

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 6 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。

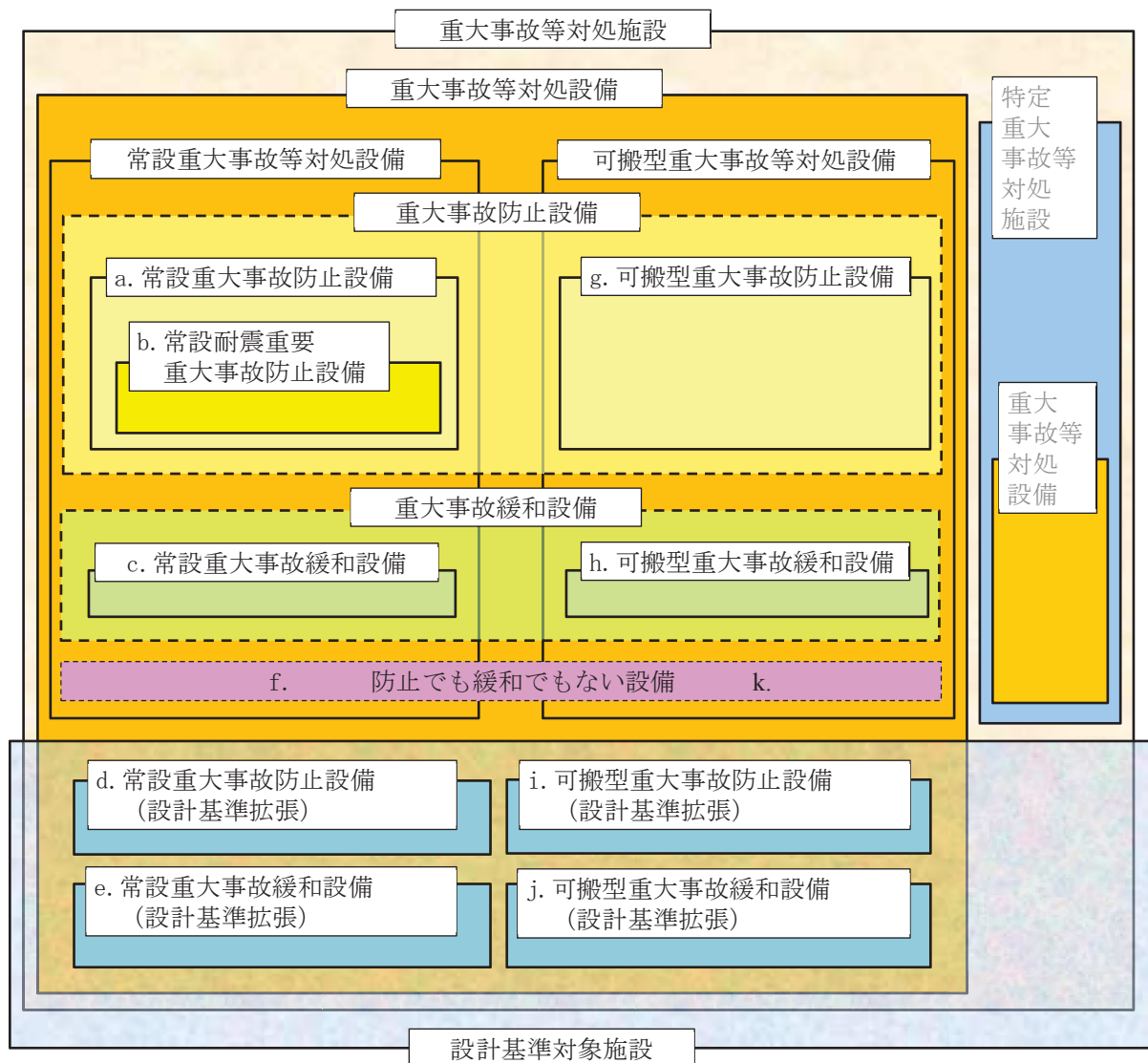


図 1 重大事故等対処設備の分類

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。

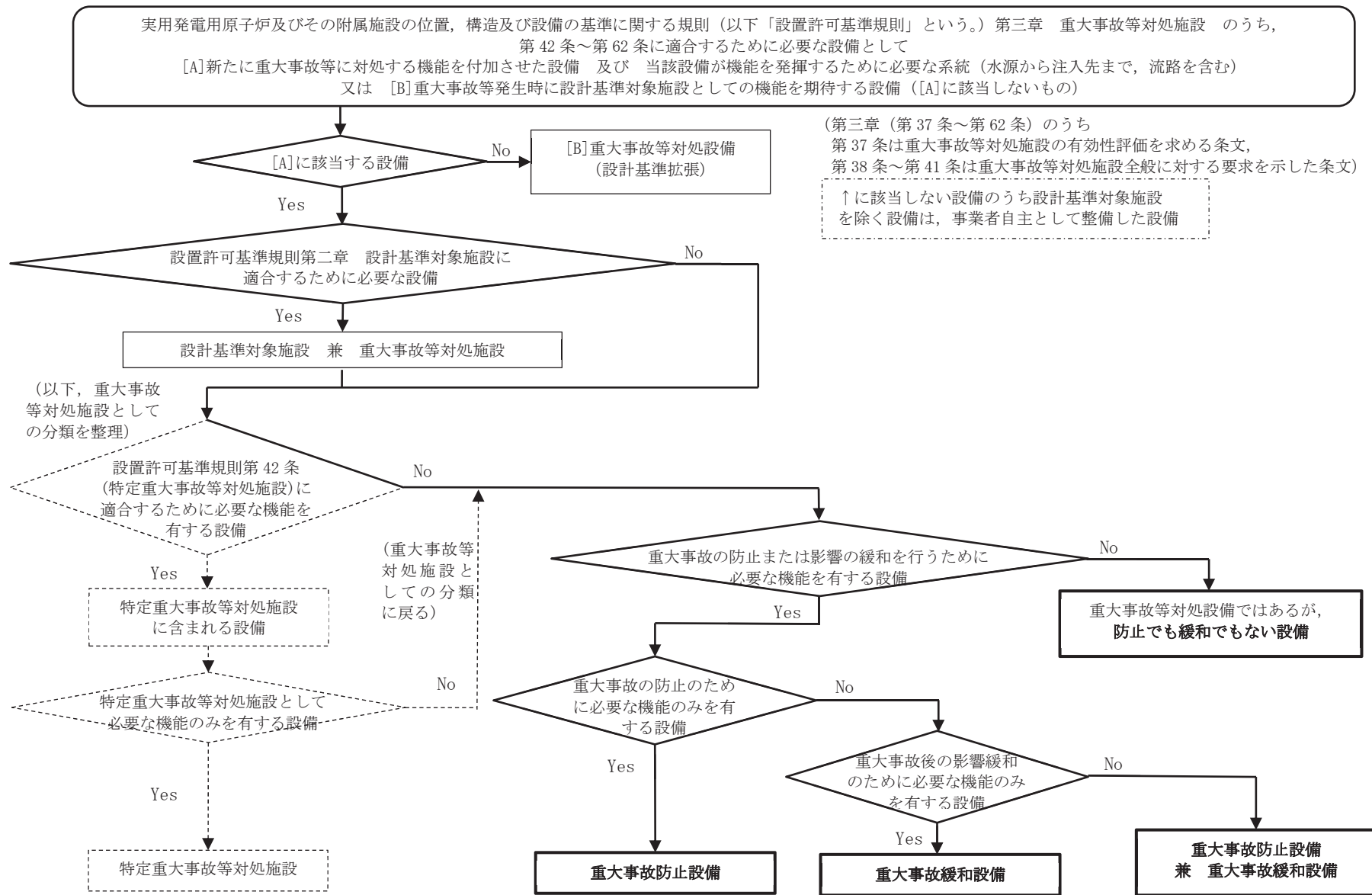


図 2 重大事故等対処設備の選定及び分類フロー

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	常設 可搬型	分類	機器 クラス
アクセスルート確保	ブルドーザ	—	—	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)	—

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		常設 可搬型	分類
代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入	ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1	原子炉保護系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	制御棒			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	制御棒駆動機構			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	—
	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
原子炉再循環ポンプ停止による 原子炉出力抑制	ATWS 緩和設備(代替原子炉再循環 ポンプトリップ機能) ※1	原子炉保護系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ	原子炉保護系 —	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	SA-2
	ほう酸水注入系貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	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 常設重大事故緩和設備	SA-2※2
	原子炉圧力容器[注入先]	その他の設備に記載				
出力急上昇の防止	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 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類			
		設備	耐震 重要度分類		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	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 —	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	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〕			常設	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〕			常設	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※1		
	原子炉圧力容器〔注水先〕			その他の設備に記載				
	復水貯蔵タンク〔水源〕			56 条に記載				

※1 原子炉圧力容器内部構造物を除く

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

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類		常設 可搬型	分類
原子炉隔離時冷却系による 原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイ系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁[流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	主蒸気系配管[流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁[流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	補給水系配管[流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	高圧炉心スプレイ系配管・弁[流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)※1	SA-2
	原子炉冷却材浄化系配管[流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	復水給水系配管・弁・スパーージャ [流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)※1	SA-2※2
	原子炉圧力容器[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))				
	復水貯蔵タンク[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))				
高圧炉心スプレイ系による 原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系ポンプ	(高圧炉心スプレイ系) 原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ[流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)※1	SA-2※2
	補給水系配管[流路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)※1	SA-2
	原子炉圧力容器[注水先]	その他の設備に記載 (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))				
	復水貯蔵タンク[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))				
	サブプレッションチェンバ[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))				
ほう酸水注入系による進展抑制	ほう酸水注入系	44条に記載				

※1 一部は、常設耐震重要重大事故防止設備 兼 常設重大事故緩和設備

※2 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		常設 可搬型	分類
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁	(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ュムレータ	(主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧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) —	(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
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	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)	自動減圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)	44 条に記載				
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	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		常設 可搬型	分類
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	高圧窒素ガスポンベ	(主蒸気逃がし安全弁自動減 圧機能用アキュムレータ)	(S)	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 能用アキュムレータ[流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	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	高圧窒素ガスポンベ	主蒸気逃がし安全弁自動減圧 機能用アキュムレータ	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	ホース・弁[流路]			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
ブローアウトパネル	原子炉建屋ブローアウトパネル	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—

※1 減圧を行う設備ではないが、インターフェイスシステム 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 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類		常設 可搬型	分類
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	残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系 —	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	SA-2
	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
	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**1
	原子炉圧力容器[注水先]	その他の設備に記載				
	復水貯蔵タンク[水源]	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	直流駆動低圧注水ポンプ	残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系	S	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
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ[流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2**1
	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
	原子炉圧力容器[注水先]	その他の設備に記載				
	復水貯蔵タンク[水源]	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 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
低圧代替注水系（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） 低圧炉心スプレイ系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	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 ^{※1}
	原子炉圧力容器〔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〕					

※1 原子炉圧力容器内部構造物を除く

第 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類		常設 可搬型	分類
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	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] ^{※1}			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張） ^{※2}	SA-2 ^{※3}
	原子炉圧力容器[注水先]	その他の設備に記載 （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））				
	サブプレッションチェンバ[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））				
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	残留熱除去系ポンプ	（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード））	(S)	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	残留熱除去系配管・弁[流路]			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張） ^{※2}	SA-2 ^{※3}
	原子炉再循環系配管・ジェットポンプ[流路]			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張） ^{※2}	SA-2 ^{※3}
	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） ^{※2}	SA-2
	原子炉圧力容器[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））				
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ポンプ	（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）	SA-2
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ[流路]			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張） ^{※2}	SA-2 ^{※3}
	原子炉圧力容器[注水先]	その他の設備に記載 （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））				
	サブプレッションチェンバ[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 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 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
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）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）	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	低圧代替注水系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却に記載				

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		常設 可搬型	分類
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	可搬	可搬型重大事故防止設備	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〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	残留熱除去系熱交換器〔流路〕			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）			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	ホース延長回収車			可搬	可搬型重大事故防止設備	—
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器調気系配管・弁〔流路〕	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	S	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〕	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 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉格納容器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	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（原子炉補機冷却海水系を含む）であり、耐震重要度分類はいずれも S				
	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・窒素供給用ヘッダ・接続口 [流路]					
	原子炉格納容器調気系配管・弁 [流路]					
	ホース・注水用ヘッダ・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]	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（うち、重大事故防止設備）				
淡水貯水槽（No.2） [水源]						

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	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉停止時冷却	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	47 条に記載				
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				
サブプレッションチェンバール水冷却	残留熱除去系（サブプレッ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	（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	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	原子炉補機冷却海水ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレナ・サージタンク [流路]			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）※1	SA-2
	原子炉補機冷却水系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	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	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	（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））	(S)	常設	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	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系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレナ・サージタンク [流路]			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
非常用取水設備	取水口	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））				
	取水路					
	海水ポンプ室					

※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		常設 可搬型	分類
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）	残留熱除去系（格納容器スプレ イ冷却モード） —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	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
	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]	56 条に記載 （水源としては海も使用可能）				
残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード）による 原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系ポンプ	（残留熱除去系（格納容器ス プレイ冷却モード））	(S)	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	残留熱除去系配管・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
	スプレイ管[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））				
	サブプレッションチェンバ[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（サブプレッ ションプール水冷却モード） によるサブプレッションチェ ンバプール水の冷却	残留熱除去系ポンプ	（残留熱除去系（サブプレッ ションプール水冷却モード））	(S)	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	残留熱除去系配管・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））				
	サブプレッションチェンバ[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））				
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					

※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]					
	サブプレッションチェンバ[水源]	56 条に記載				
	非常用取水設備	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	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・窒素供給用ヘッダ・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		
	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		常設 可搬型	分類
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	常設重大事故緩和設備	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
	高圧炉心スプレイ系配管・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]					
溶融炉心の落下遅延又は防 止	高圧代替注水系				45条に記載	
	ほう酸水注入系				44条に記載	
	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)				47条に記載	
	低圧代替注水系(可搬型)					

第 52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類		常設 可搬型	分類
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	(設計基準対象施設)	—
可搬型窒素ガス供給装置に よる原子炉格納容器内の不 活性化	可搬型窒素ガス供給装置	—	—	可搬	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	常設重大事故緩和設備	SA-2
	原子炉格納容器 [注入先]			その他の設備に記載 (うち, 重大事故緩和設備)		

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

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
原子炉格納容器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	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					
	フィルタ装置出口水素濃度 ^{※1}	58 条に記載（うち、重大事故緩和設備）				
	フィルタ装置出口放射線モニタ ^{※1}					
	可搬型窒素ガス供給装置	50 条に記載（うち、重大事故緩和設備）				
	大容量送水ポンプ（タイプ I）					
	ホース延長回収車					
	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口〔流路〕					
	原子炉格納容器調気系配管・弁〔流路〕					
	ホース・注水用ヘッダ・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	56 条に記載（うち、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〕					
	淡水貯水槽（No. 1）〔水源〕					
淡水貯水槽（No. 2）〔水源〕						
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}			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		常設 可搬型	分類
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	常設重大事故緩和設備	—
	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	—
	原子炉建屋原子炉棟〔流路〕	その他の設備に記載				
原子炉建屋内の水素濃度監視	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		常設 可搬型	分類
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への注水	大容量送水ポンプ（タイプ I）	残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給） 燃料プール冷却浄化系 燃料プール補給水系	S B B	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	ホース延長回収車			可搬	可搬型重大事故防止設備	—
	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	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〕					
燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水	大容量送水ポンプ（タイプ I）	残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給） 燃料プール冷却浄化系 燃料プール補給水系	S B B	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	ホース延長回収車			可搬	可搬型重大事故防止設備	—
	ホース・注水用ヘッド〔流路〕			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	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		常設 可搬型	分類
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・注水用ヘッダ[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）				
	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）	55 条に記載				
	ホース延長回収車					
	ホース[流路]					
	放水砲					
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 常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）※1	燃料貯蔵プール水温度 使用済燃料プール水位／温度 （ガイドパルス式）	B S			常設
	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	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 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	C C 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	—
	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		常設 可搬型	分類
重大事故等時における使用 済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ	残留熱除去系（燃料プール水の冷却） （燃料プール冷却浄化系）	S (B)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	燃料プール冷却浄化系熱交換器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	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]			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[水源][注水先]	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）				
	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	可搬	可搬型重大事故防止設備	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]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	燃料プール冷却浄化系熱交換器[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1）			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	ホース延長回収車			可搬	可搬型重大事故防止設備	—
非常用取水設備	取水口	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）				
	取水路					
	海水ポンプ室					

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	—
	放水砲			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
海洋への放射性物質の拡散 抑制	放射性物質吸着材	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	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となる水の供給設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類		常設 可搬型	分類
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	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵タンク) —	(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
	サブプレッションチェンバ			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	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	—
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	44 条に記載				
水の供給	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	その他の設備に記載				
	取水路					
	海水ポンプ室					

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

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		常設 可搬型	分類
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	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	—
	ガスタービン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 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]			常設	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	—
	ガスタービン発電機～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
可搬型代替交流電源設備による給電	電源車	非常用交流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	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			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 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]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	ホース[燃料流路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	電源車～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]			常設	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]	常設	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		常設 可搬型	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	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				常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
	125V 充電器盤 2A				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 充電器盤 2B				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 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 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]				—	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
常設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	—	
	250V 蓄電池				常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	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～250V 直流主母線盤 電路[電路]				—	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
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	—
	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			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 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]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	ホース[燃料流路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	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	—
	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		常設 可搬型	分類
代替所内電気設備による給電	ガスタービン発電機接続盤	非常用所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急用高圧母線 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	(非常用高圧母線 2C 系) (非常用高圧母線 2D 系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用高圧母線 2D 系	非常用所内電気設備 (2H 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	—

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		常設 可搬型	分類
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) —	(S) —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	非常用ディーゼル発電設備燃料 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 常設重大事故緩和設備	—
	非常用ディーゼル発電設備燃料 デイトank			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 常設重大事故緩和設備	—
	非常用ディーゼル発電機～非常 用高压母線 2C 系及び非常用高压 母線 2D 系電路[電路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
高压炉心スプレイ系用交流 電源設備	高压炉心スプレイ系ディーゼル 発電機	(高压炉心スプレイ系用交流 電源設備) —	(S) —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	高压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 常設重大事故緩和設備	—
	高压炉心スプレイ系ディーゼル 発電設備燃料デイトank			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	非常用高压母線 2H 系			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	高压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 常設重大事故緩和設備	—
	高压炉心スプレイ系ディーゼル 発電機～非常用高压母線 2H 系電 路[電路]			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
高压炉心スプレイ系用直流 電源設備	125V 蓄電池 2H	(高压炉心スプレイ系用直流 電源設備)	(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)	—
	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		常設 可搬型	分類
燃料補給設備	軽油タンク	(軽油タンク) 非常用ディーゼル発電設備燃 料移送ポンプ 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 —	(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	—
	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			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 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]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	ホース[燃料流路]			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—

第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震 重要度分類		常設 可搬型	分類
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 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	C S 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	—
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 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 原子炉圧力容器温度 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	S — S C 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	—
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 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 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 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） 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 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 — S S B B — — 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	—

※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		常設 可搬型	分類
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	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	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)	—
	高圧炉心スプレー系ポンプ 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ーライ 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	—
	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	—
	低圧炉心スプレー系ポンプ 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		常設 可搬型	分類
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量	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	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	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	—
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	常設 可搬型	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			
高圧炉心スプ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		—				
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				
原子炉格納容器下部水位	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	—	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	—			
		主要パラメータの他チャンネル	—			
ドライウェル水位	原子炉格納容器下部注水流量	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	—			
		主要パラメータの他チャンネル	—			

※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		常設 可搬型	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 平均出力領域モニタ	S 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	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 サブプレッションプール水温度 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		常設 可搬型	分類
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	—
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	ドライウエル圧力 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ンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置水温度	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置出口水素濃度	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ンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化ベント系)	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	—
	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	—
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 サブプレッションプール水温度 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		常設 可搬型	分類
格納容器バイパスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル	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	主要パラメータの他チャンネル 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)	ドライウエル温度	主要パラメータの他の検出器 ドライウエル圧力	C 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	—
格納容器バイパスの監視 (原子炉建屋内の状態)	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口 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)	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口 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 原子炉隔離時冷却系ポンプ 出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ 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) 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	— S S B 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	—

※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	常設 可搬型	分類	機器 クラス
水源の確保 (つづき)	復水貯蔵タンク水位	高压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 高压炉心スプレイ系ポンプ出口 圧力 復水移送ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧 力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	— S S B — 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	—
	圧力抑制室水位	主要パラメータの他チャンネル 代替循環冷却ポンプ出口流量 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 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 残留熱除去系ポンプ出口圧力	C — S 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	—
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合装置動作 監視装置	— —	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の酸素濃 度	格納容器内雰囲気酸素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	S S S C C	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の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	常設 可搬型	分類	機器 クラス
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位／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	B — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料プール水位／温度 (ガイドパルス式)	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) 使用済燃料プール監視カメラ	— — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料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) 使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式) 使用済燃料プール監視カメラ	— 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	—
	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)	— B —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
発電所内の通信連絡	安全パラメータ表示システム(SPDS)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	可搬型計測器	各計器	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—

※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		常設 可搬型	分類
その他※3	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	代替高压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		常設 可搬型	分類
その他※3	125V 直流主母線 2A 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 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		常設 可搬型	分類
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室) —	(S) —	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室遮蔽	(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	(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			常設	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
	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 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類		常設 可搬型	分類
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)	—
	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]	62 条に記載				
データ表示装置(待避所)	—					
照明の確保	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	—
	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	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類		常設 可搬型	分類
モニタリングポストの代替 測定	可搬型モニタリングポスト	モニタリングポスト	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ処理装置 [伝送路]			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
放射能観測車の代替測定	可搬型ダスト・よう素サンプラ※1	放射能観測車	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	γ線サーベイメータ※1			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	β線サーベイメータ※1			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
気象観測設備の代替測定	代替気象観測設備	気象観測設備	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ処理装置 [伝送路]			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備 可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	電離箱サーベイメータ※1			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	小型船舶			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ処理装置 [伝送路]			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
放射性物質濃度（空気中・ 水中・土壌中）及び海上モ ニタリング	可搬型ダスト・よう素サンプラ※1	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	γ線サーベイメータ※1			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	β線サーベイメータ※1			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	α線サーベイメータ※1			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	小型船舶			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
モニタリングポストの代替 交流電源からの給電	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 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 (空気ボン ベ)			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リアモニ 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 (うち, 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 61 条 緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		
		設備	耐震 重要度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス	
電源の確保 (緊急時対策所)	ガスタービン発電機	57 条に記載					
	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						
	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]						
	ガスタービン発電機接続盤						
	緊急用高圧母線 2F 系						
	電源車	非常用交流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	
	緊急時対策所軽油タンク			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	SA-2	
	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]			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	
	緊急時対策所用高圧母線 J 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	—	
	ガスタービン発電機～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	—	

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	常設 可搬型	分類	機器 クラス
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム (SPDS)	62 条に記載				
通信連絡 (緊急時対策所)	トランシーバ (固定)	62 条に記載				
	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]						

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]	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]			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	常設 可搬型	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 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震 重要度分類		常設 可搬型	分類
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
	原子炉建屋原子炉棟	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
非常用取水設備	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	—

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	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	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	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

