンクローリ B 移動及び補給ルート (3/3)  
(電源車)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

## 11.2 原子炉格納容器ベントに伴う補給作業への悪影響有無について

原子炉格納容器ベント後数時間においては、プラント周辺の雰囲気線量が上昇するため、各可搬型重大事故等対処設備への補給が困難になる可能性がある。ここでは、原子炉格納容器ベント後の補給作業成立性について述べる。

### 11.2.1 検討条件

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）が発生し、原子炉格納容器ベントに至ることを想定する<sup>\*</sup>。交流電源はガスタービン発電機によりプラントに供給されていると仮定する。

※中央制御室設計における被ばく評価にて想定する基本シナリオと同じ

### 11.2.2 プルーフ通過時の補給の必要性

同条件下において、機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備は以下のとおり。

注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台

熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台

熱交換器ユニット 1 台

事象発生から約 51 時間以降に原子炉格納容器ベントに至ることを考慮し、熱交換器ユニット及び熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）は原子炉格納容器ベントに伴う待避前までに一度補給を行うこととする。注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器ベント開始前までに復水貯蔵タンクに必要な水源が確保できるため、原子炉格納容器ベント開始前までに停止させる。

### 11.2.3 タンクローリを用いた補給作業時の被ばく線量について

熱交換器ユニット及び熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）について実負荷での燃料消費量から、連続運転可能時間の評価を行う。なお、各々の設備への補給は配備しているタンクローリ 1 台で行うことを想定する。熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器ベントに至るまでの必要な流量は約 1,200m<sup>3</sup>/h（1.2MPa）であるが、原子炉格納容器ベント後に必要な流量は 600m<sup>3</sup>/h（0.7MPa）以下であるため、原子炉格納容器ベント直前に熱交換器用の大容量送水ポンプ（タイプ I）の流量を絞ることにより、連続運転可能時間を延長することができる。

#### 【熱交換器ユニット】

熱交換器ユニットの連続運転可能時間は、  
 $900\text{L} \div 56\text{L/h} = \text{約 } 16\text{h}$

### 【熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）】

プルーム通過前に、以下のとおり流量を 600m<sup>3</sup>/h 及び吐出圧を 0.7MPa に調整を実施する。

流量：600m<sup>3</sup>/h 吐出圧：0.7MPa 燃料消費量：60L/h  
大容量送水ポンプ（タイプ I）の連続運転可能時間は、  
 $990\text{L} \div 60\text{L/h} = \text{約 } 16\text{h}$

原子炉格納容器ベント開始後からプルーム通過するまで 10 時間であり、また、ベント前後の要員の移動等で 1 時間要するが、上記のとおり原子炉格納容器ベント中に補給作業する必要はなく、プルーム通過後、適宜補給を行う必要がある。

#### 11.2.4 タンクローリを用いた補給作業時の被ばく線量について

タンクローリを用いた補給作業場所である、注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）を設置する淡水貯水槽付近、熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）を設置する海水ポンプ室付近及び熱交換器ユニットを設置する原子炉建屋大物搬出入口付近のうち、被ばく線量が一番高い場所は、原子炉格納容器フィルタベント系の排気口に近い原子炉建屋大物搬出入口であり、当該場所で補給作業を実施した場合、補給に伴う現場作業を約 45 分と見積もると以下のとおりとなる。

$$7.1\text{mSv/h} \times (45 \div 60) \text{h} = 5.4\text{mSv}$$

なお、プラント周辺の雰囲気線量率は時間経過に伴い低下していくことから、これ以降の補給作業時の被ばく線量は上記値以下となる。

#### 11.2.5 検討結果

上記のとおり、原子炉格納容器ベント後のプラント周辺の雰囲気線量を考慮し、補給作業の成立性を確認した結果、原子炉格納容器ベント後の補給作業時の被ばく線量は最大で 5.4mSv となり、緊急時の作業基準である 100mSv を下回っているため、補給作業は実施可能である。

57-12  
その他設備

電源設備の自主対策設備として、以下を整備する。

1. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備

125V 代替充電器盤用電源車接続設備は、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合、直流設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設ける。

125V 代替充電器盤用電源車接続設備は、可搬型代替交流電源設備が代替所内電気設備を経由せずに直接 125V 代替充電器盤を受電することにより、必要な負荷に電源供給することを可能な設計とする。