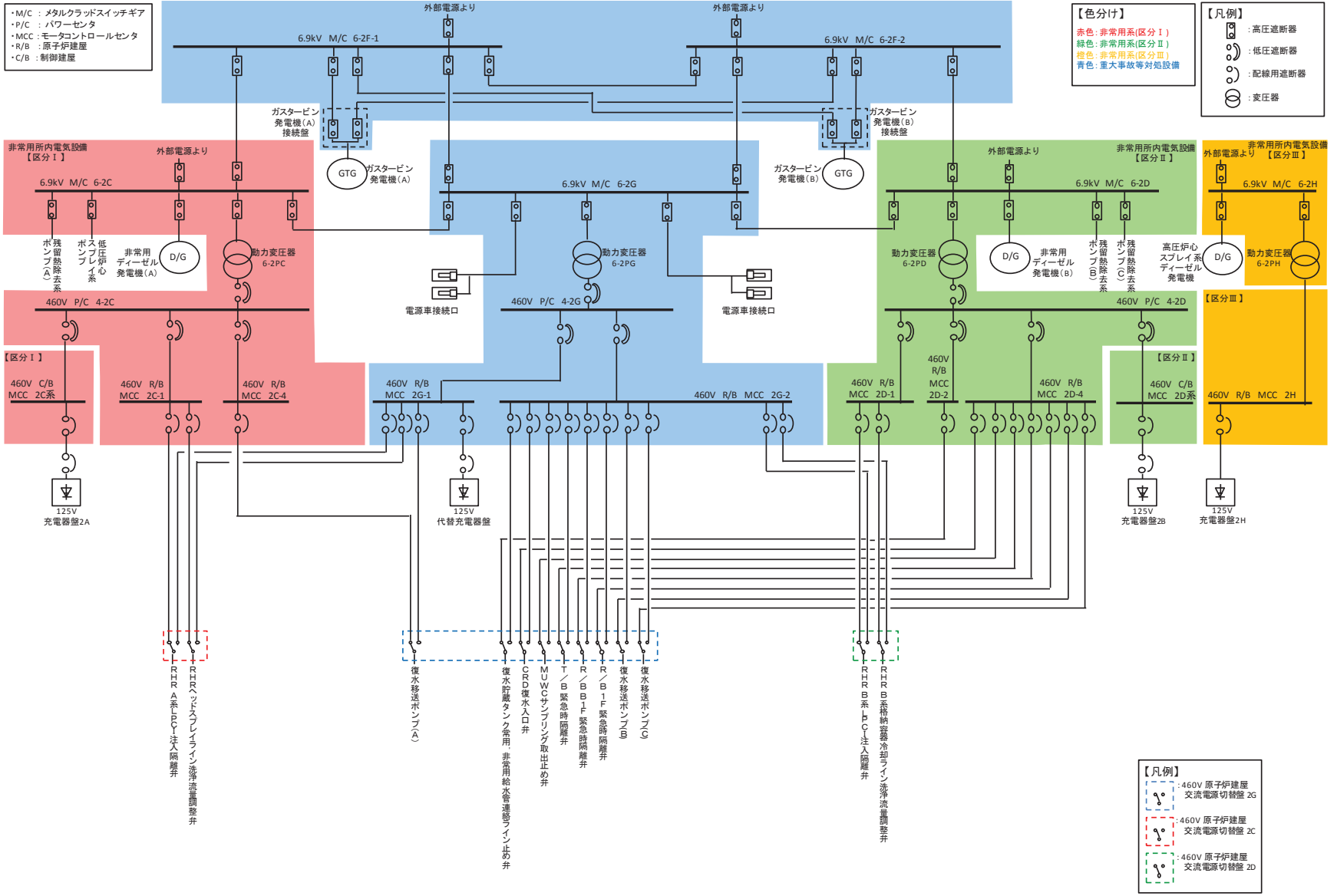
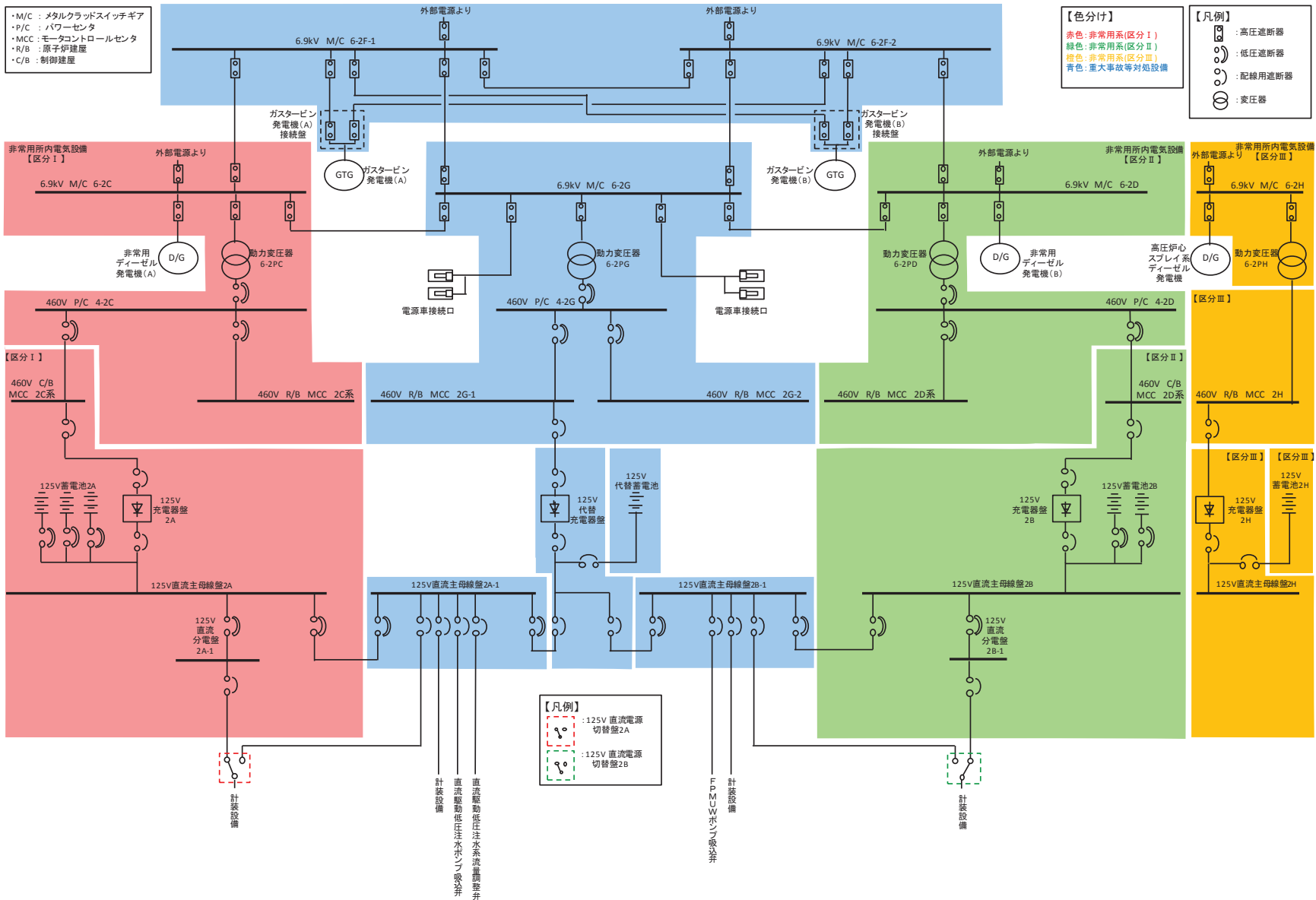


図 47-2-1 低圧代替注水に係る交流電源単線結線図



・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モータコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

【色分け】
 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 青色: 重大事故等対処設備

【凡例】
 : 高圧遮断器
 : 低圧遮断器
 : 配線用遮断器
 : 変圧器

図 47-2-2 低圧代替注水に係る直流電源単線結線図 (125V)

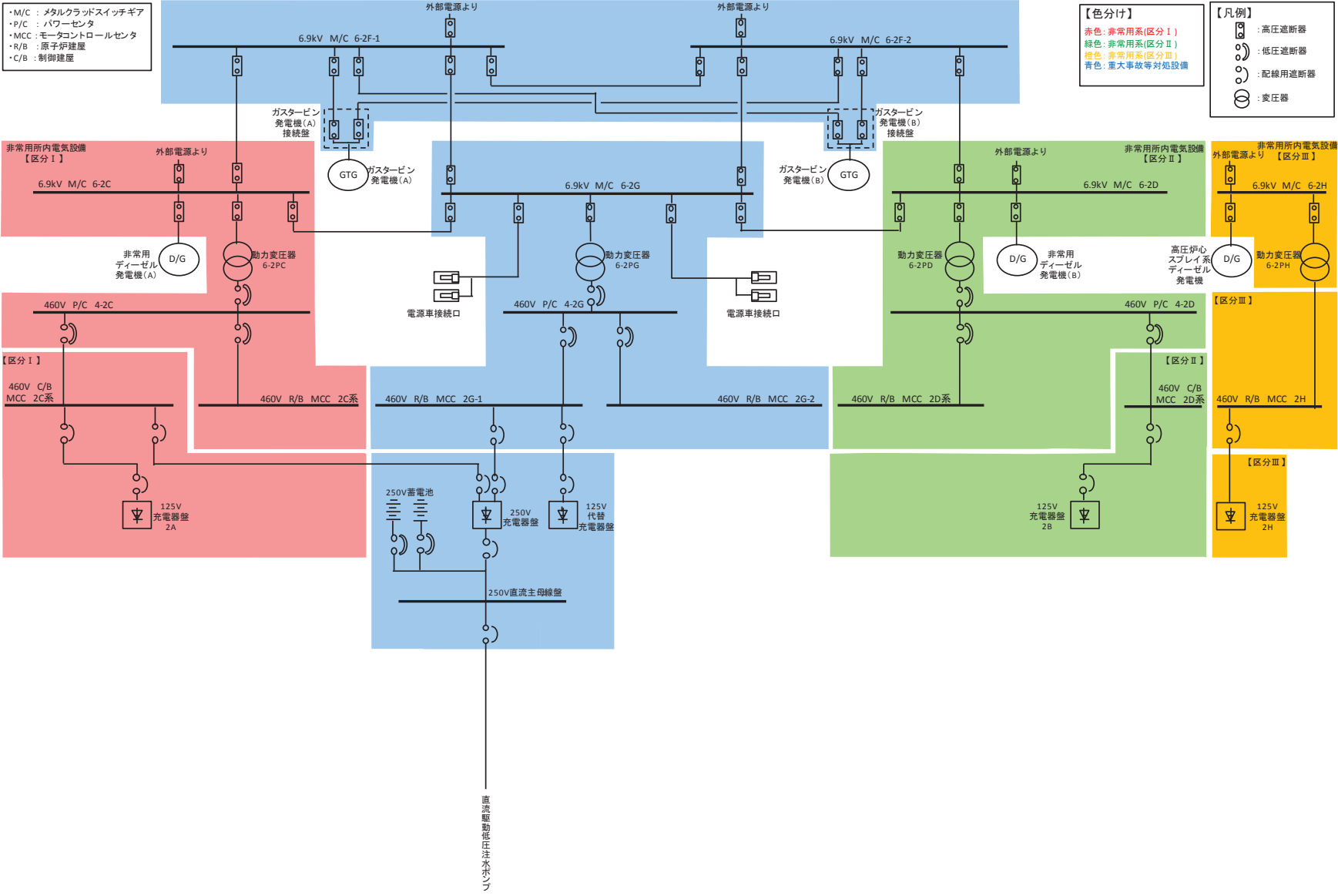




図 47-2-3 低圧代替注水に係る直流電源単線結線図 (250V)

47-3
配置図

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備

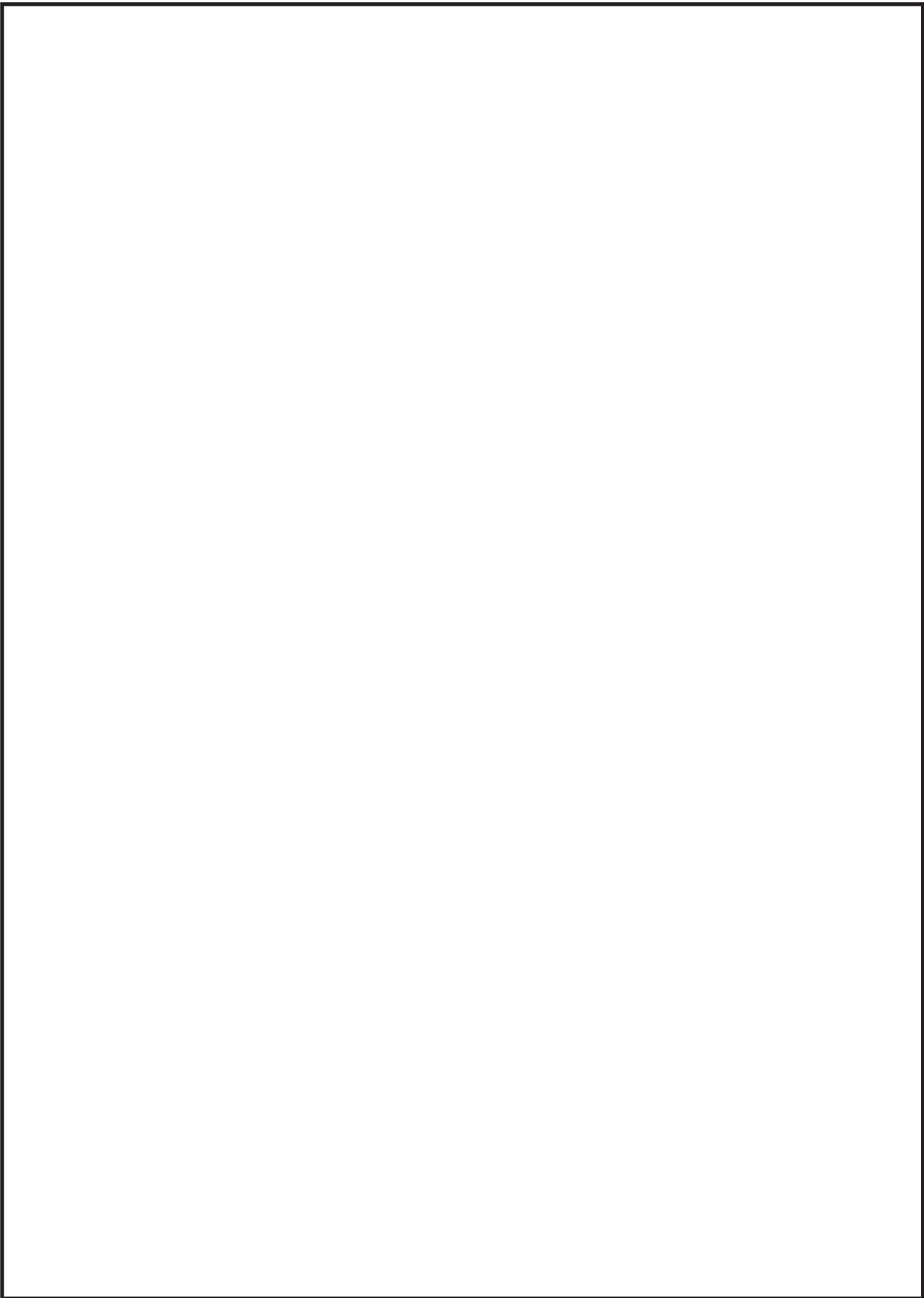


図 47-3-1 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

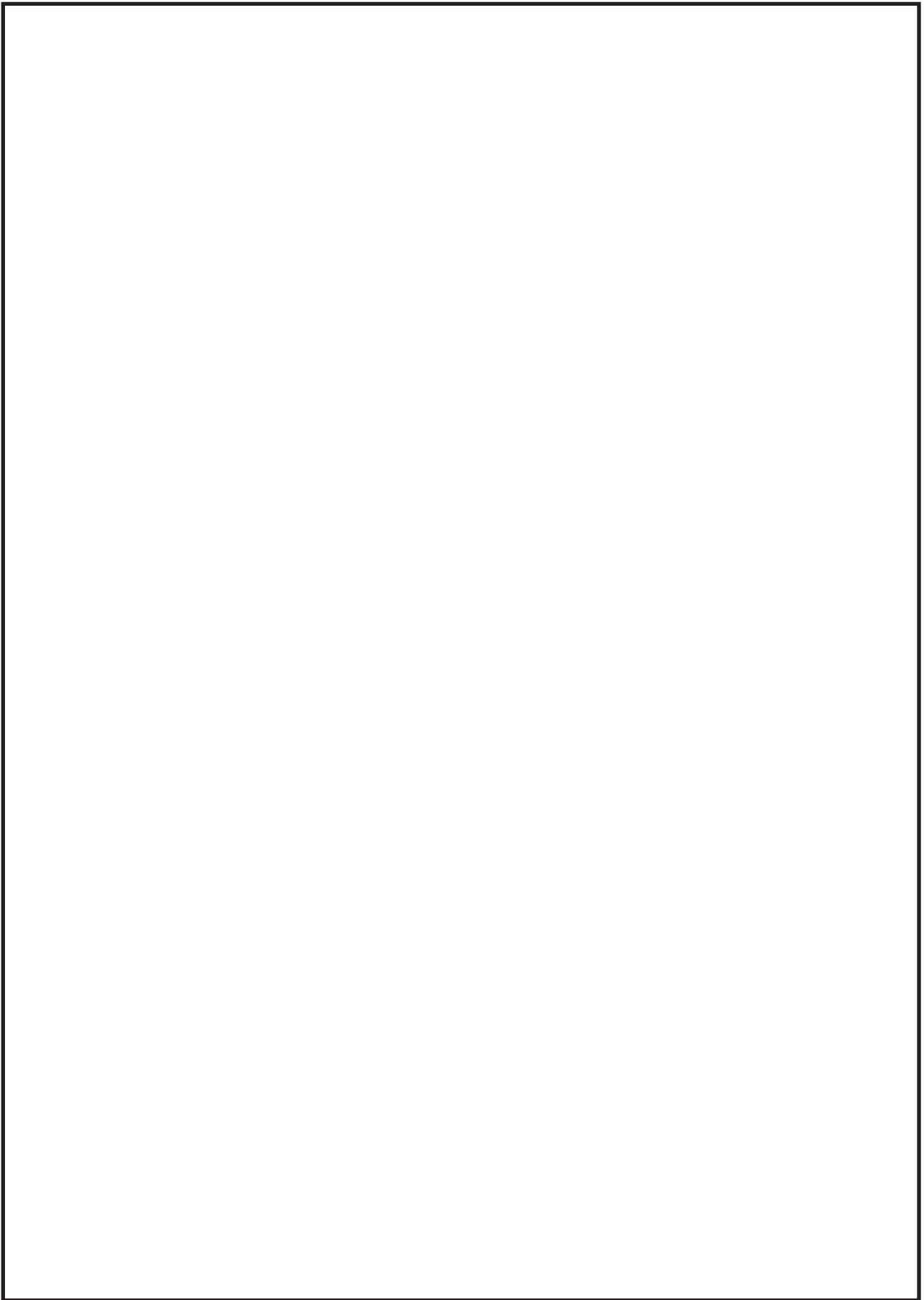


図 47-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

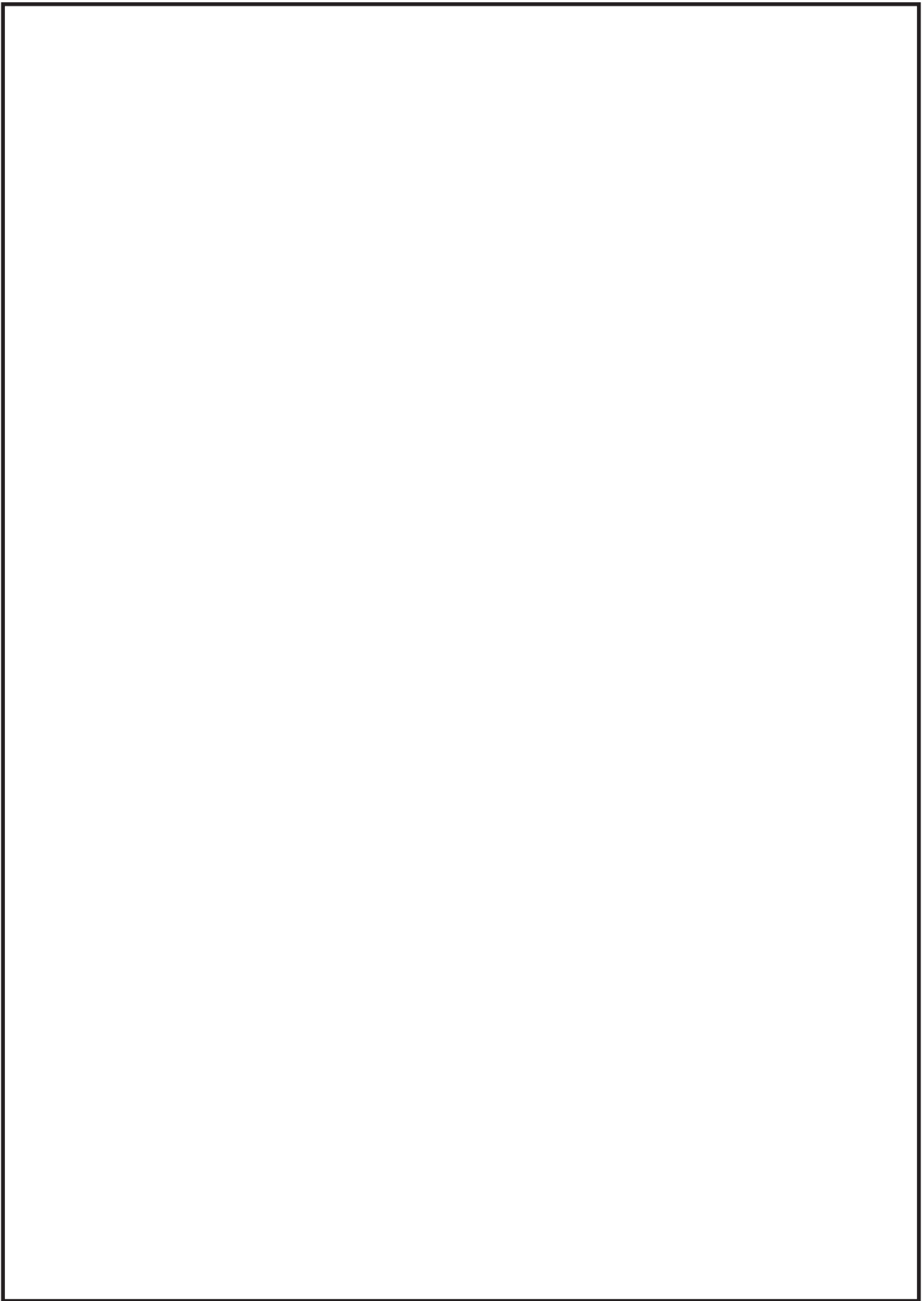


図 47-3-3 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

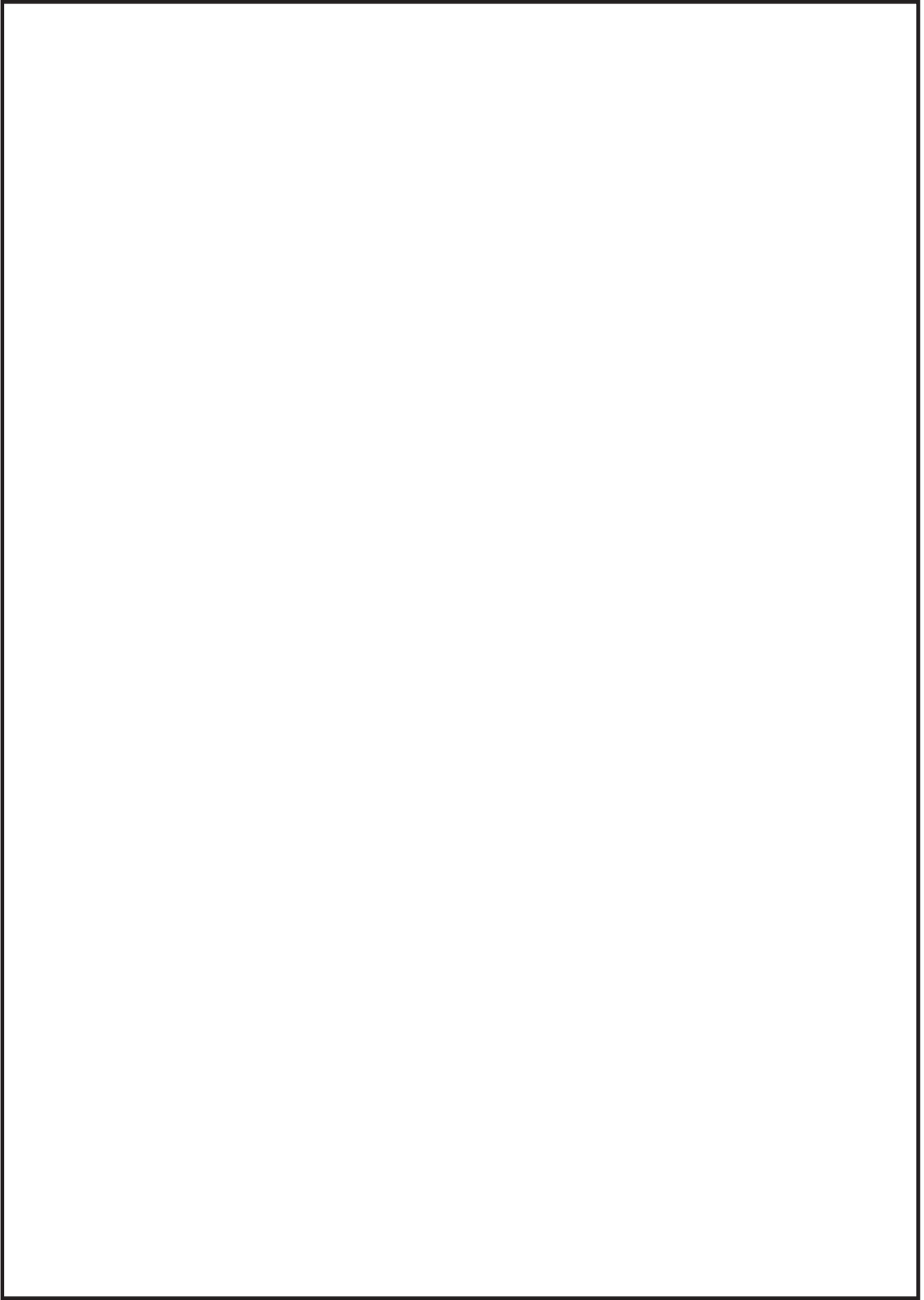


図 47-3-4 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

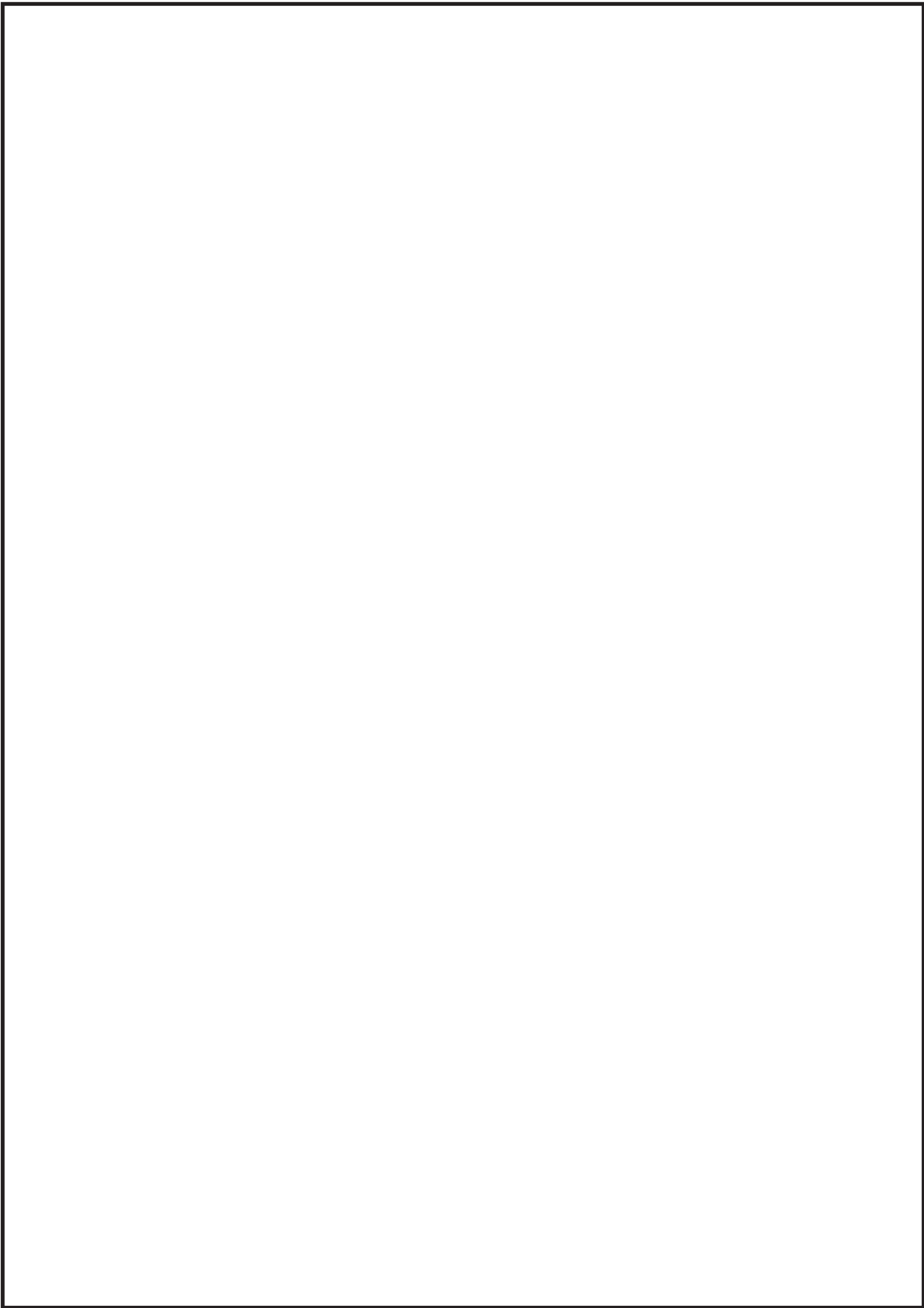


図 47-3-5 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

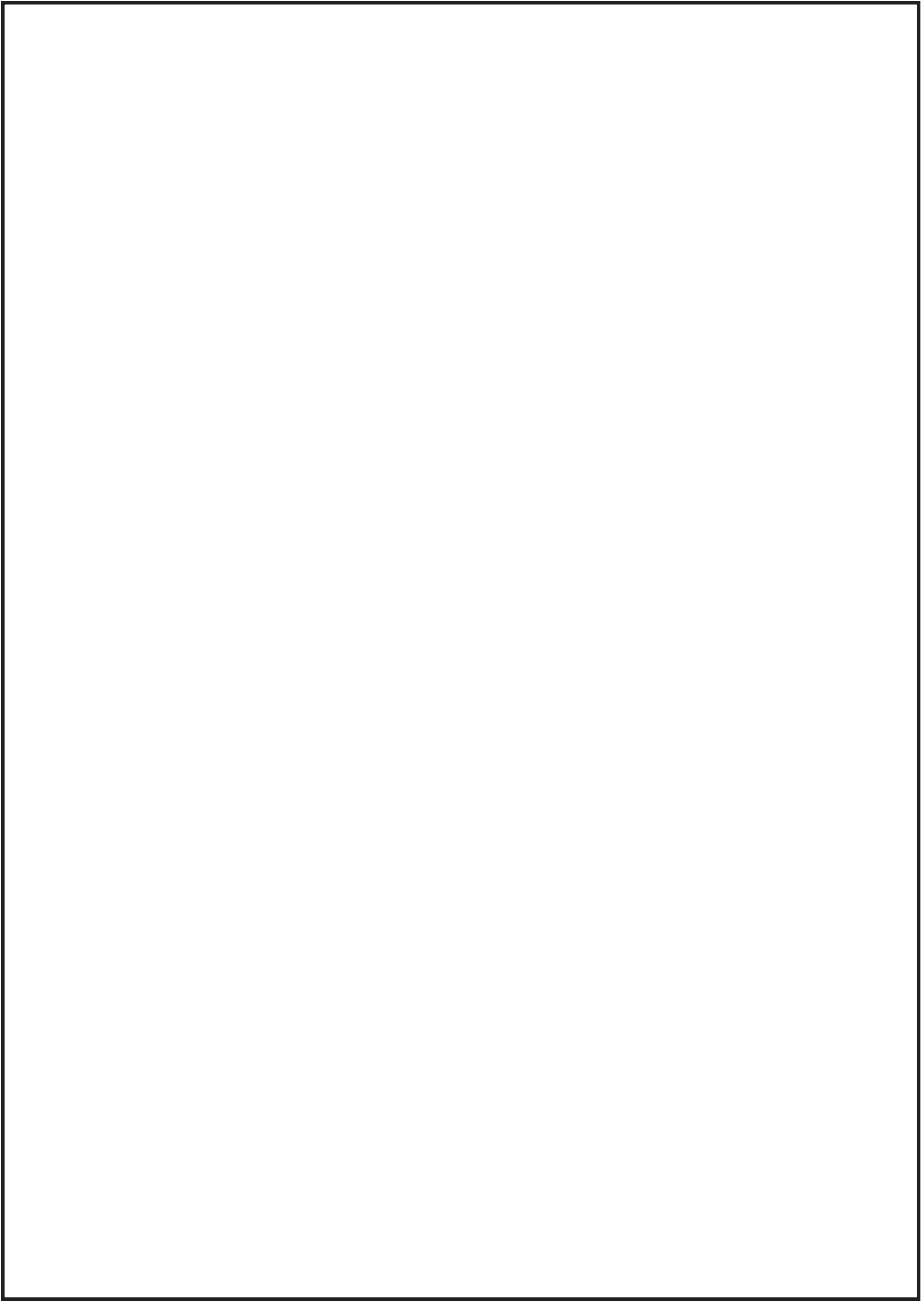


図 47-3-7 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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	

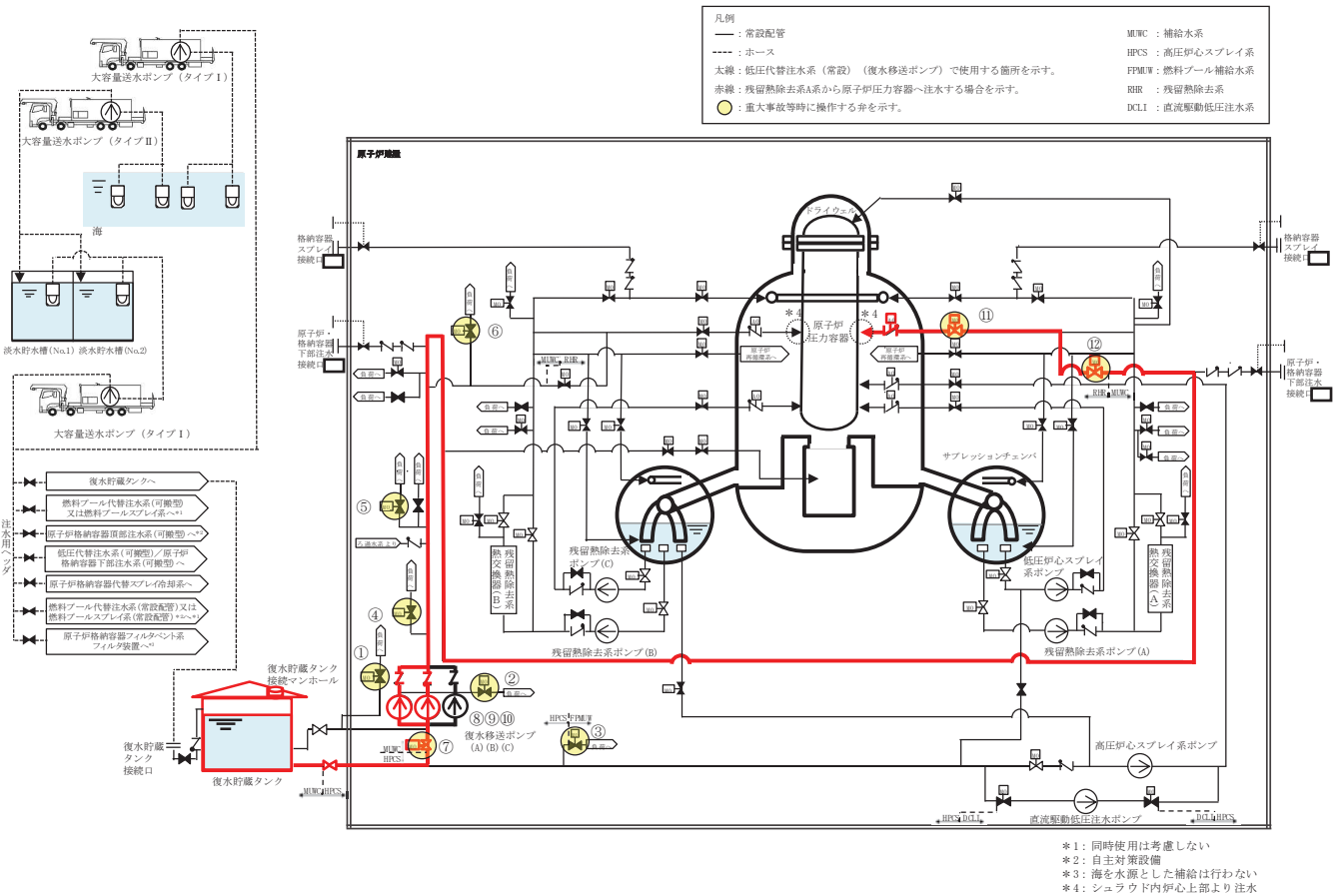


図 47-4-1 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 系統概要図

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

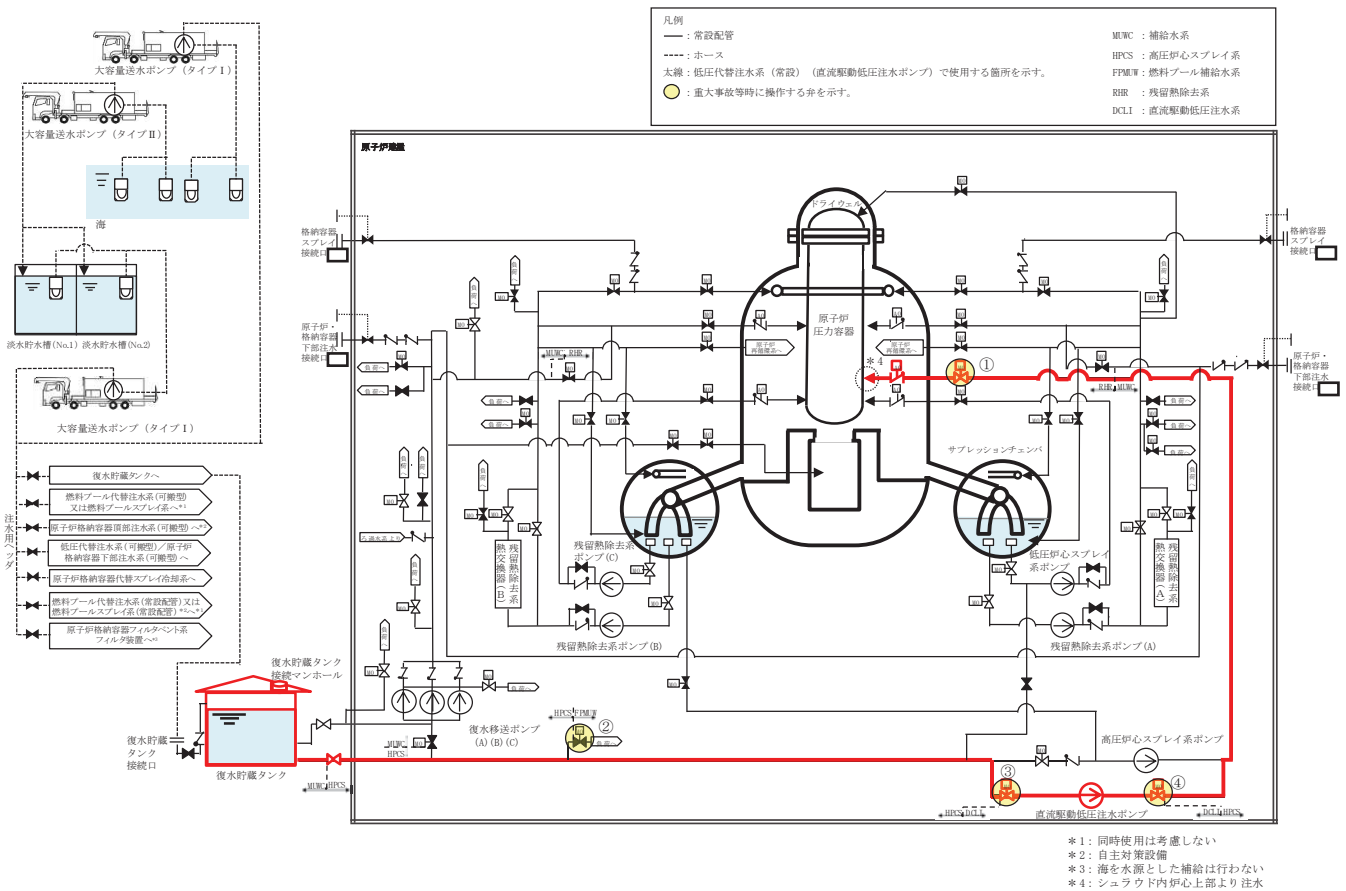


図 47-4-2 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) 系統概要図

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	

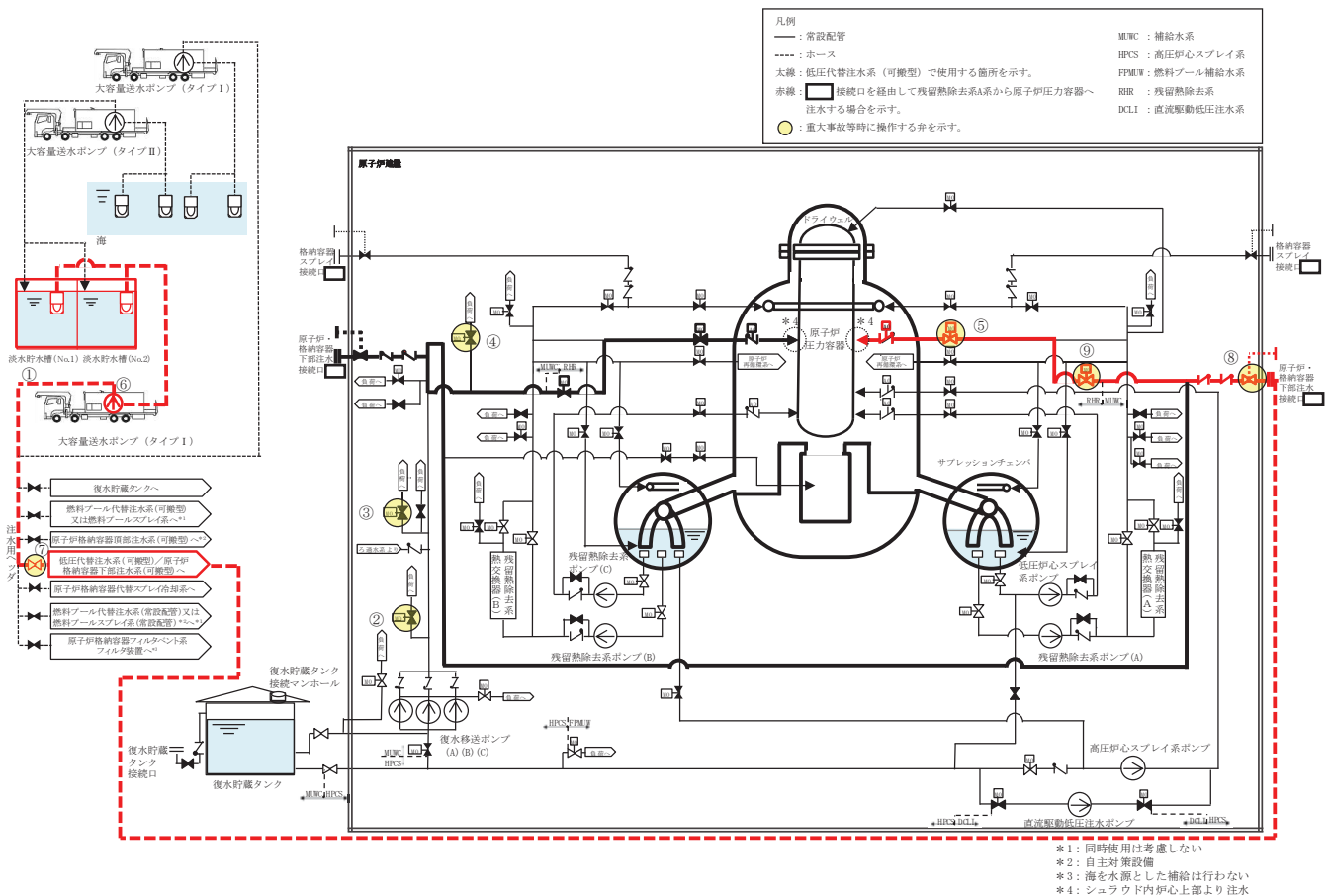


図 47-4-3 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図
 (原子炉・格納容器下部注水接続口 □ から残留熱除去系 A 系を経由して原子炉圧力容器へ注水する場合)

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 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	

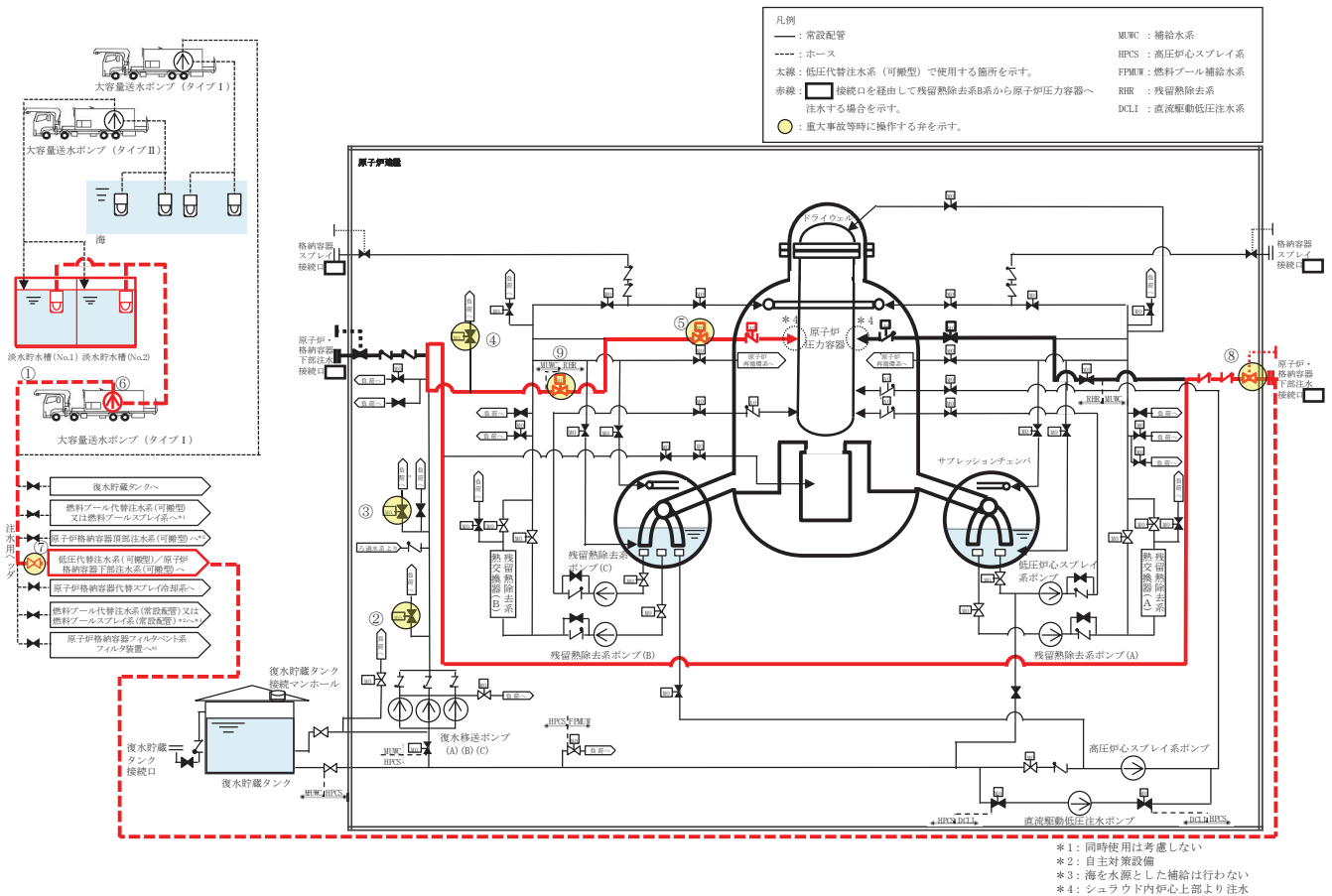


図 47-4-4 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図

(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	

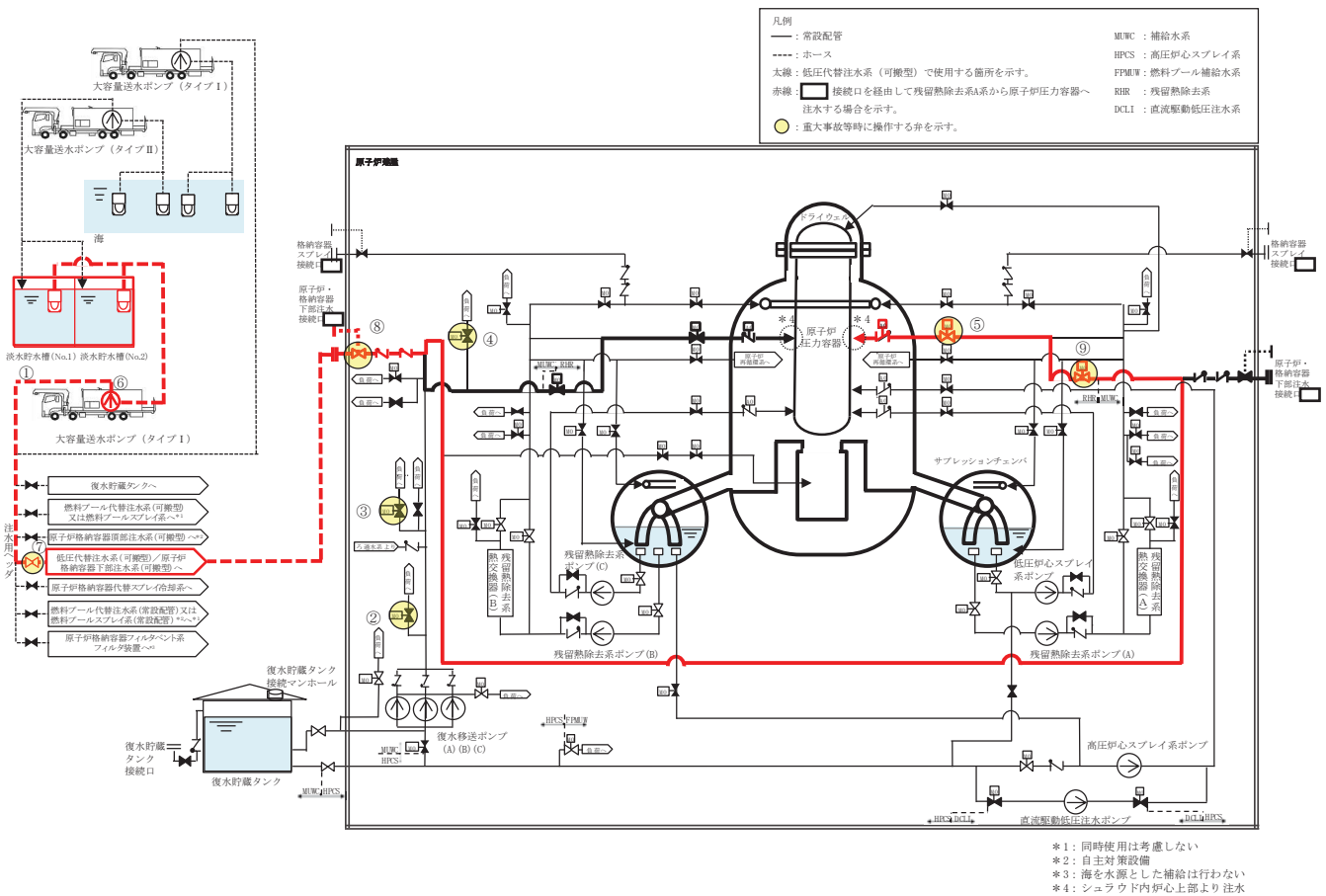


図 47-4-5 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図

(原子炉・格納容器下部注水接続口 □ から残留熱除去系 A 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