本システムの概要図を図 57-12-1 及び図 57-12-2 に示す。

なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設けるものである。



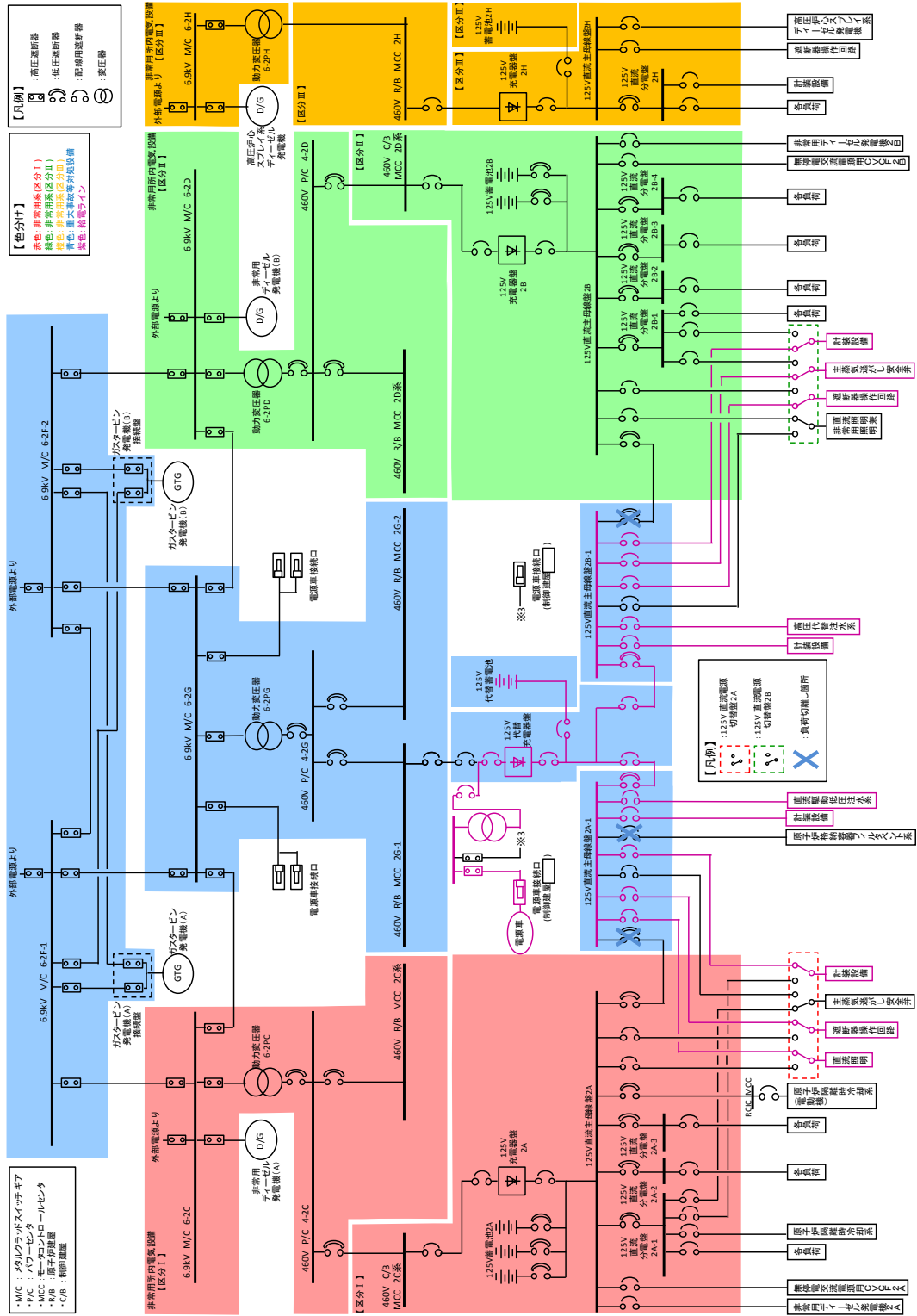


図 57-12-1 125V 代替充電器盤用電源車接続設備系統図  
(電源車～電源車接続口(制御建屋))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