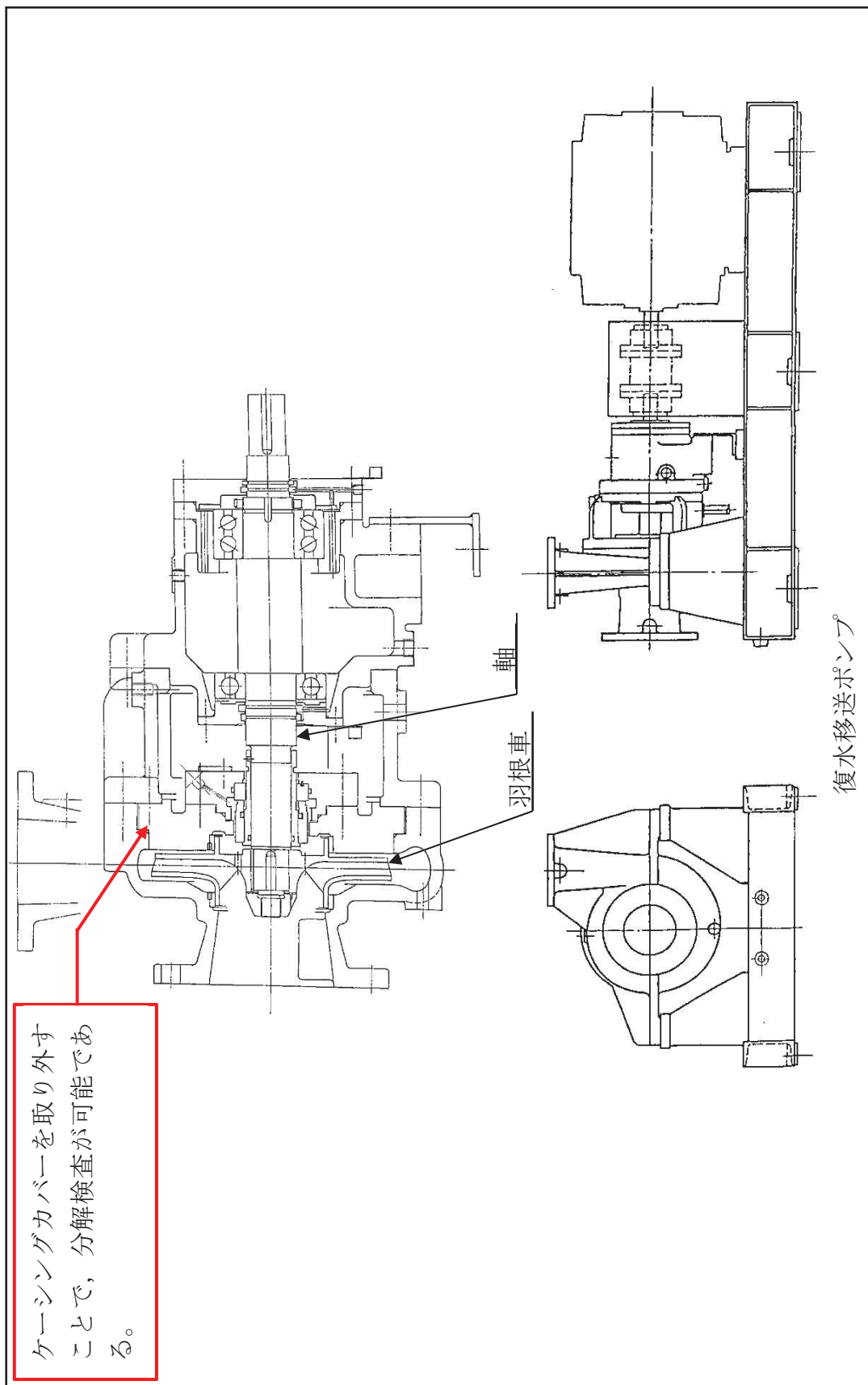


図 47-5-1 構造図 (復水移送ポンプ)

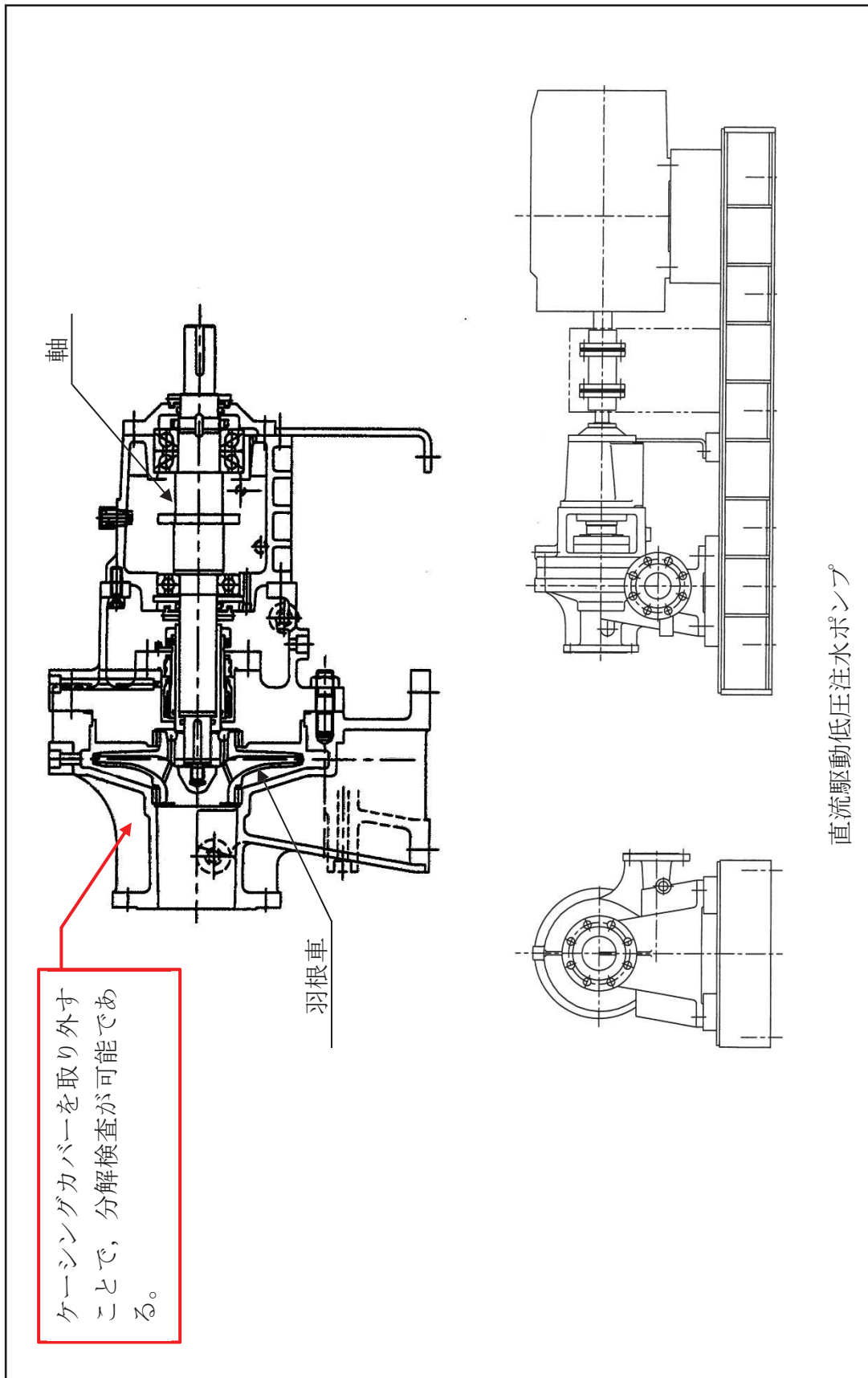
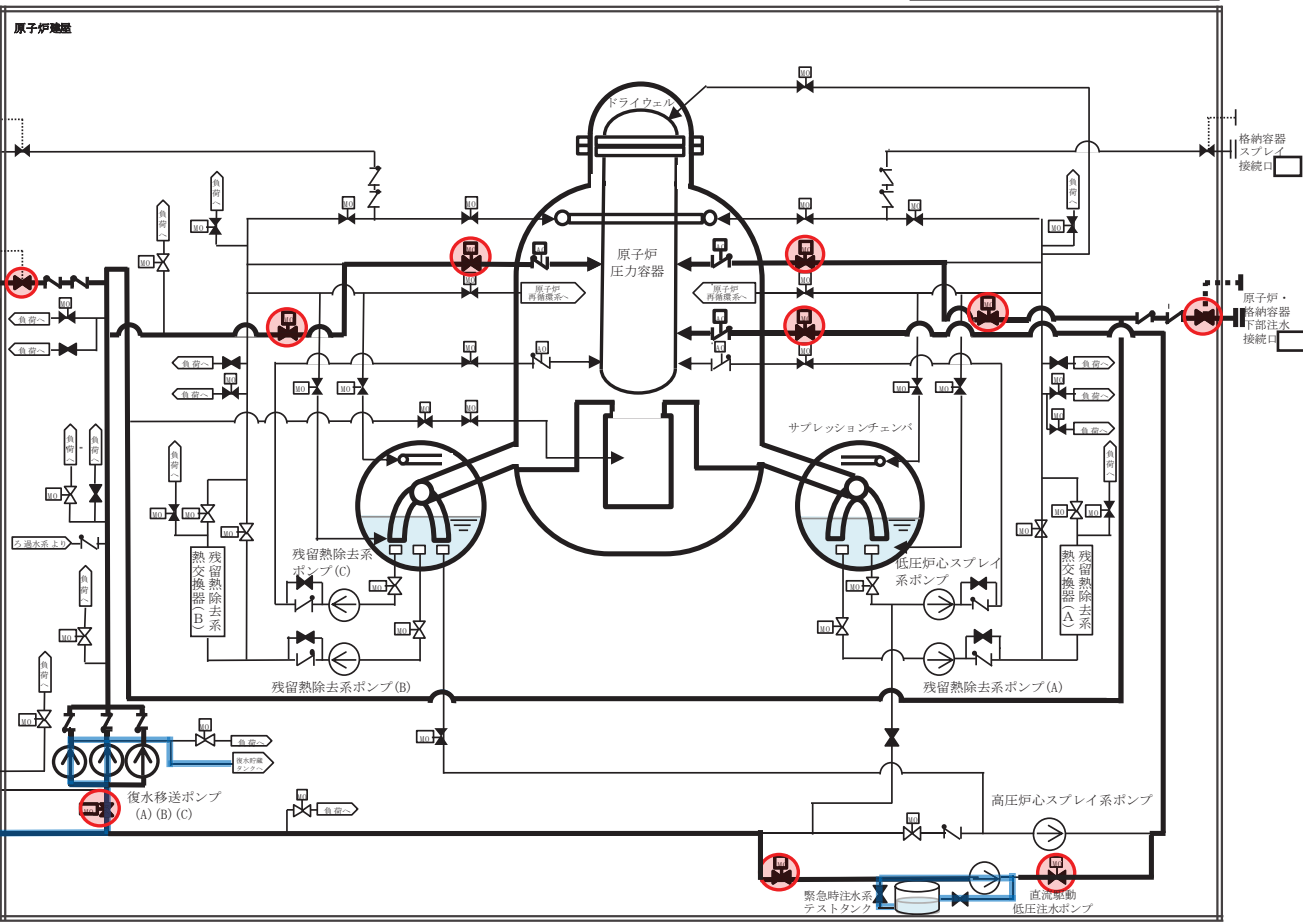
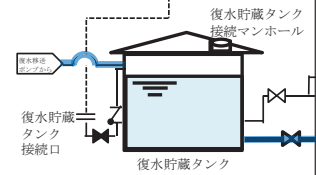
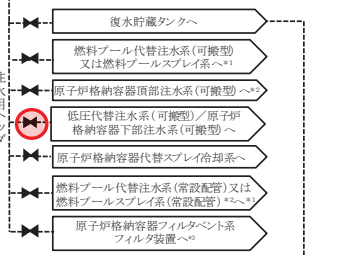
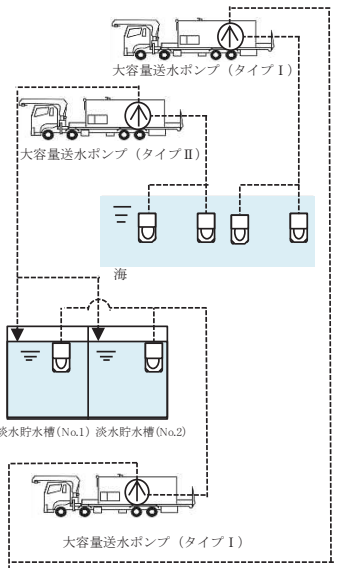
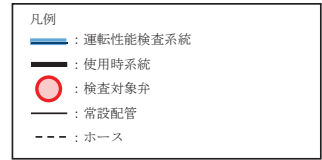


図 47-5-2 構造図 (直流駆動低圧注水ポンプ)



- * 1 : 同時使用は考慮しない
- * 2 : 自主対策設備
- * 3 : 海を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。

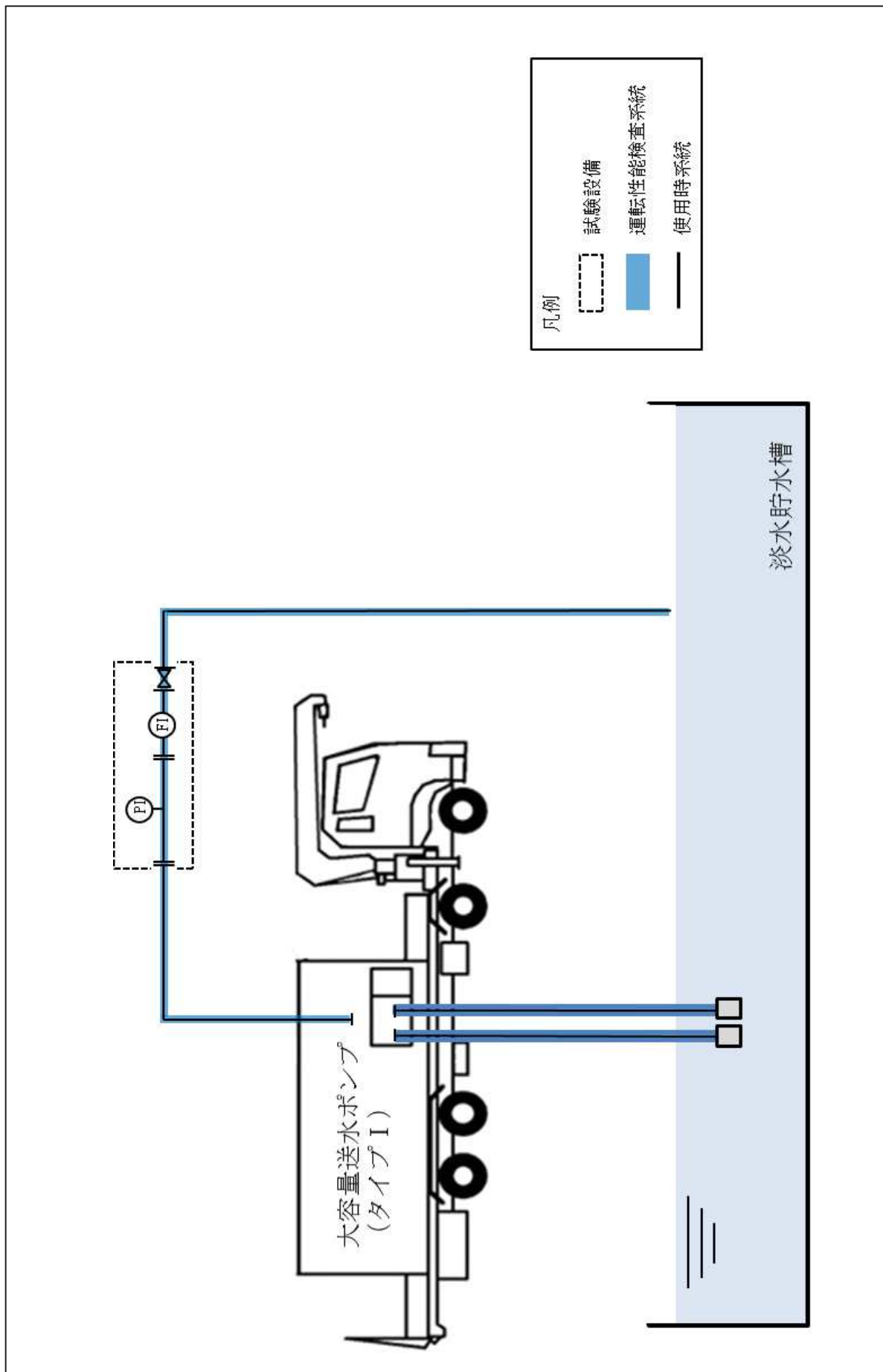


図 47-5-4 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

47-6
容量設定根拠

名 称		復水移送ポンプ
容量	m ³ /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経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 台で溶融炉心を冷却する場合の容量 35m³/h/個以上 (注 4) / 100 m³/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、「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、復水移送ポンプ 1 台運転で 35m³/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 120m³/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 m³/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 145m³/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 m³/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 m³/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 35m³/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 120m³/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)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 120

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

η : 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 145m³/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。

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

- P : 必用軸動力 (kW)
ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
Q : 容量 (m³/h) = 72.5
H : 揚程 (m) = 93.4 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)
η : 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。

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

- P : 必用軸動力 (kW)
ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
Q : 容量 (m³/h) = 50
H : 揚程 (m) = 95.6 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)
η : 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。

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

P : 必用軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/h) = 35

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

η : 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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

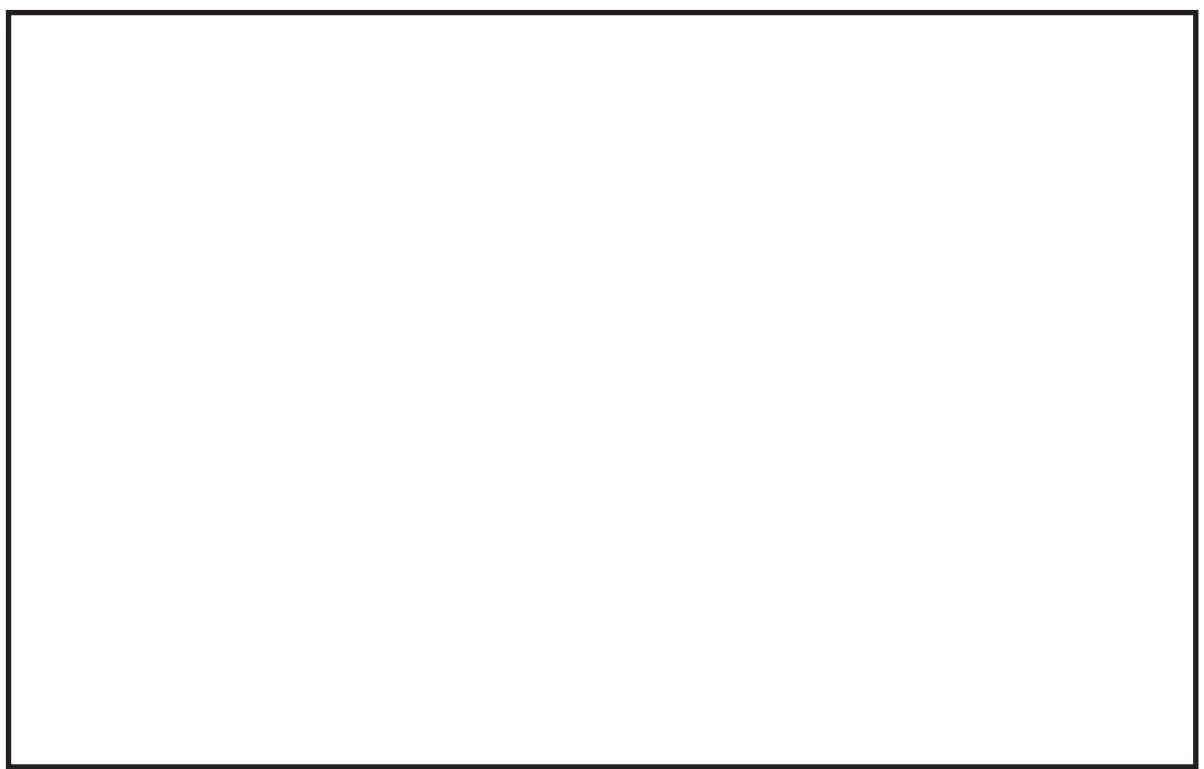


図 47-6-1 復水移送ポンプ性能曲線

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 ³ /h	35m ³ /h	50m ³ /h	72.5m ³ /h	120m ³ /h	130m ³ /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 ³ /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 82m³/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82m³/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82m³/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)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 82

H : 揚程 (m) = 75 (図 47-6-2 参照)

η : 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。

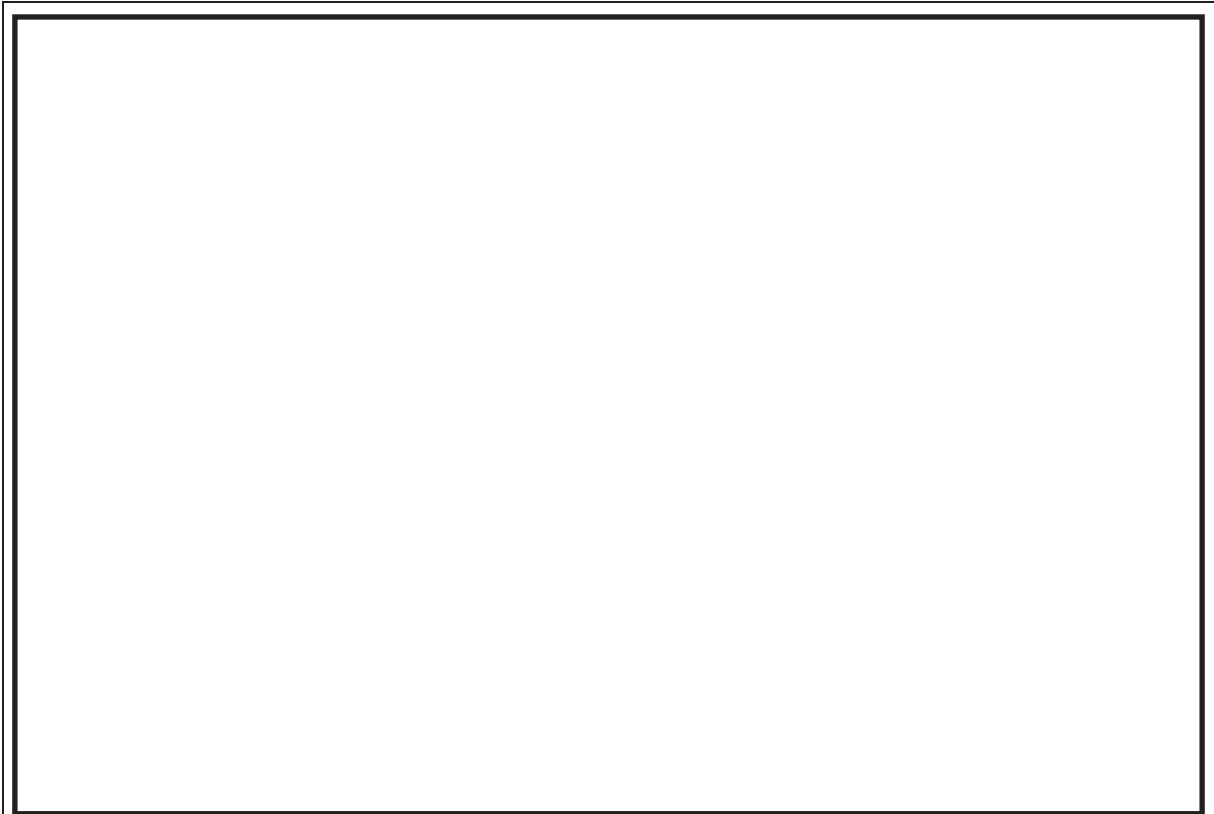


図 47-6-2 直流駆動低圧注水ポンプの性能曲線

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 ³ /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>【 設 定 根 拠 】</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569m³/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569m³/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1,200m³/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1,440m³/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 ³ /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m ³ /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m ³ /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 ³ /h (114m ³ /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 ³ /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m ³ /h
合計	569m ³ /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 120m³/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120m³/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 145m³/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145m³/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 88m³/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、88m³/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 50m³/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、50m³/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 35m³/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、35m³/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 114m³/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、114m³/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 126m³/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 m³/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 45.4m³/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 42m³/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 126m³/h が必要であることから、126m³/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 10m³/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 10m³/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 150m³/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 150m³/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 m³/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 m³/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m³/h を考慮した 1,200m³/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 120m³/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		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	60.9	m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m³/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		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	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^{*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	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^{*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	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^{*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	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^{*1}>

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 ^{*2} ）
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^{*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

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 120m³/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 145m³/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へ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^{*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	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^{*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	

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。

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 m³/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 ³ /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