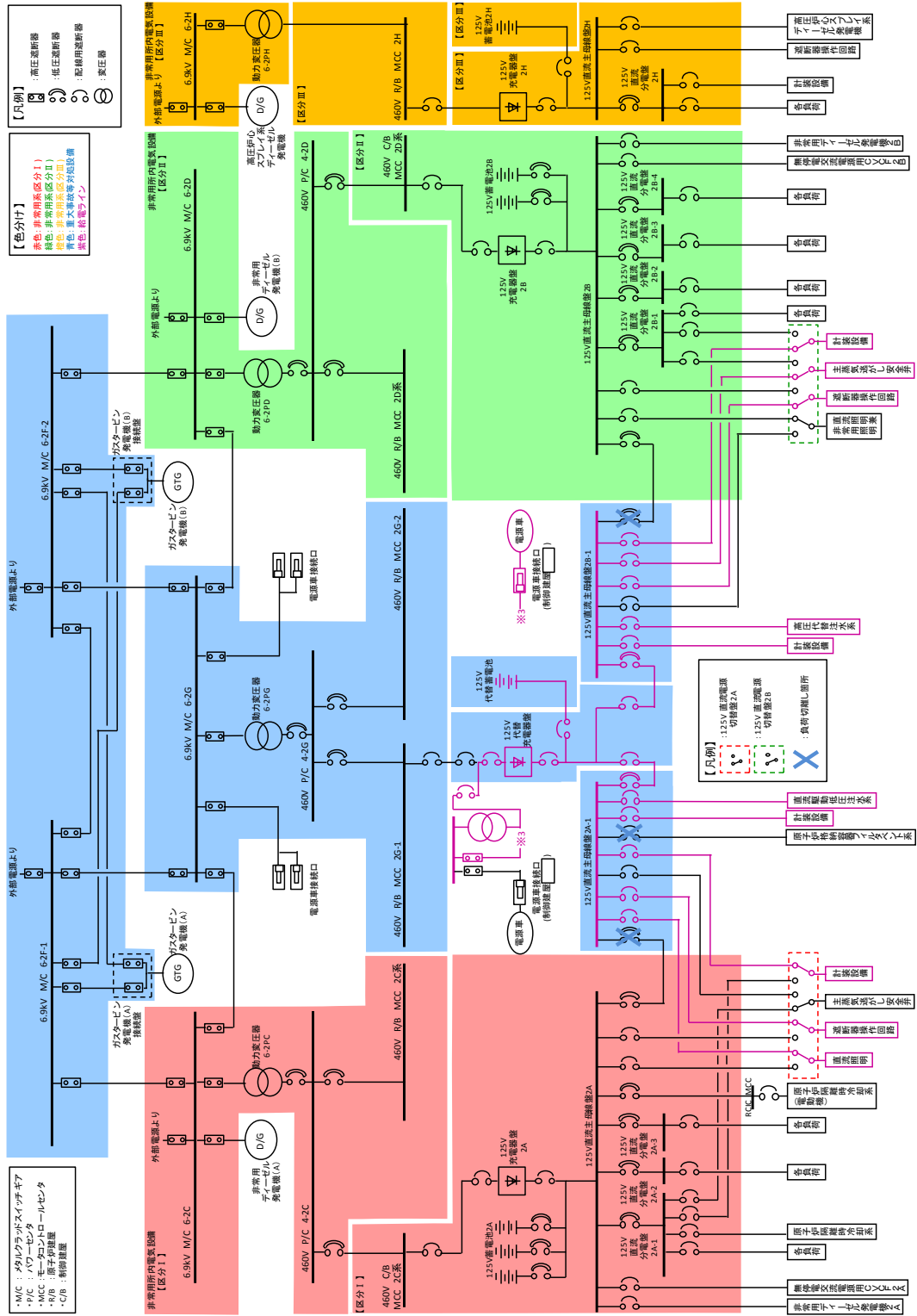


図 57-12-2 125V 代替充電器盤用電源車接続設備系統図  
(電源車～電源車接続口(制御建屋))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

## 2. 号炉間電力融通設備

号炉間電力融通設備は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合、3号炉から号炉間電力融通ケーブル(常設)又は号炉間電力融通ケーブル(可搬型)に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設ける。

号炉間電力融通設備は、号炉間電力融通ケーブル(常設)を2号炉の代替所内電気設備である緊急用高圧母線(緊急用電気品建屋側)及び3号炉の非常用所内電気設備である非常用高圧母線に遮断器の手動操作で接続することで、2号炉の非常用所内電気設備に電源供給し、また、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を2号炉の代替所内電気設備である緊急用高圧母線(原子炉建屋側)及び3号炉の非常用所内電気設備である非常用高圧母線にケーブルを手動で接続後、遮断器の手動操作で接続することで、2号炉の非常用所内電気設備に電源供給する設計とする。

本システムの概要図を図 57-12-3～6 に示す。

なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設けるものである。

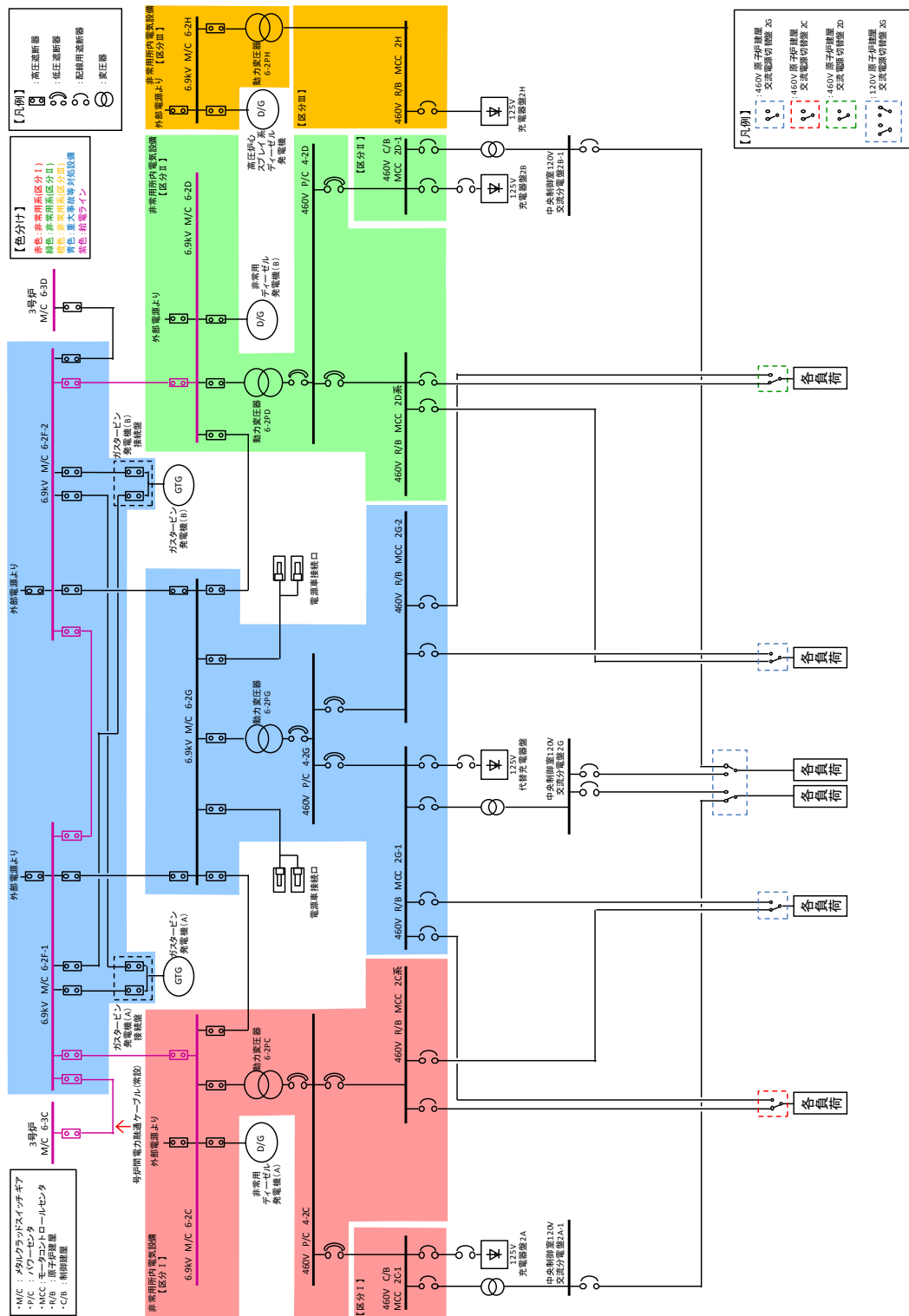


図 57-12-3 号炉間電力融通設備系統図  
 (非常用高压母線 3C 系～号炉間電力融通ケーブル(常設)  
 ～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路)