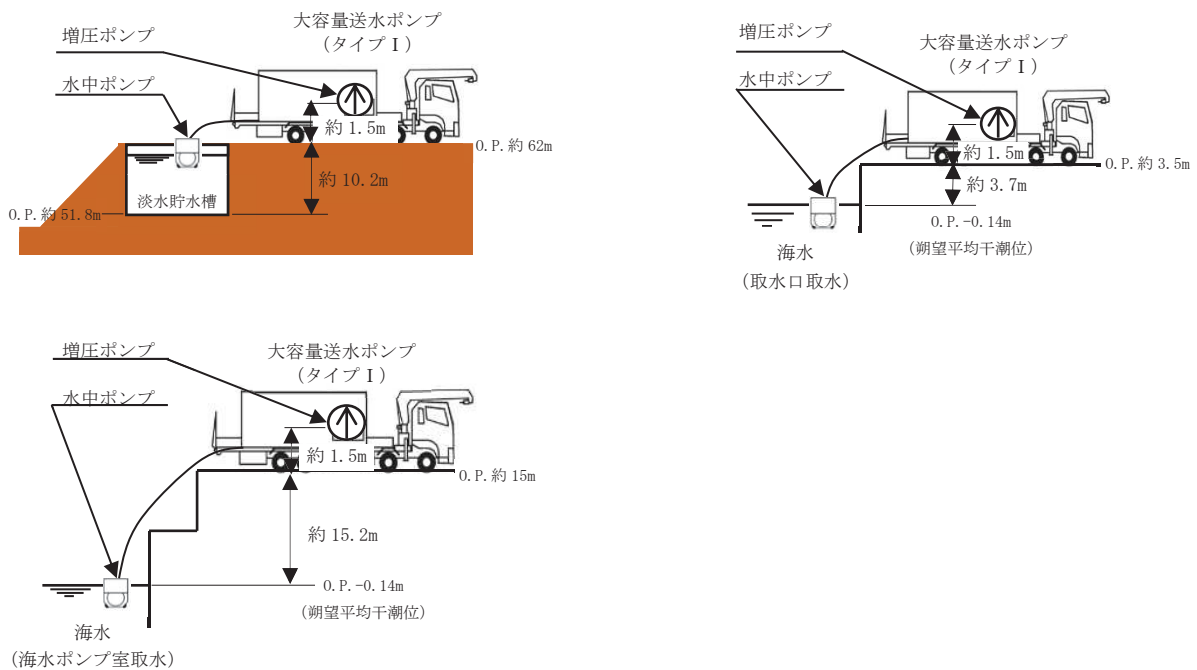


図 47-6-4 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

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

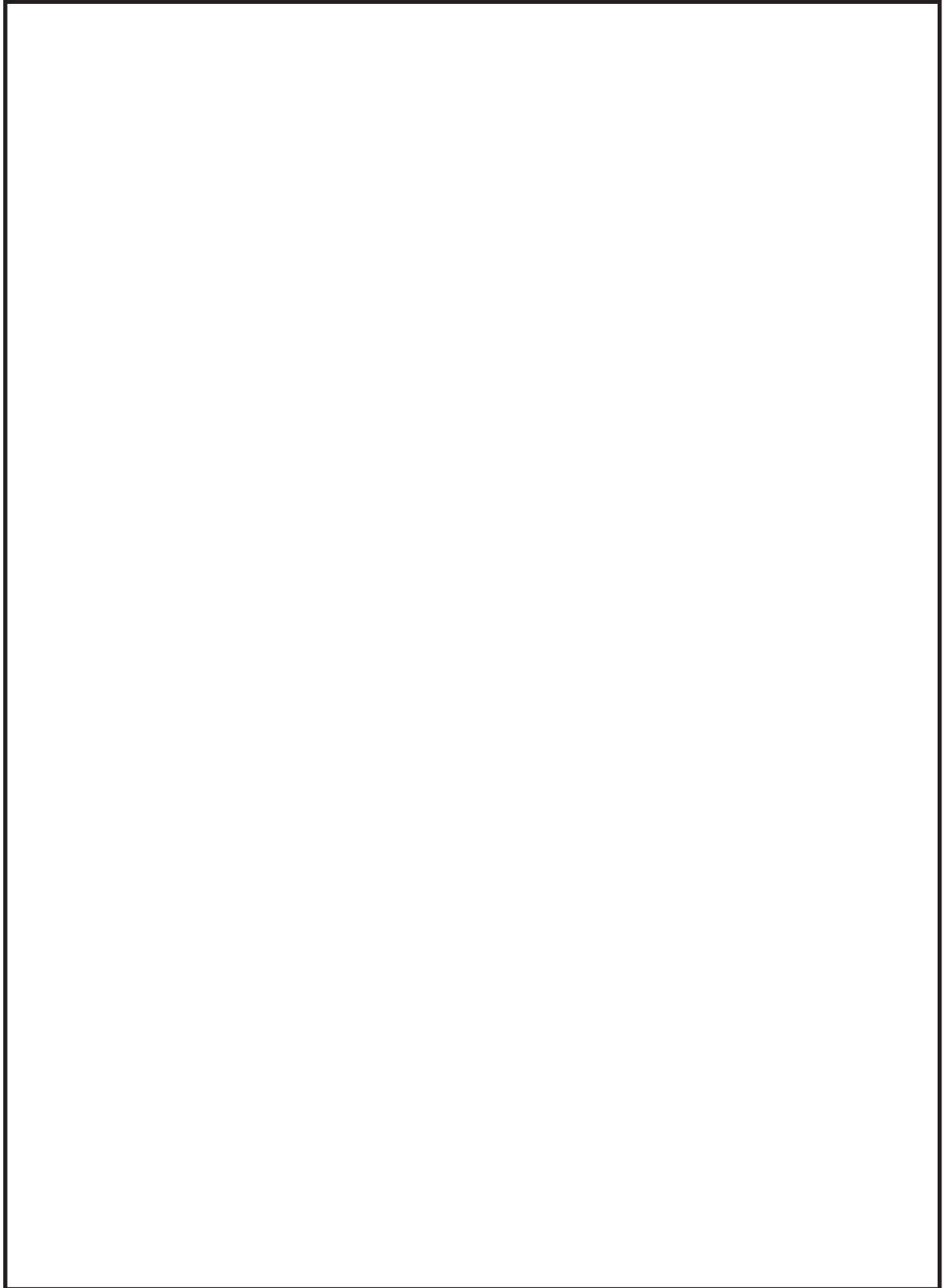


図 47-7-1 接続図

(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

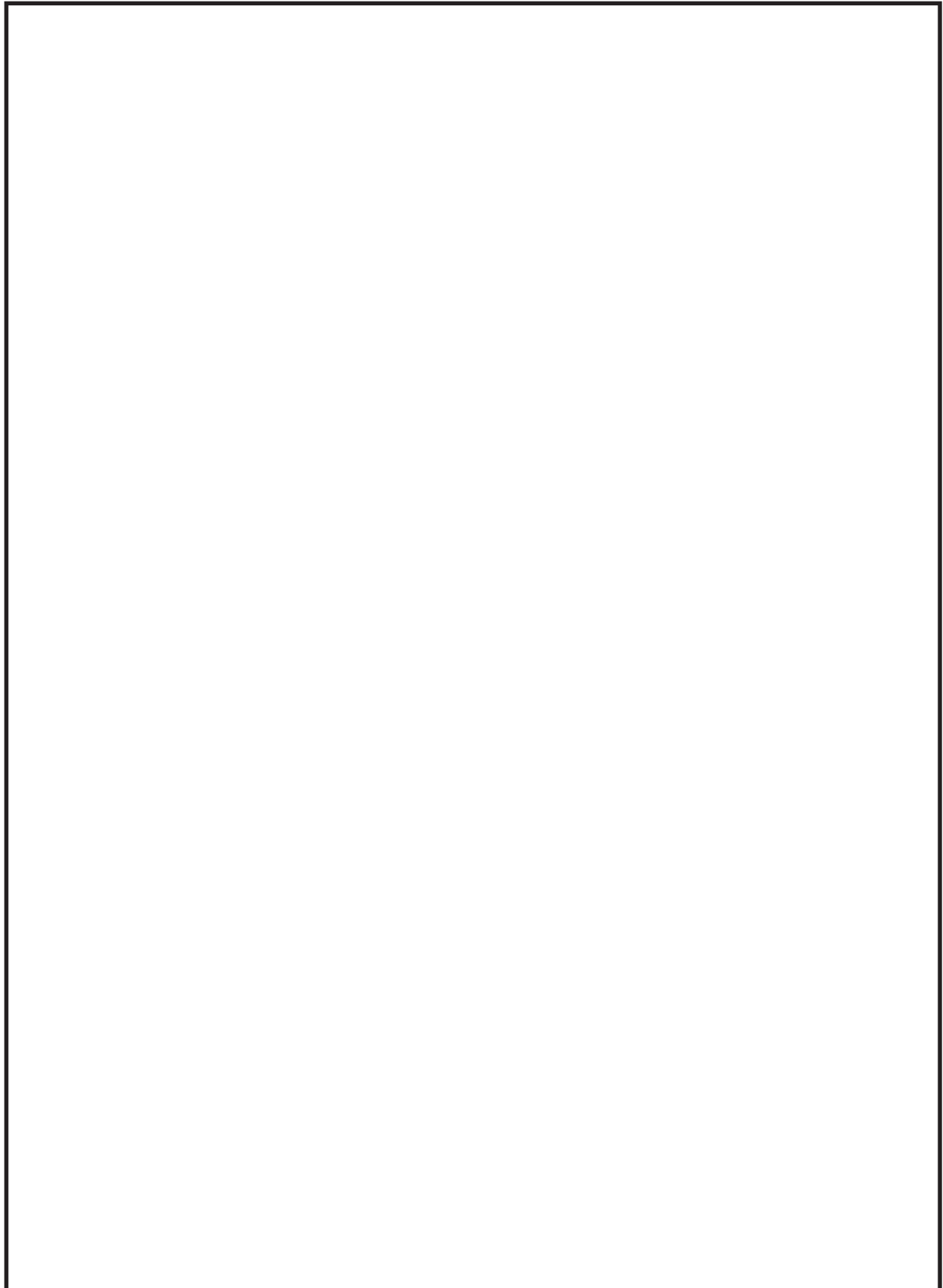


図 47-7-2 接続図

(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

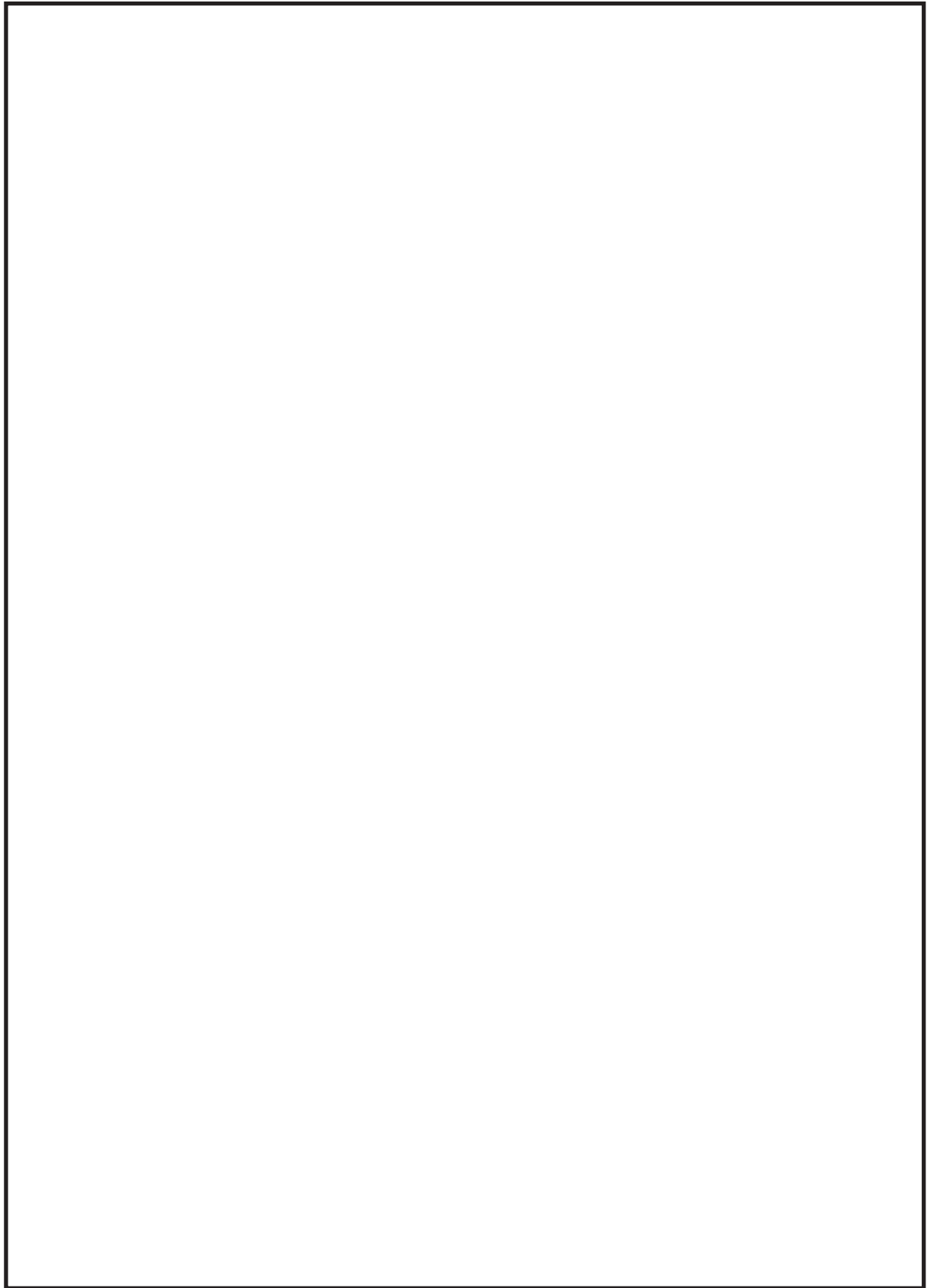


図 47-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

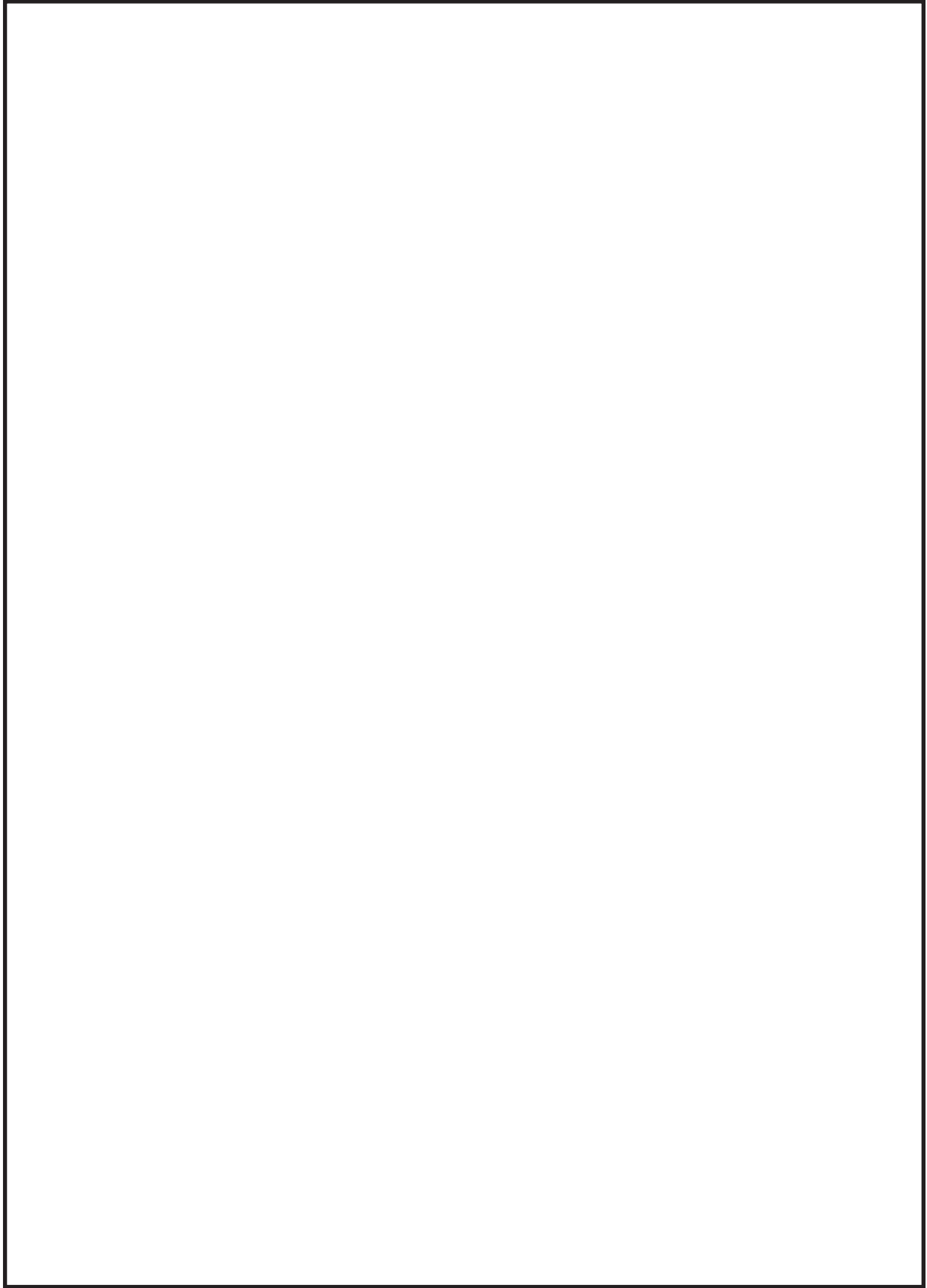


図 47-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

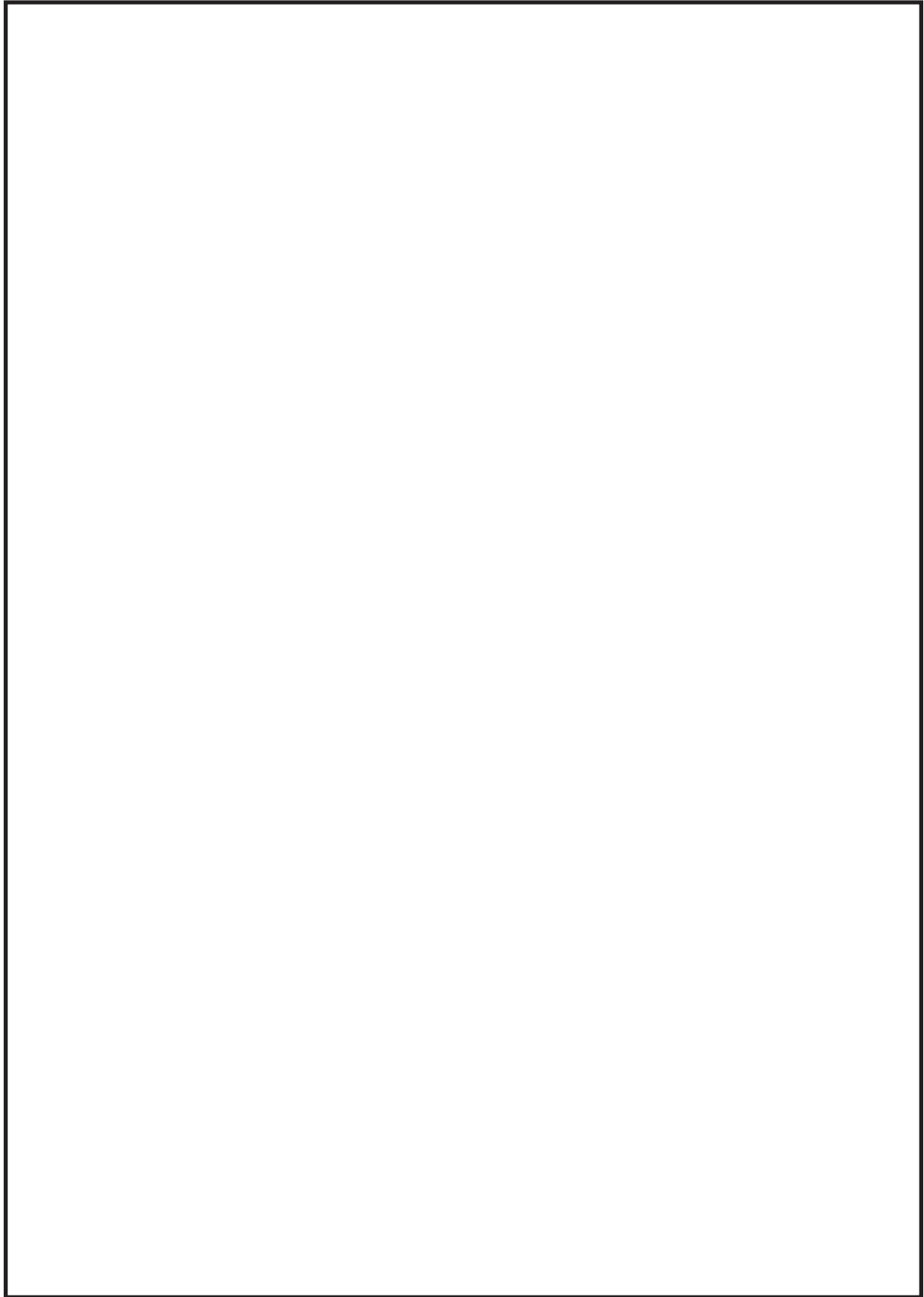


図 47-8-3 保管場所図（機器配置）

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

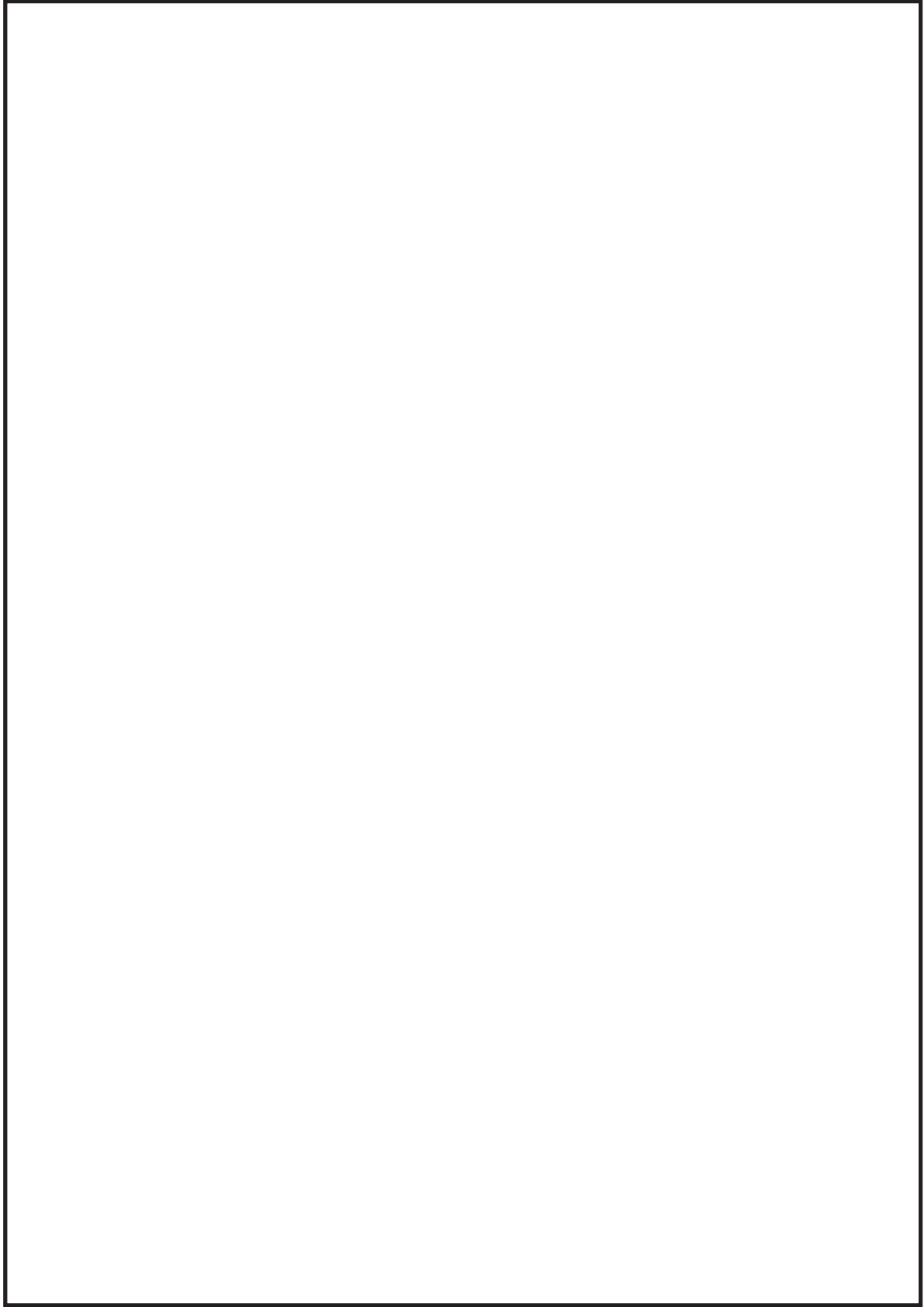


図 47-9-1 保管場所及びアクセスルート図

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

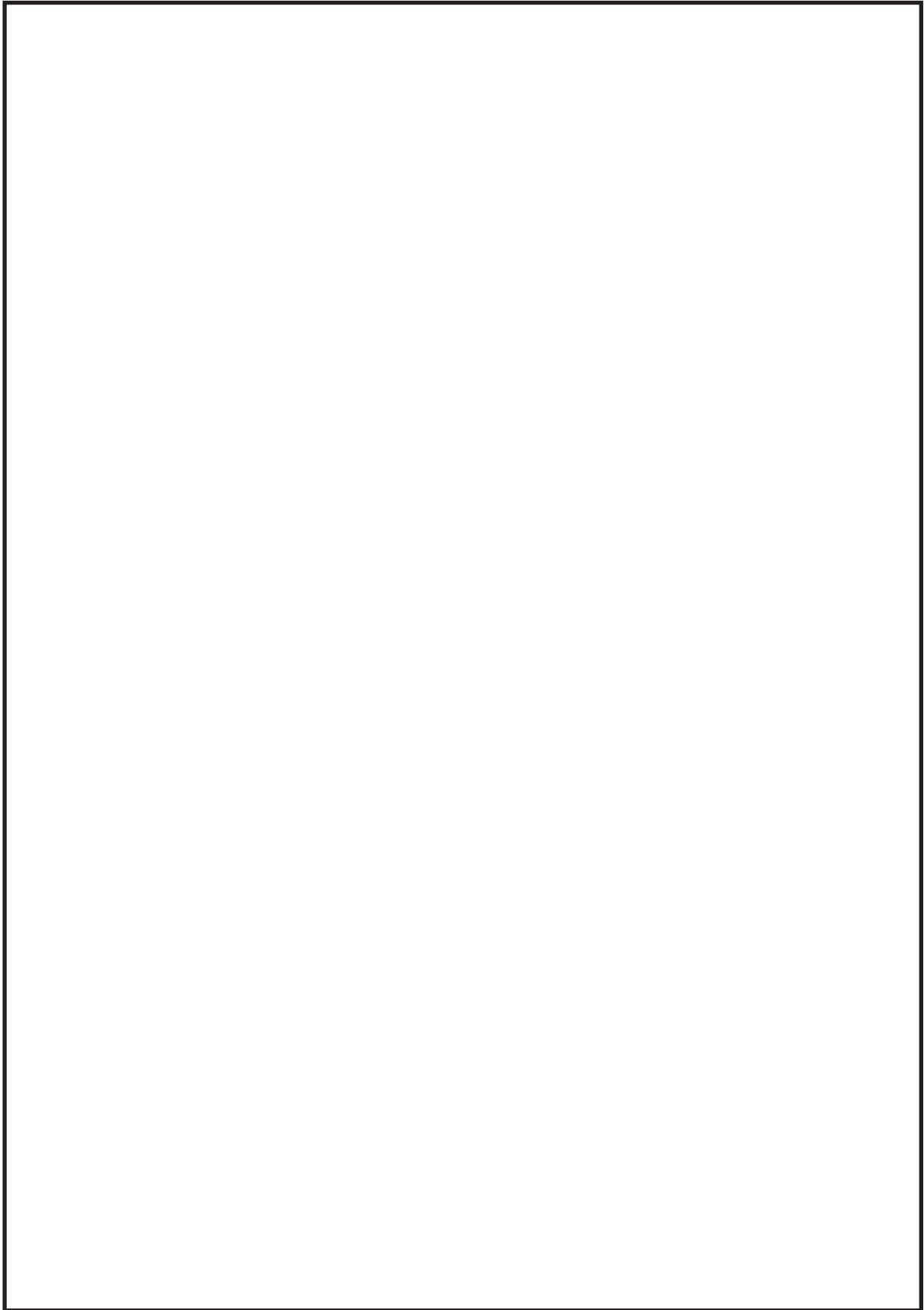


図 47-9-2 地震時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

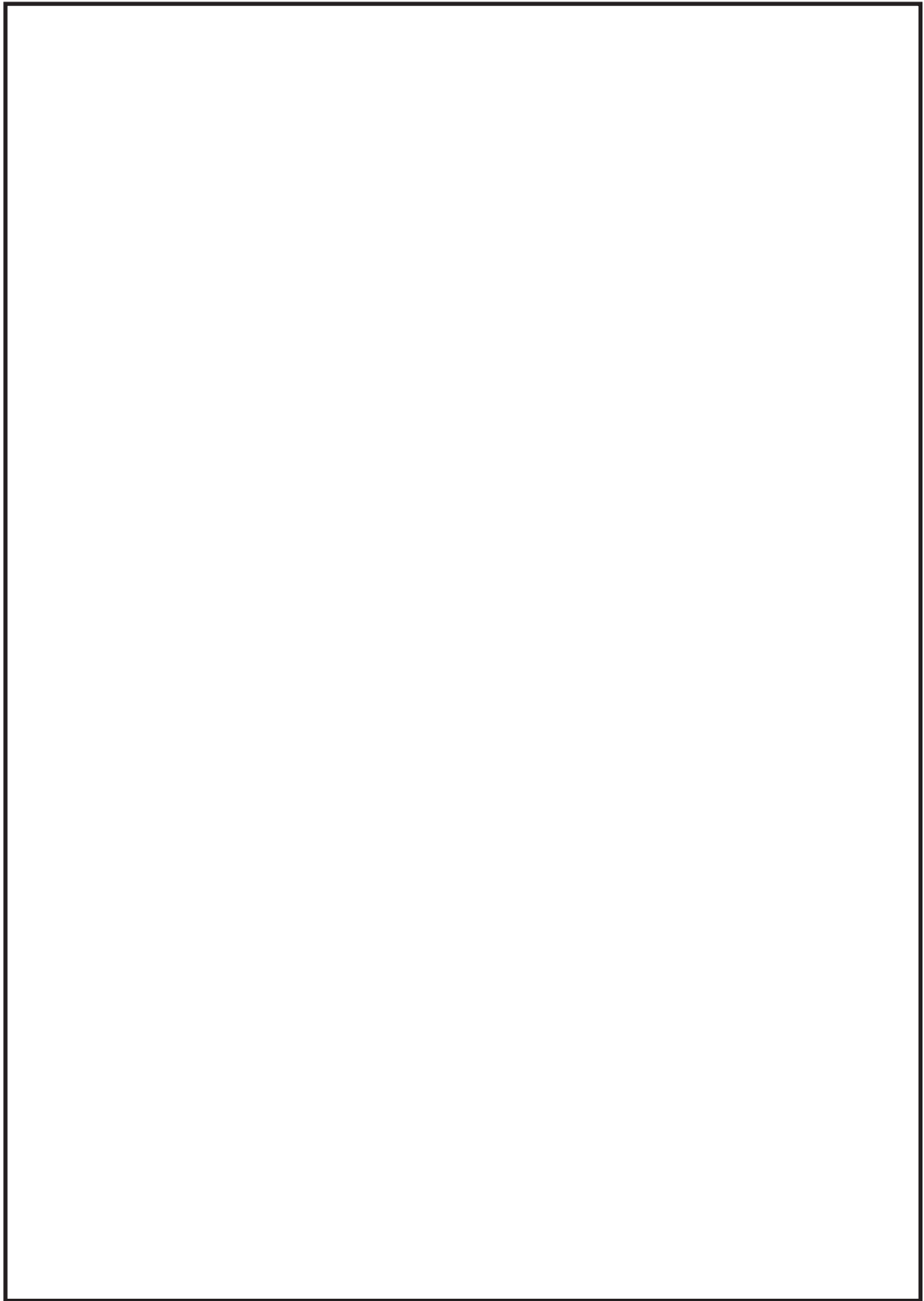


図 47-9-3 津波時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

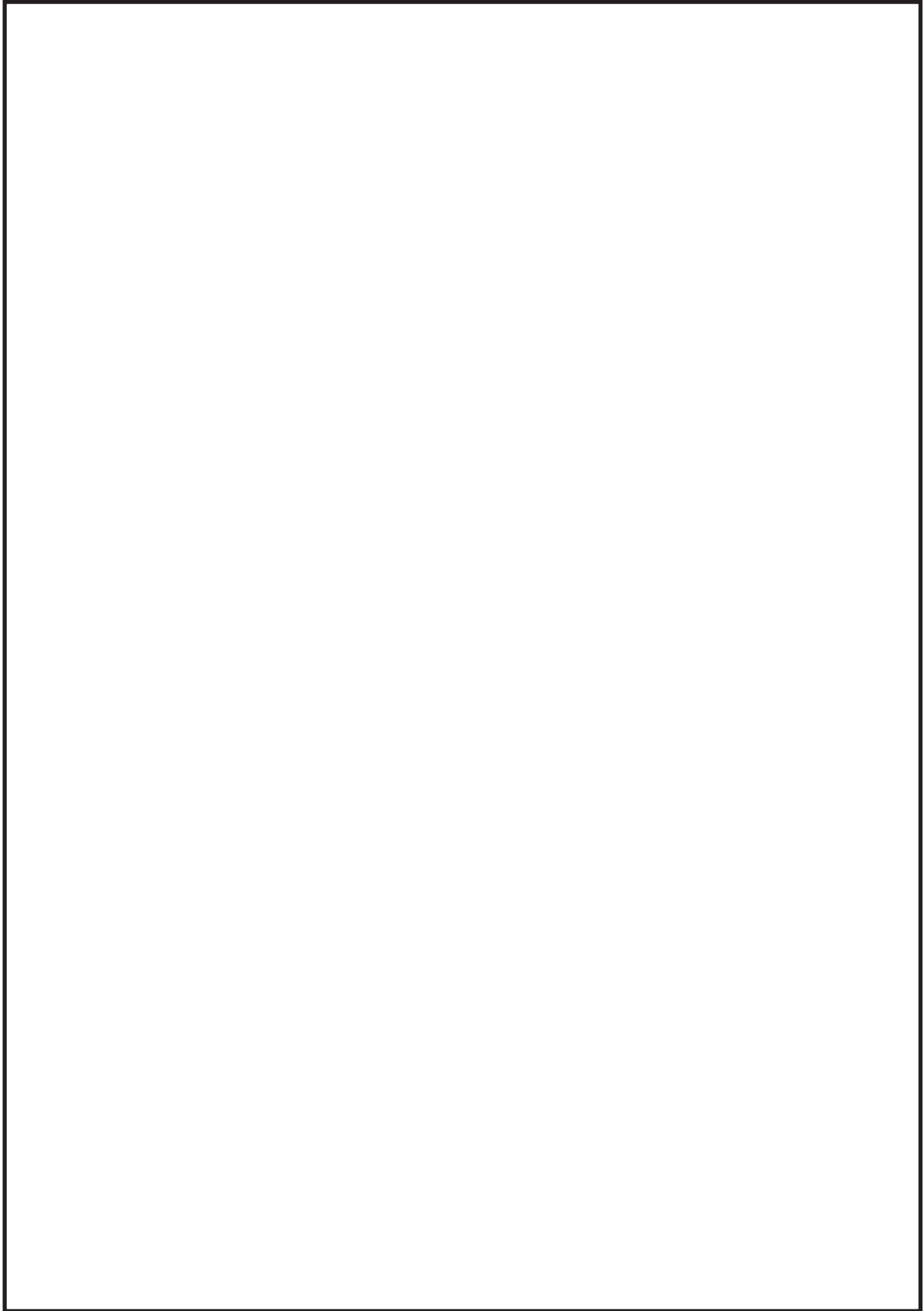


図 47-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート

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	