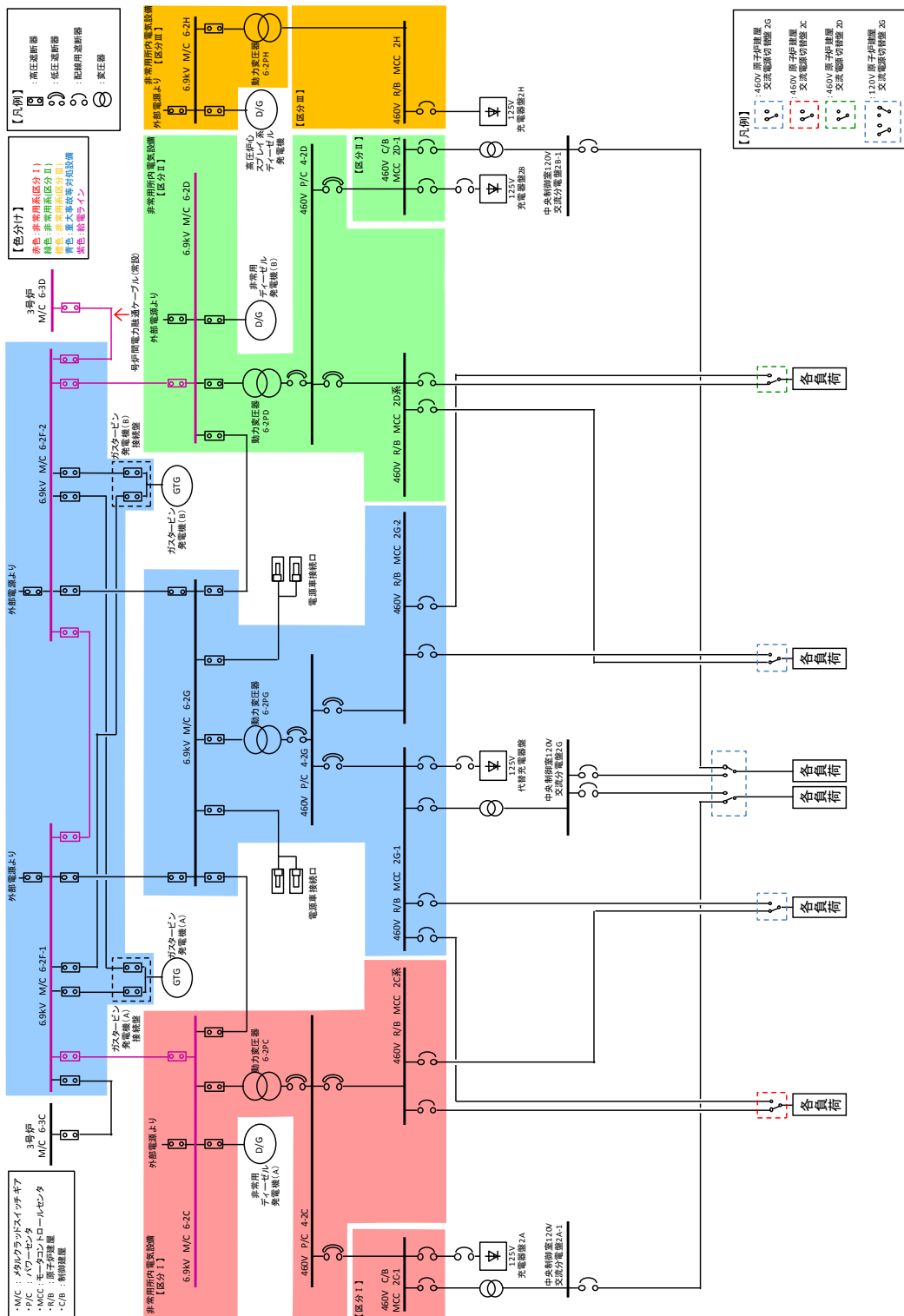


図 57-12-4 号炉間電力融通設備系統図  
 (非常用高圧母線 3D 系～号炉間電力融通ケーブル(常設)  
 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

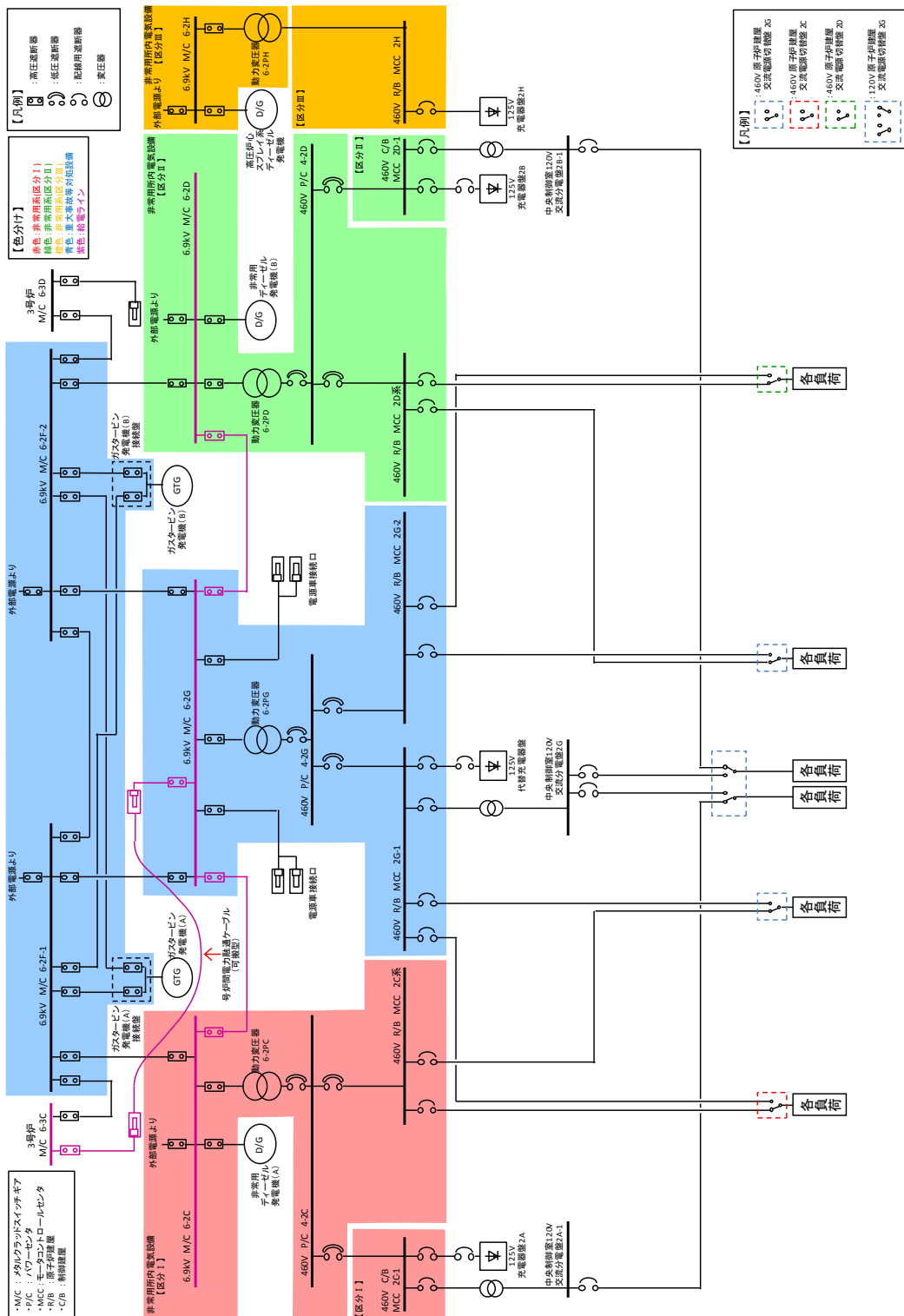


図 57-12-5 号炉間電力融通設備系統図  
 (非常用高圧母線 3C 系～号炉間電力融通ケーブル(可搬型)  
 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