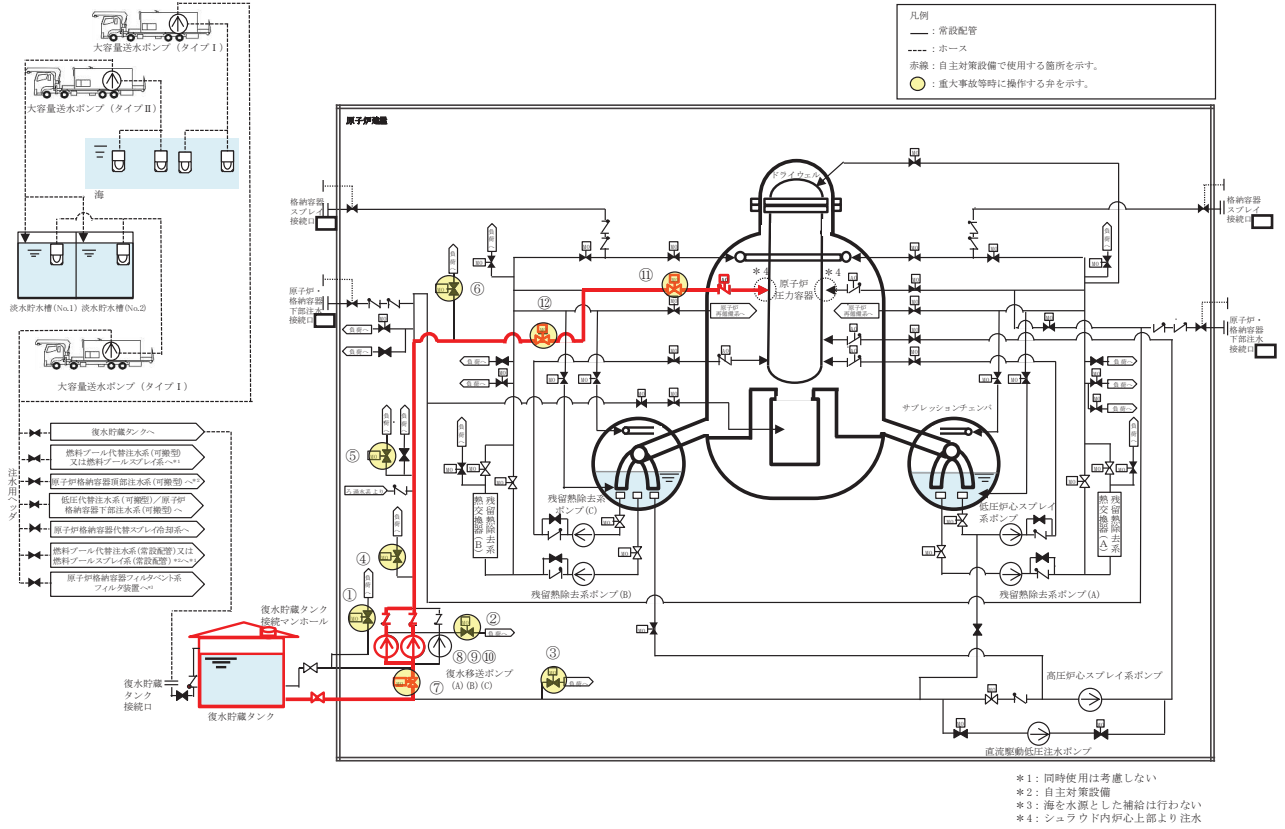


図 47-10-1 復水移送ポンプによる残留熱除去系 B 系を用いた原子炉注水の概要図
 (残留熱除去系 B 系から原子炉圧力容器への注水)

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	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	

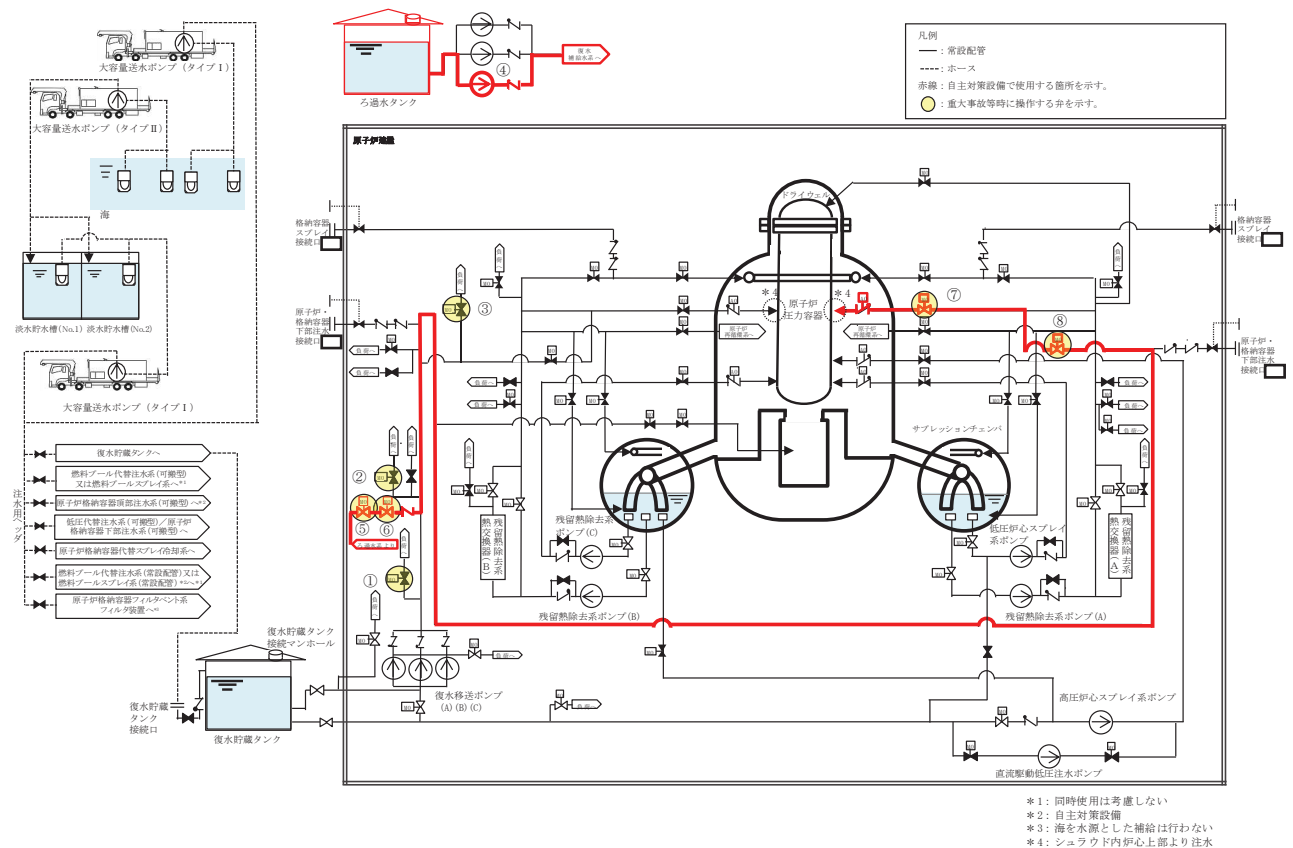


図 47-10-2 ろ過水ポンプによる原子炉注水の概要図
(残留熱除去系 A 系から原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-11
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低压代替注水系（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。

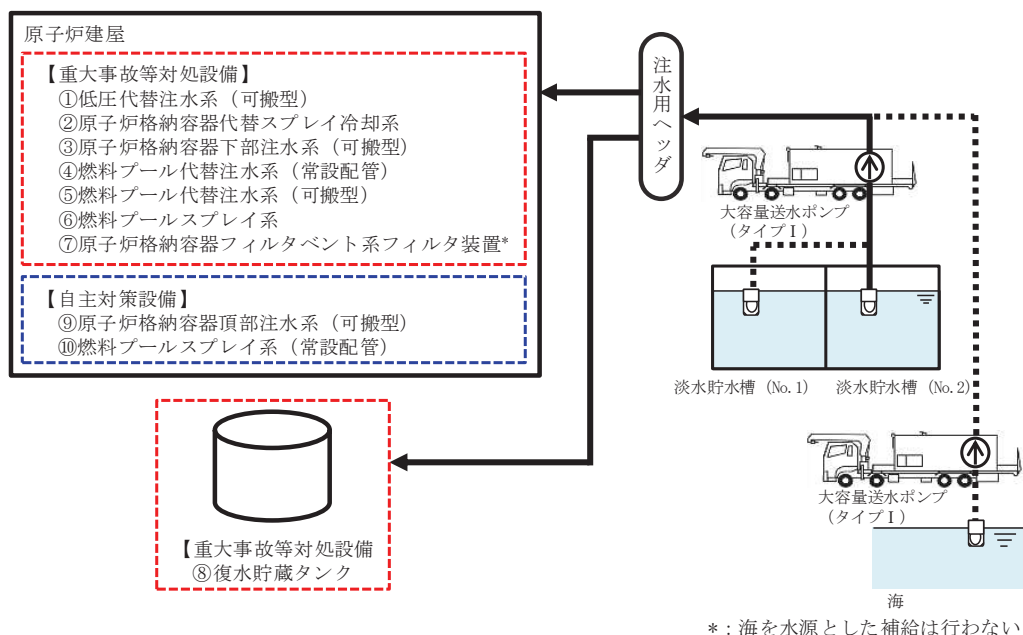


図 47-11-1 全体系統概要図

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 ^{*1,2}									
	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 ^{*3} 29h ^{*4}	—	—	—	—	—	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 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。

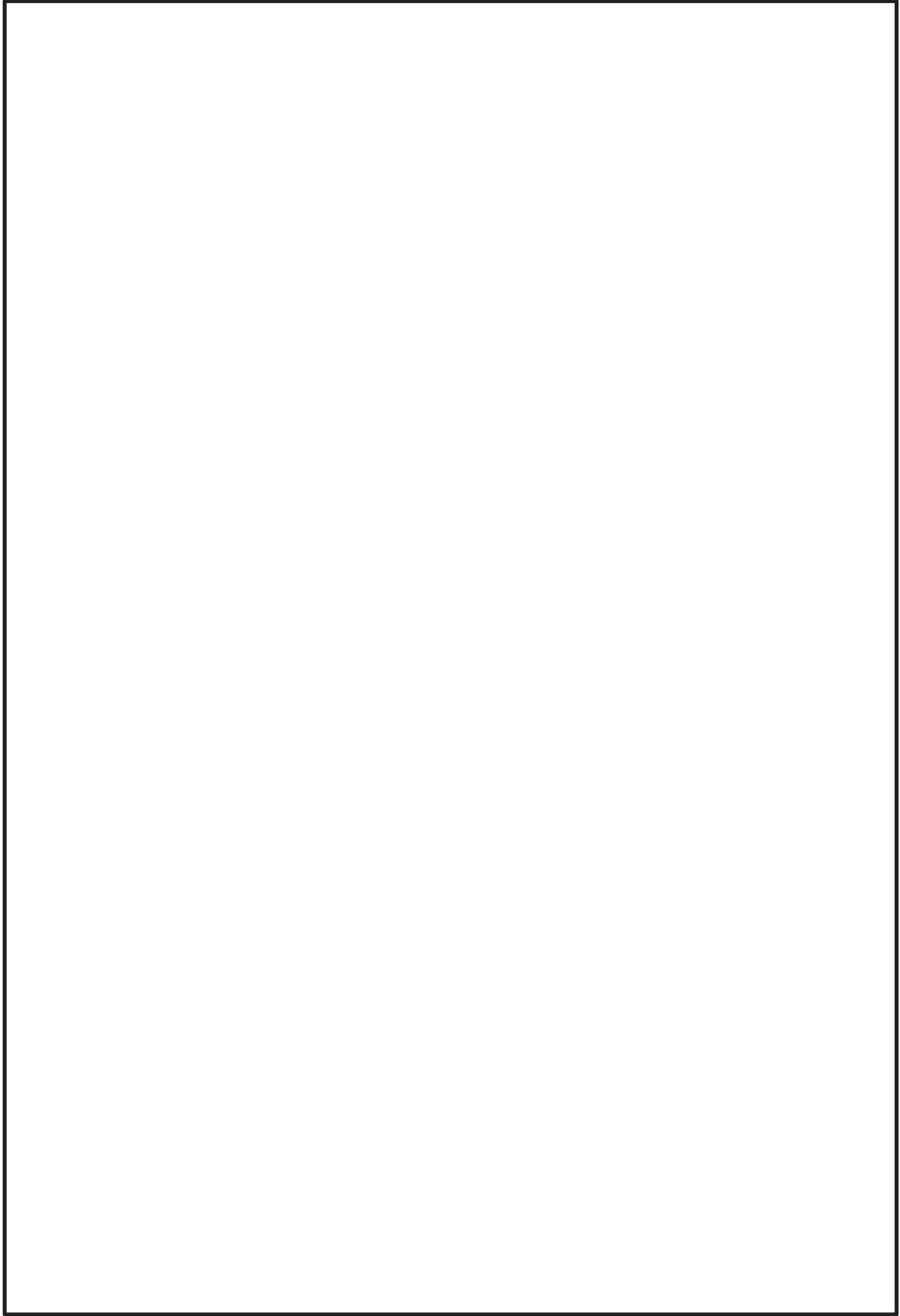


図 47-11-2 注水用ヘッダの接続状態概要図

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。

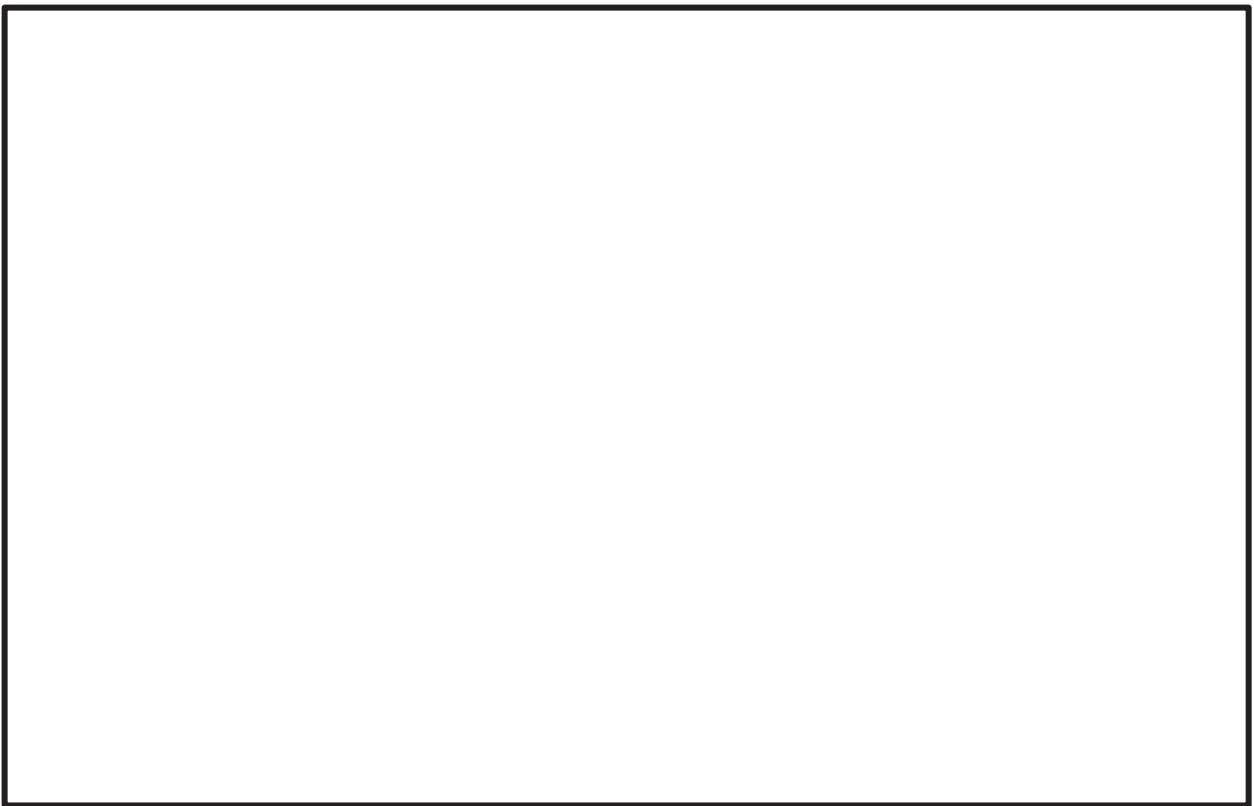


図 47-12-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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	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（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）

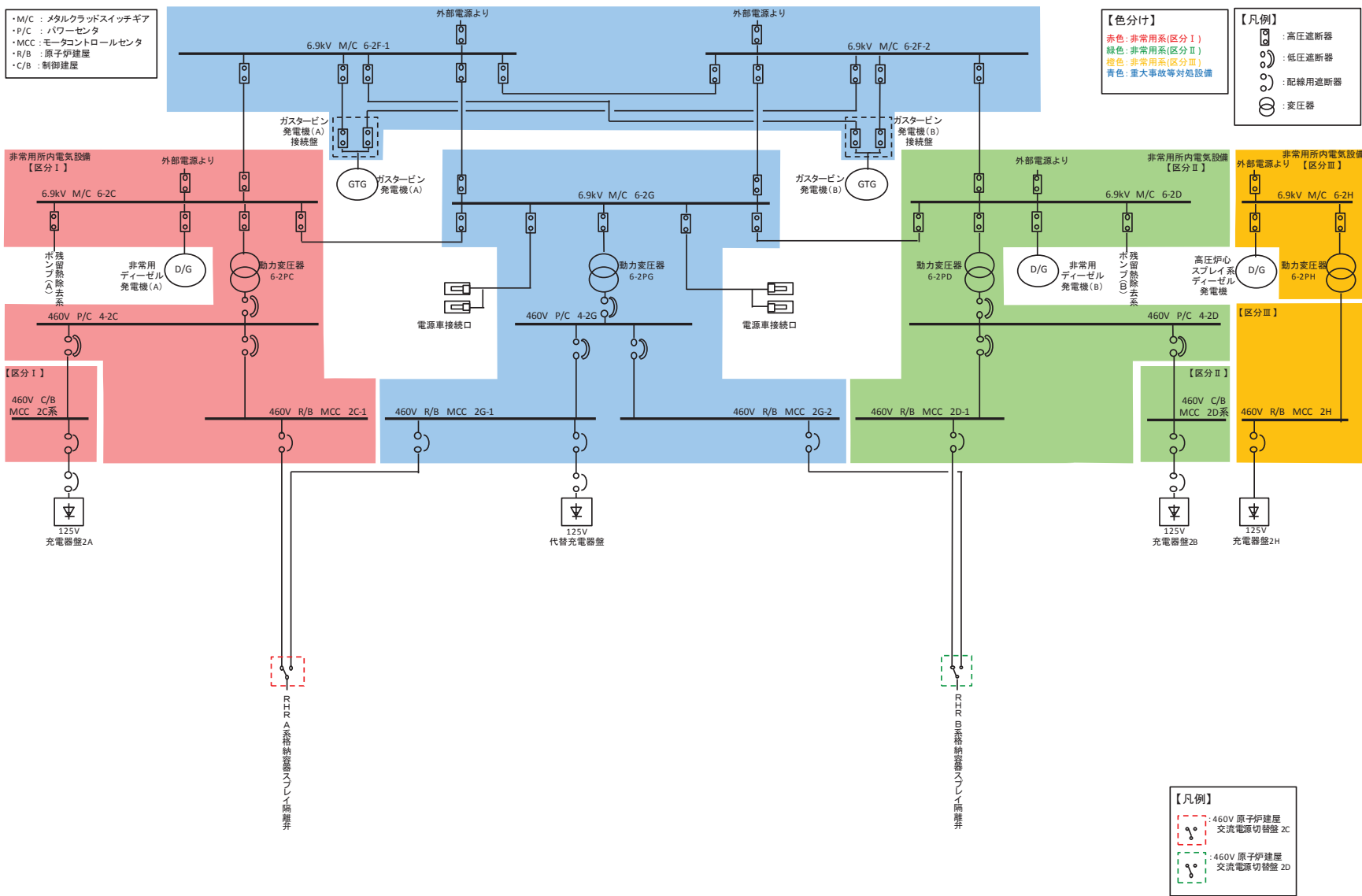
第 4 9 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系ポンプ（サブプレッションプール水冷却モード） （設計基準拡張）	類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	—	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・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		—			

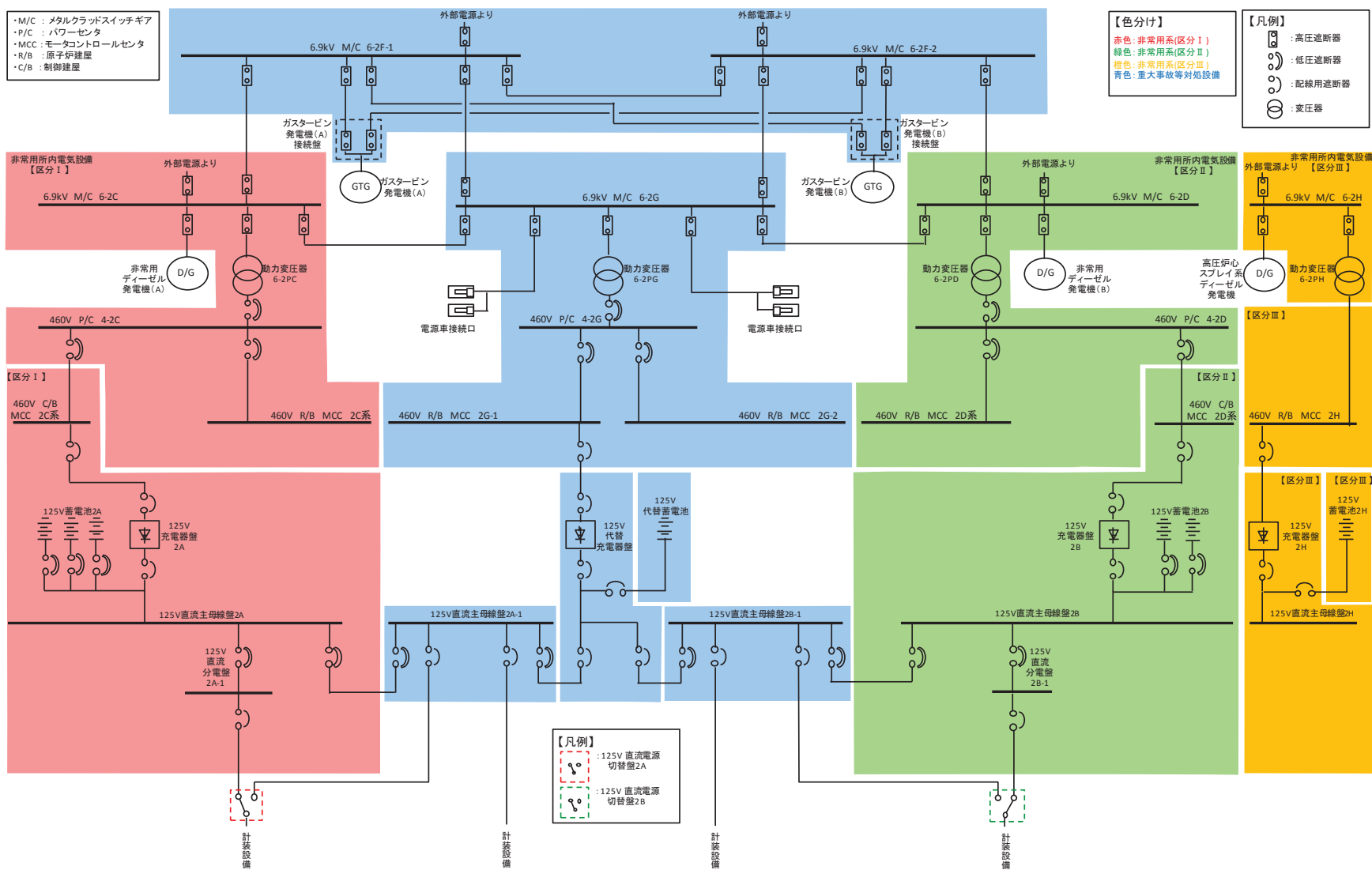
49-2
単線結線図

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

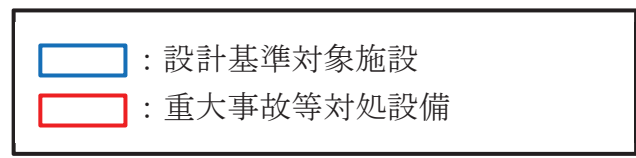


49-2-1

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



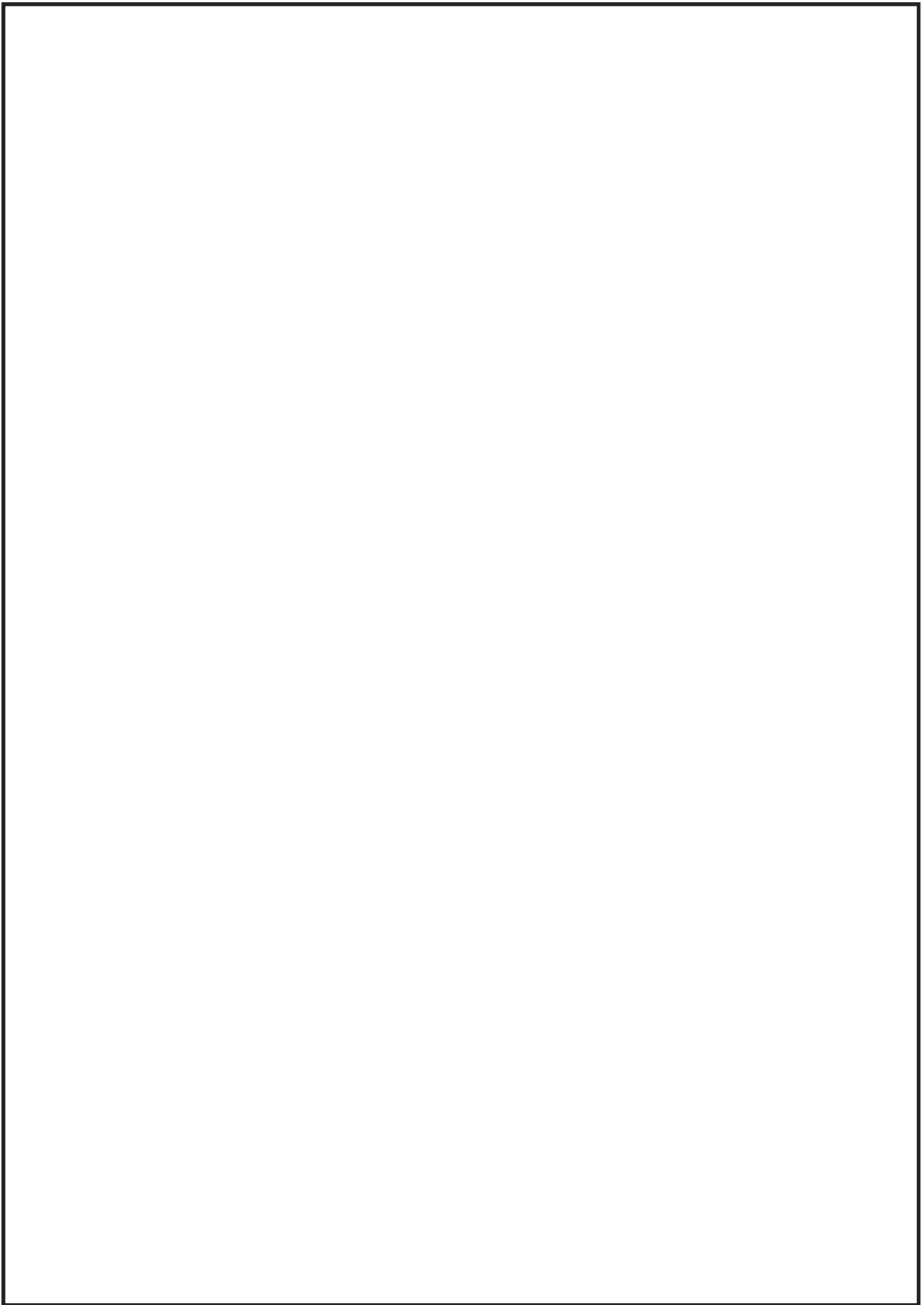


図 49-3-1 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

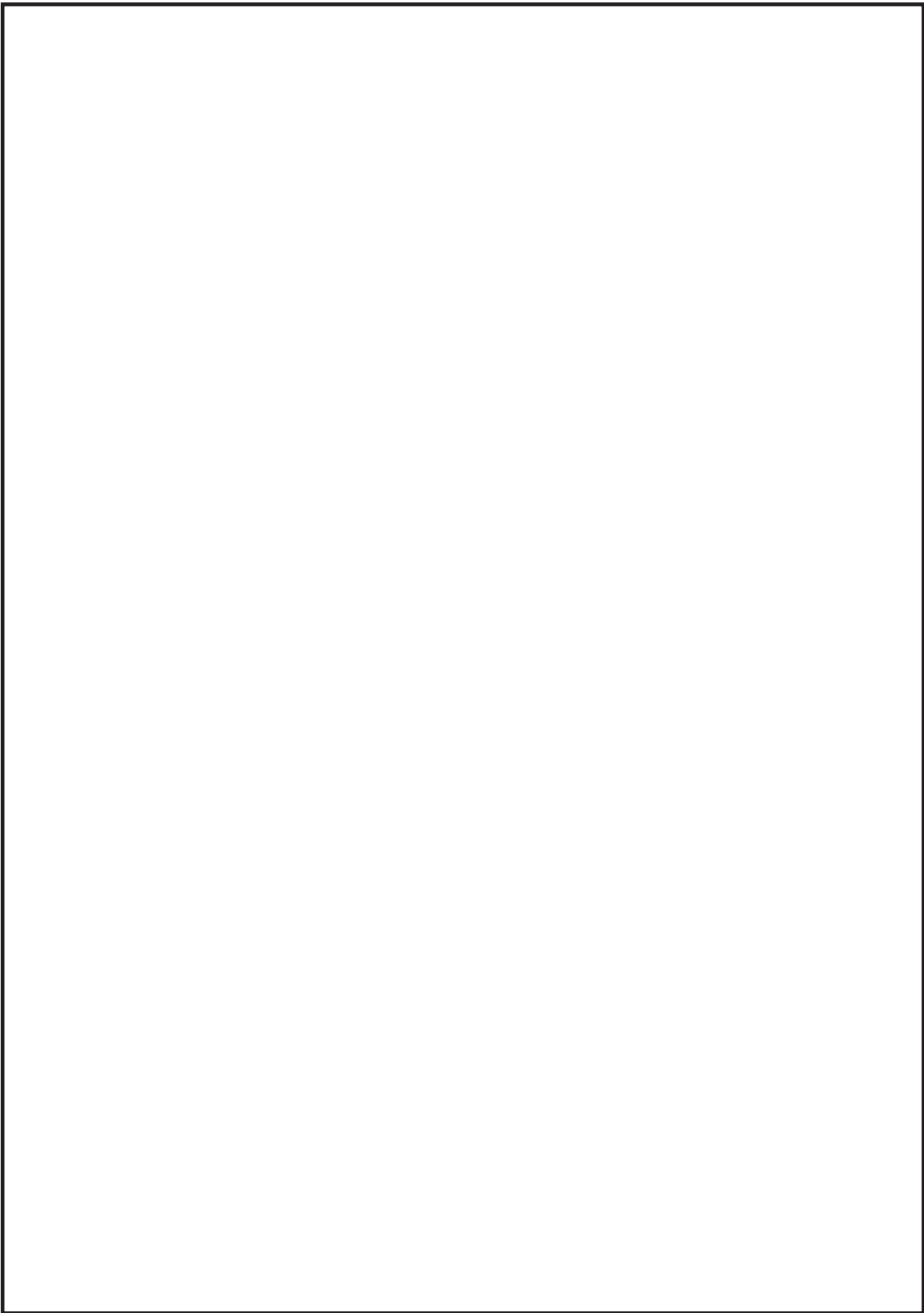


図 49-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

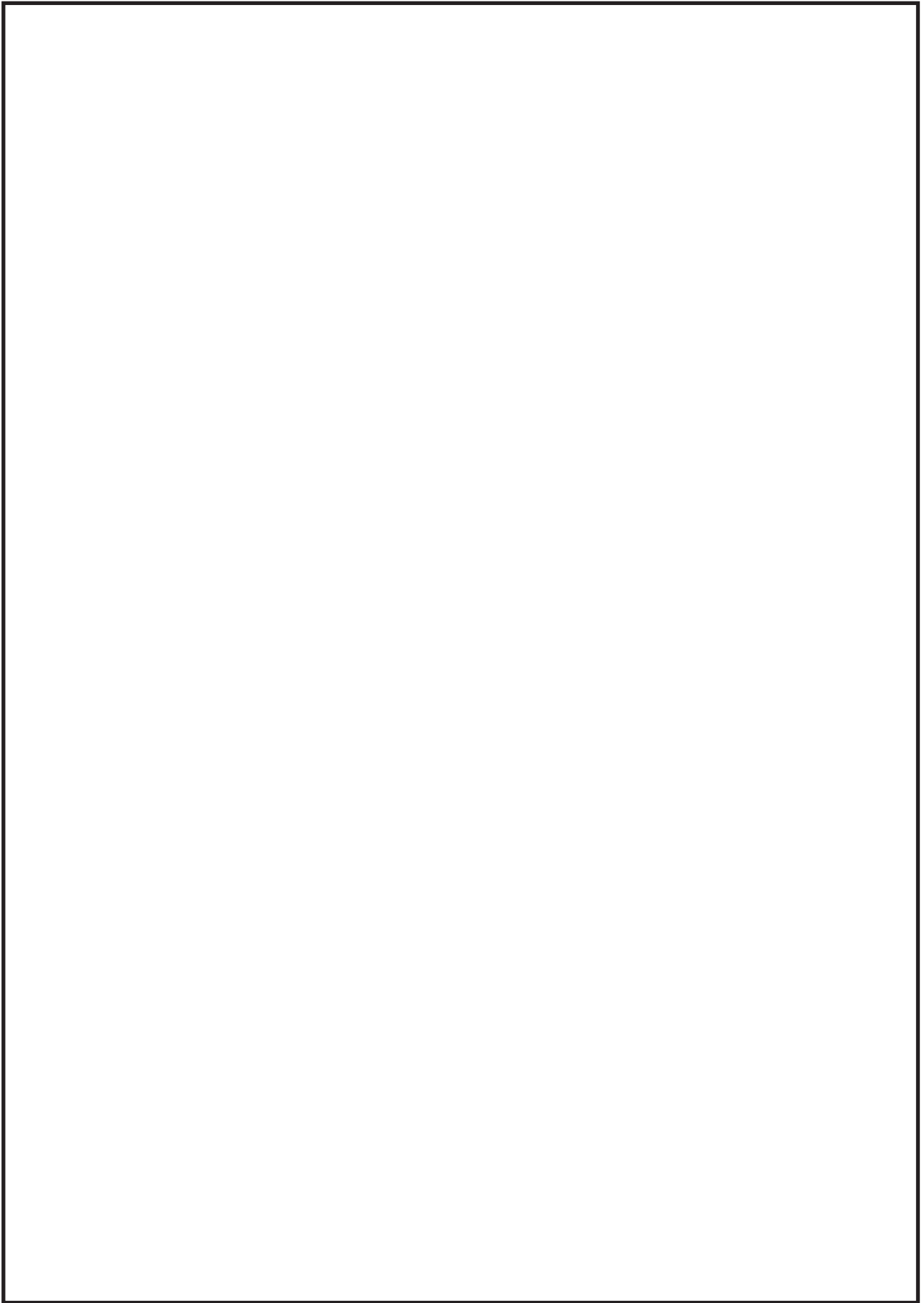


図 49-3-3 配置図 (中央制御室 (制御建屋))

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	

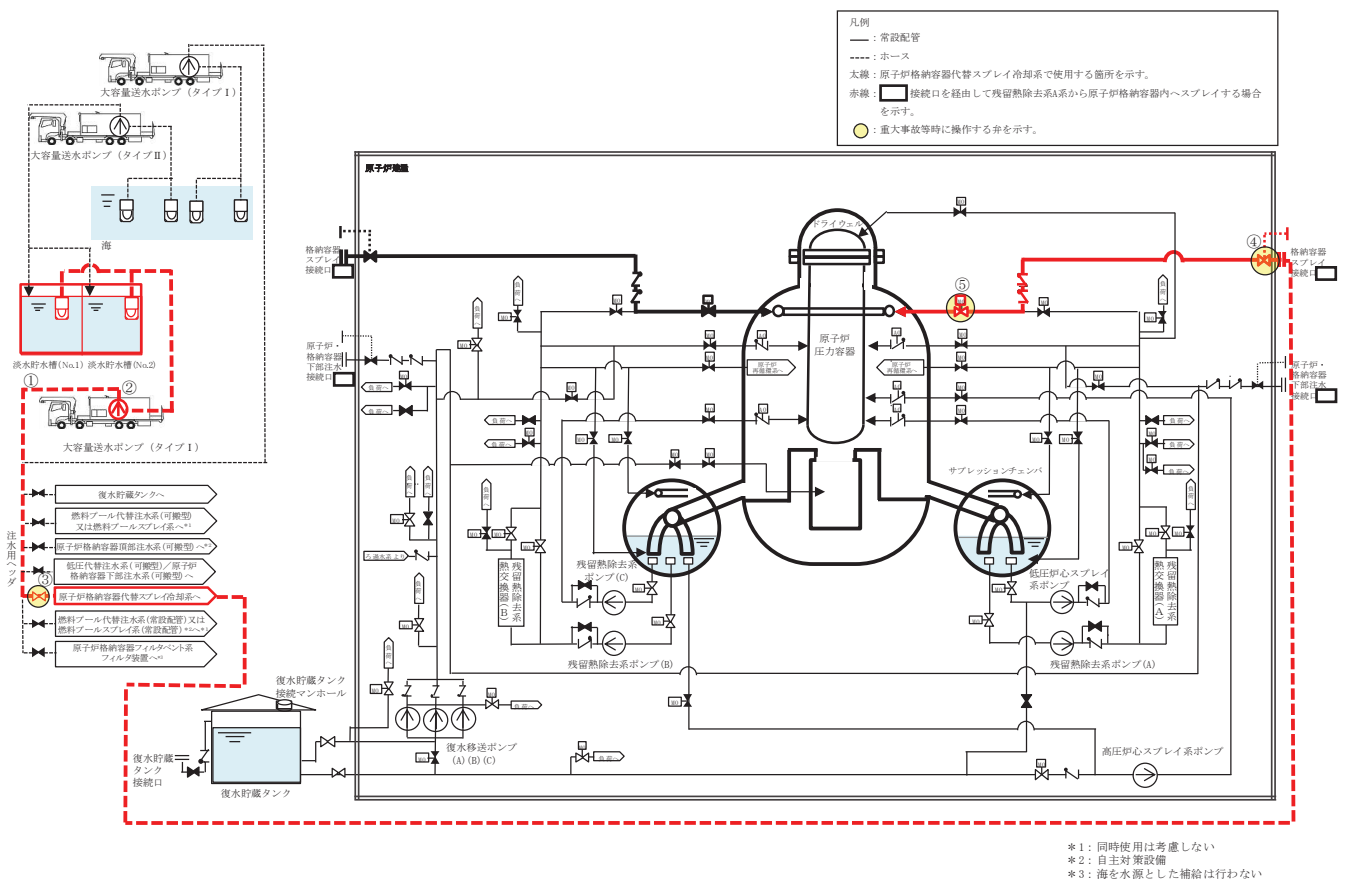


図 49-4-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 系統概要図
(格納容器スプレイ接続口 から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内
へスプレイする場合)