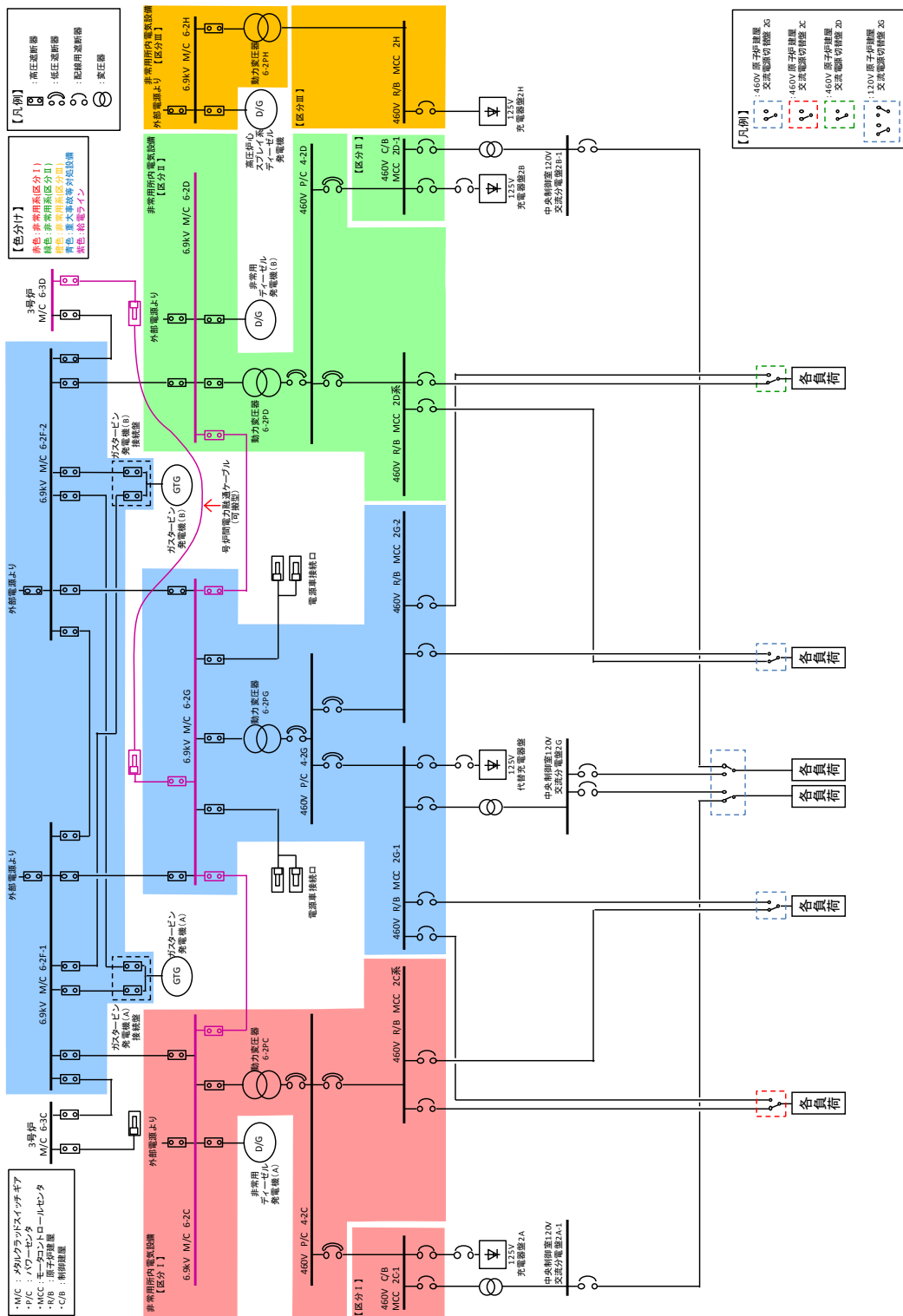


図 57-12-6 号炉間電力融通設備系統図  
 (非常用高圧母線 3D 系～号炉間電力融通ケーブル(可搬型)  
 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)