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	

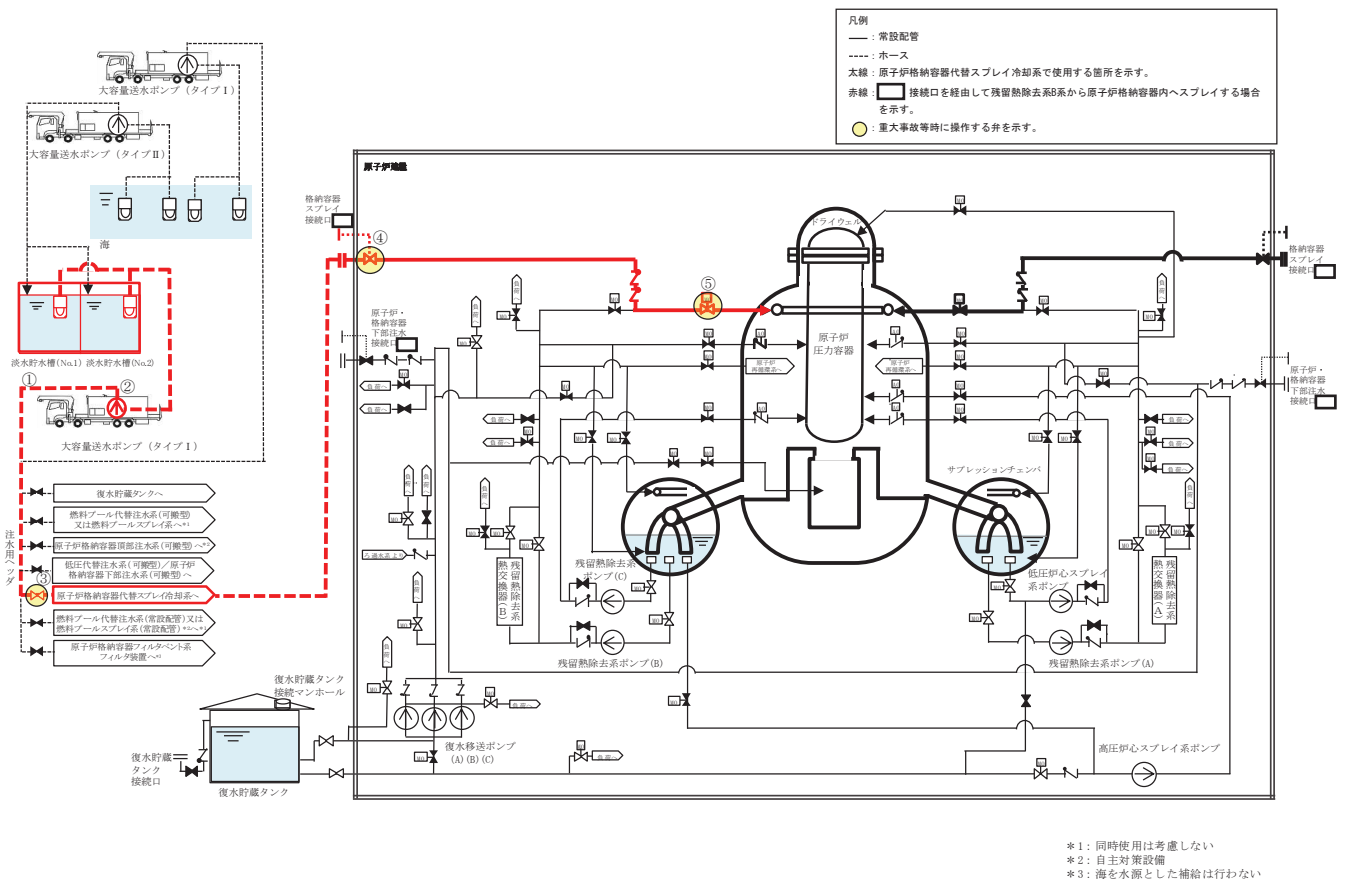
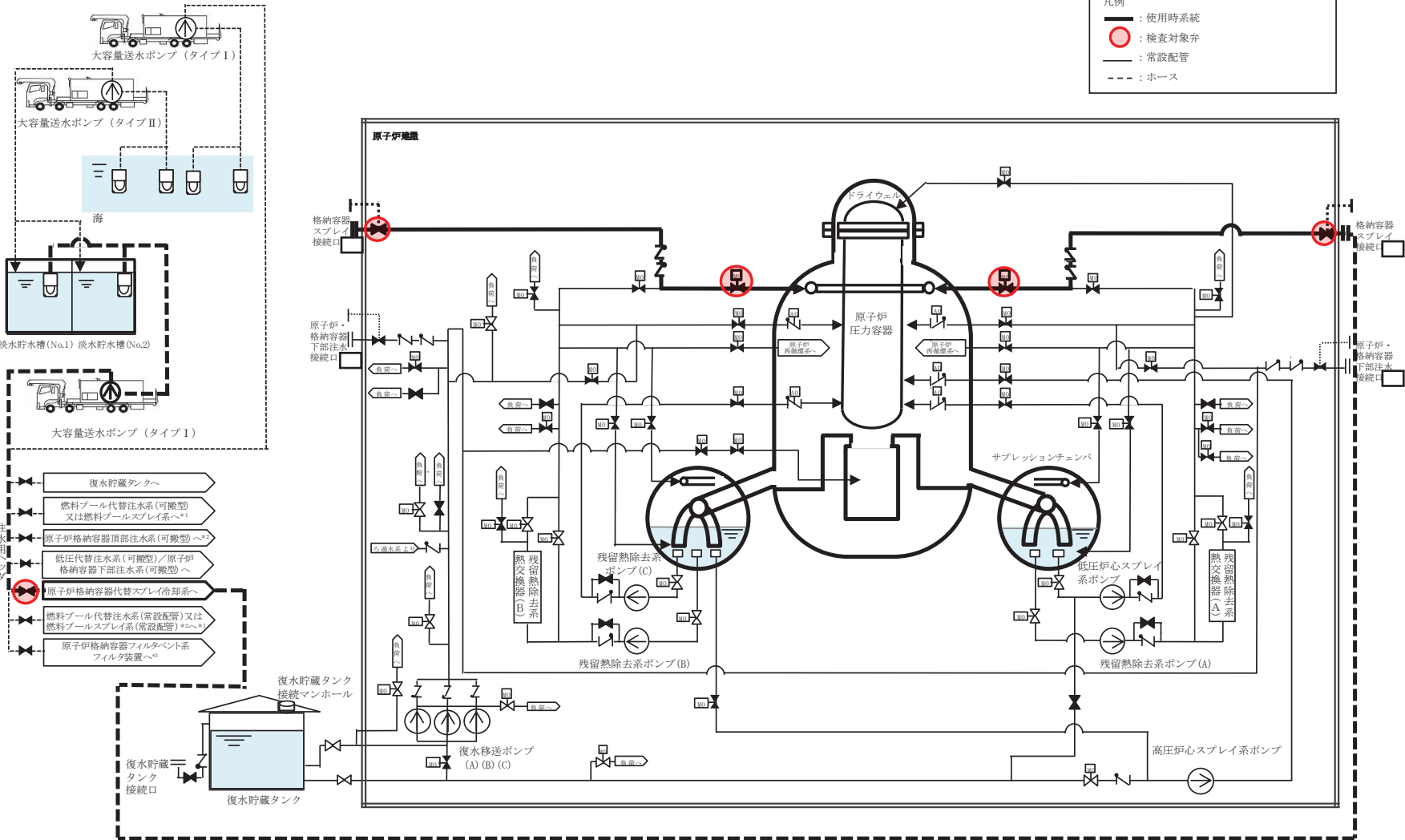
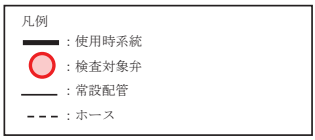


図 49-4-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 系統概要図
 (格納容器スプレイ接続口 □ から残留熱除去系 B 系を経由して原子炉格納容器内へスプレイする場合)

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



*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 49-5-1 運転性能検査系統図 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

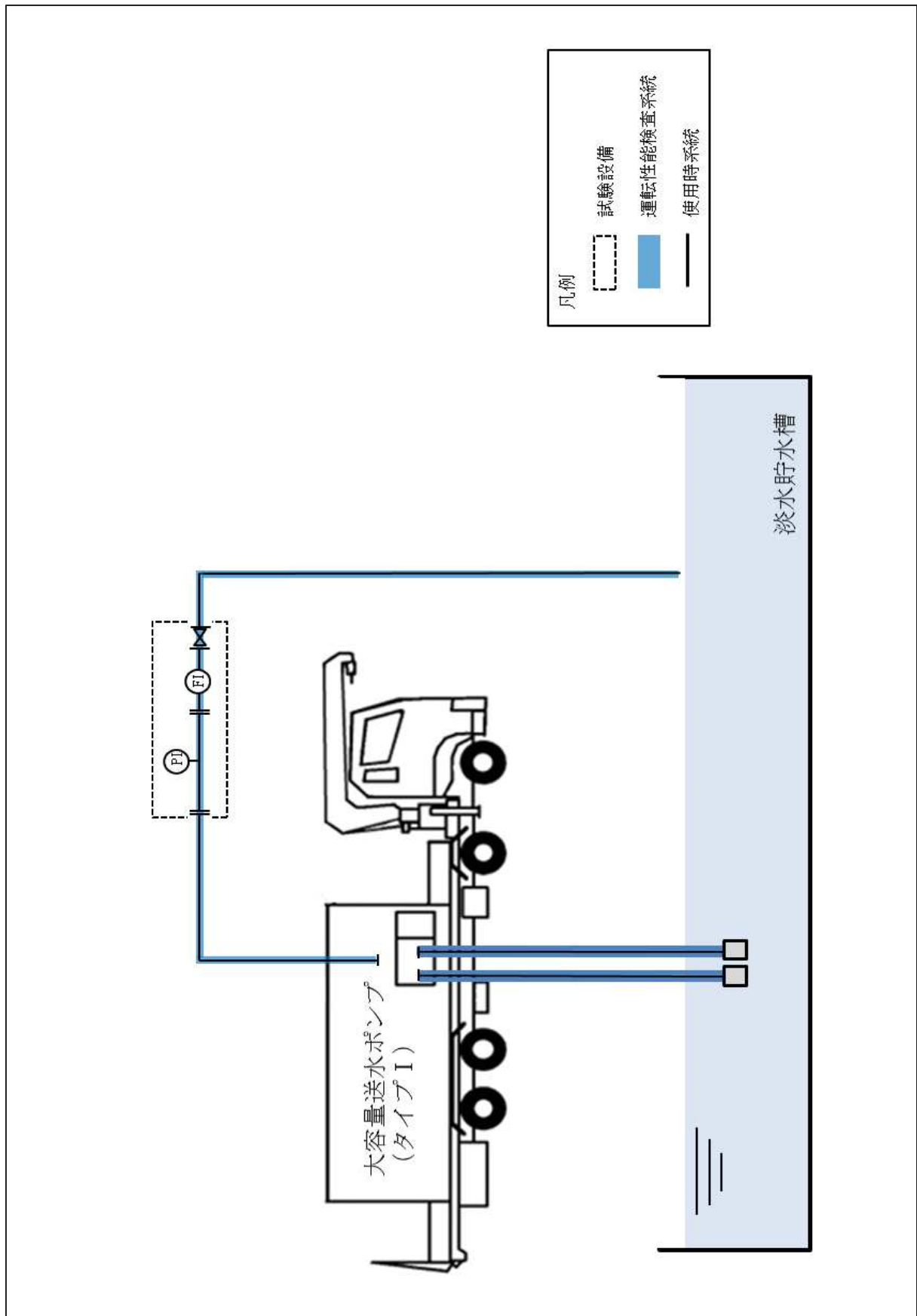


図 49-5-2 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

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 ³ /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	□

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569m³/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569m³/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1,200m³/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1,440m³/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 ³ /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m ³ /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m ³ /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 ³ /h (114m ³ /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 ³ /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m ³ /h
合計	569m ³ /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 120m³/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 120m³/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 145m³/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 145m³/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 88m³/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、88m³/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 50m³/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、50m³/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 35m³/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、35m³/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 114m³/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、114m³/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 126m³/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 m³/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 45.4m³/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 42m³/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 126m³/h が必要であることから、126m³/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 10m³/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 10m³/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 150m³/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 150m³/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 m³/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 m³/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m³/h を考慮した 1,200m³/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 120m³/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 145m³/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^{*1}＞

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 ^{*2})
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^{*1}＞

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 ^{*2})
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*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	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*1>

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*2)
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*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

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 120m³/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 145m³/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へ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) 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^{*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	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^{*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	

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。

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、これら系統の同時使用、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 m³/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 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 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 ³ /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

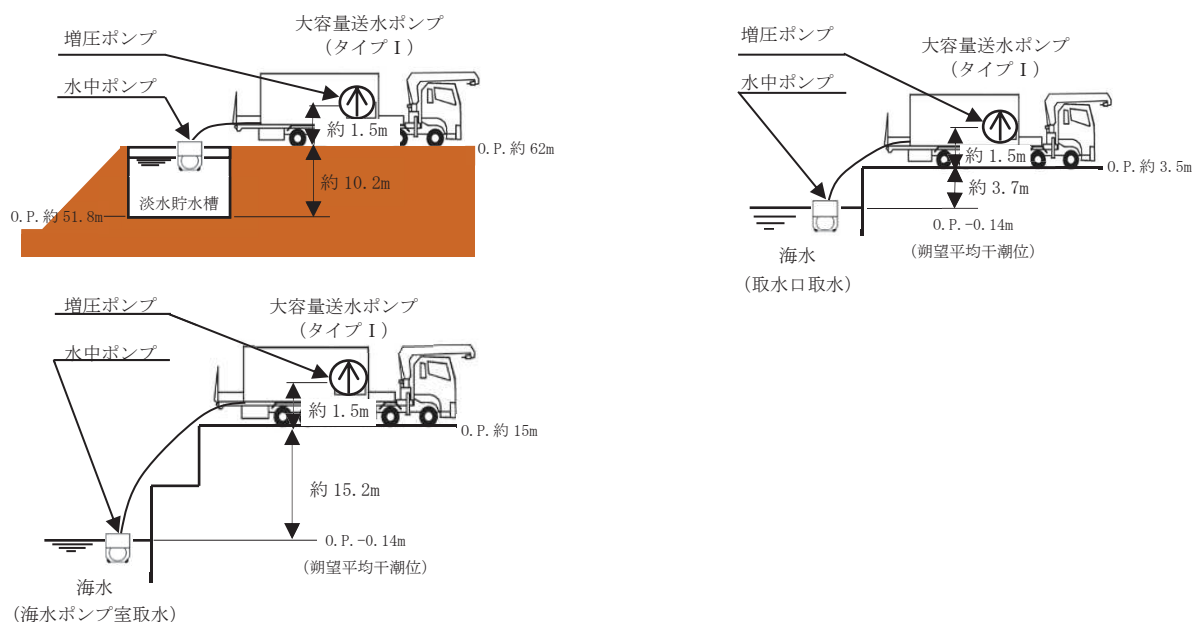


図 49-6-2 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

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

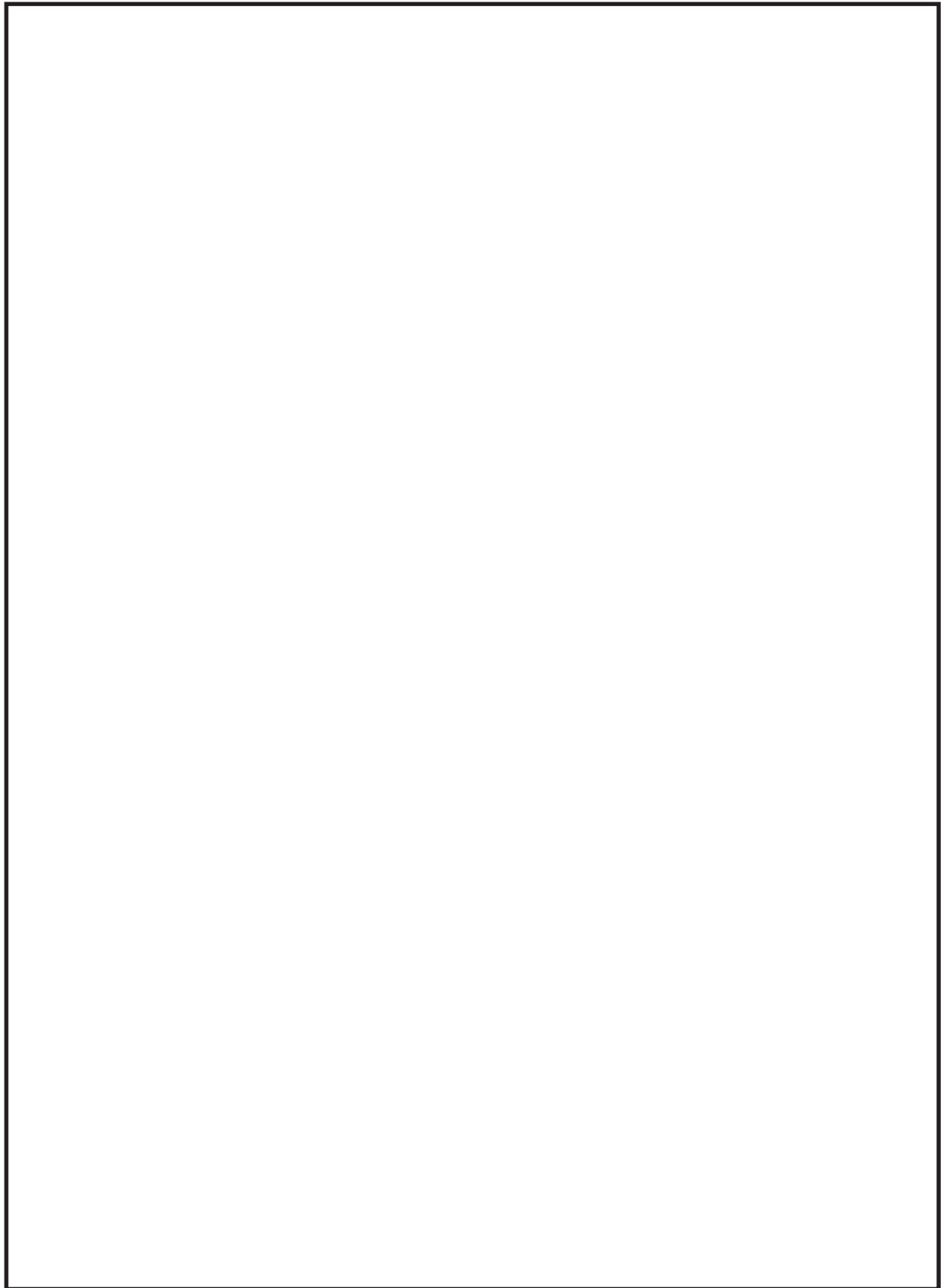


図 49-7-1 接続図

(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。

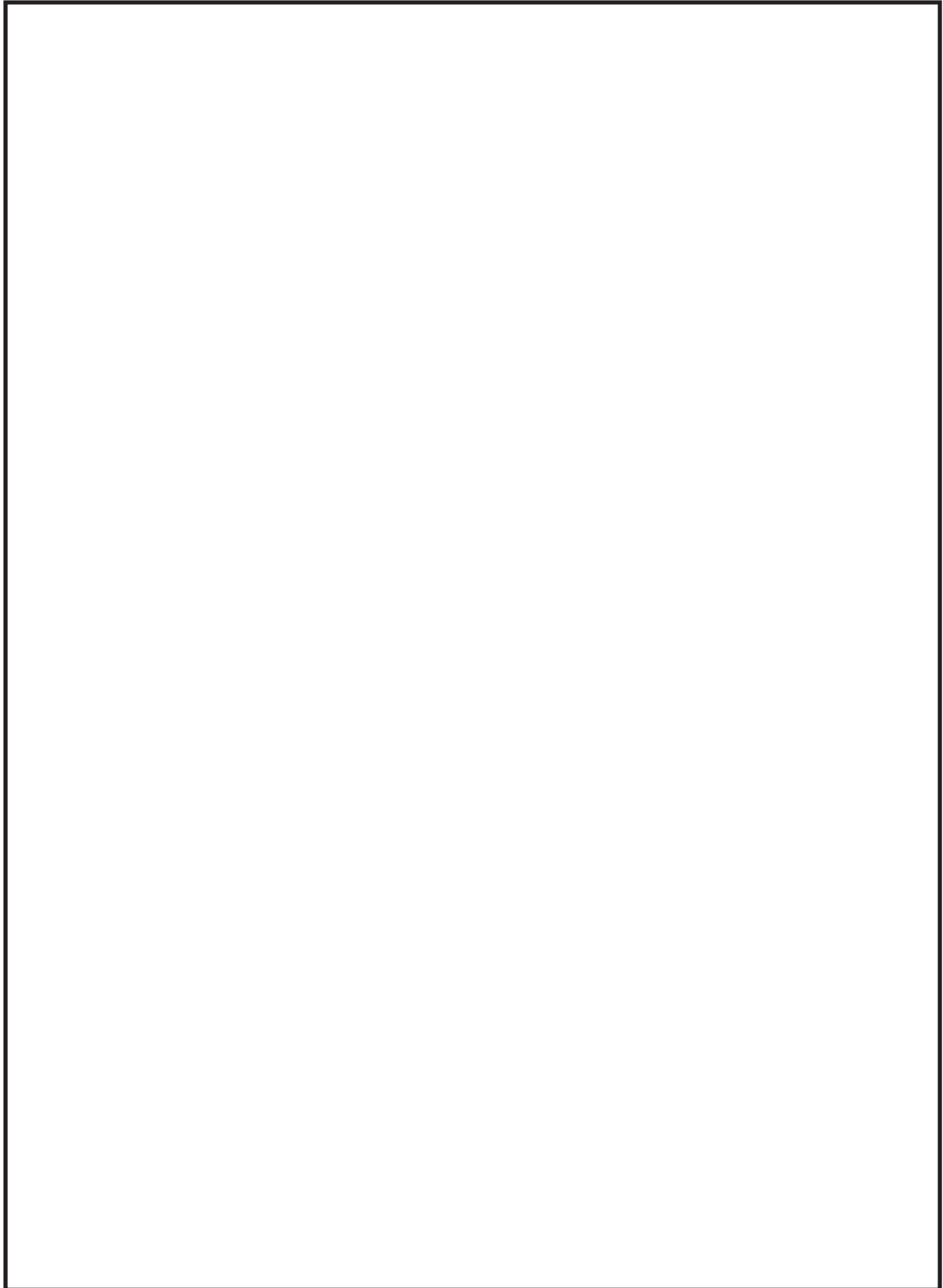


図 49-7-2 接続図

(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。

49-8
保管場所図

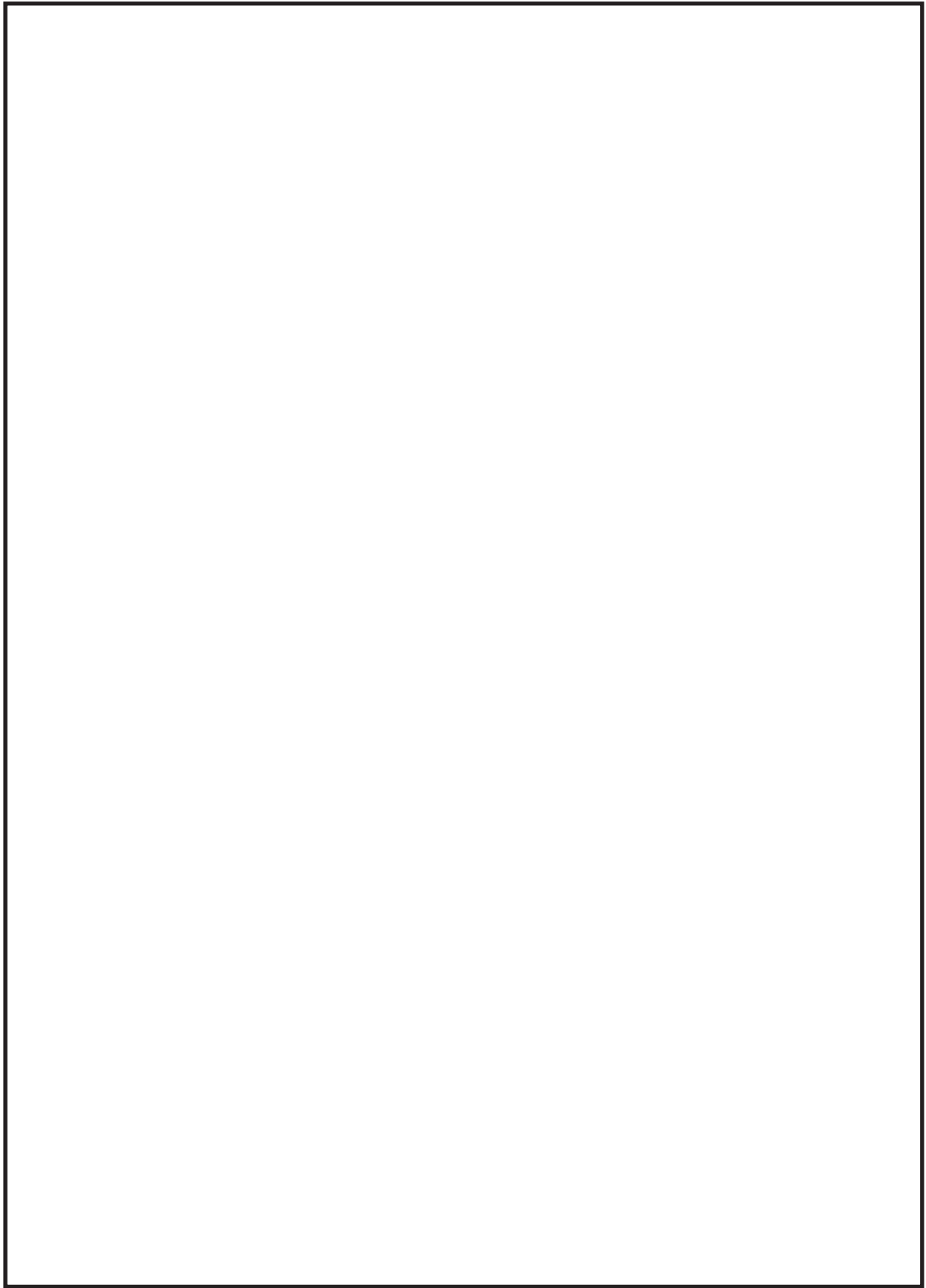


図 49-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

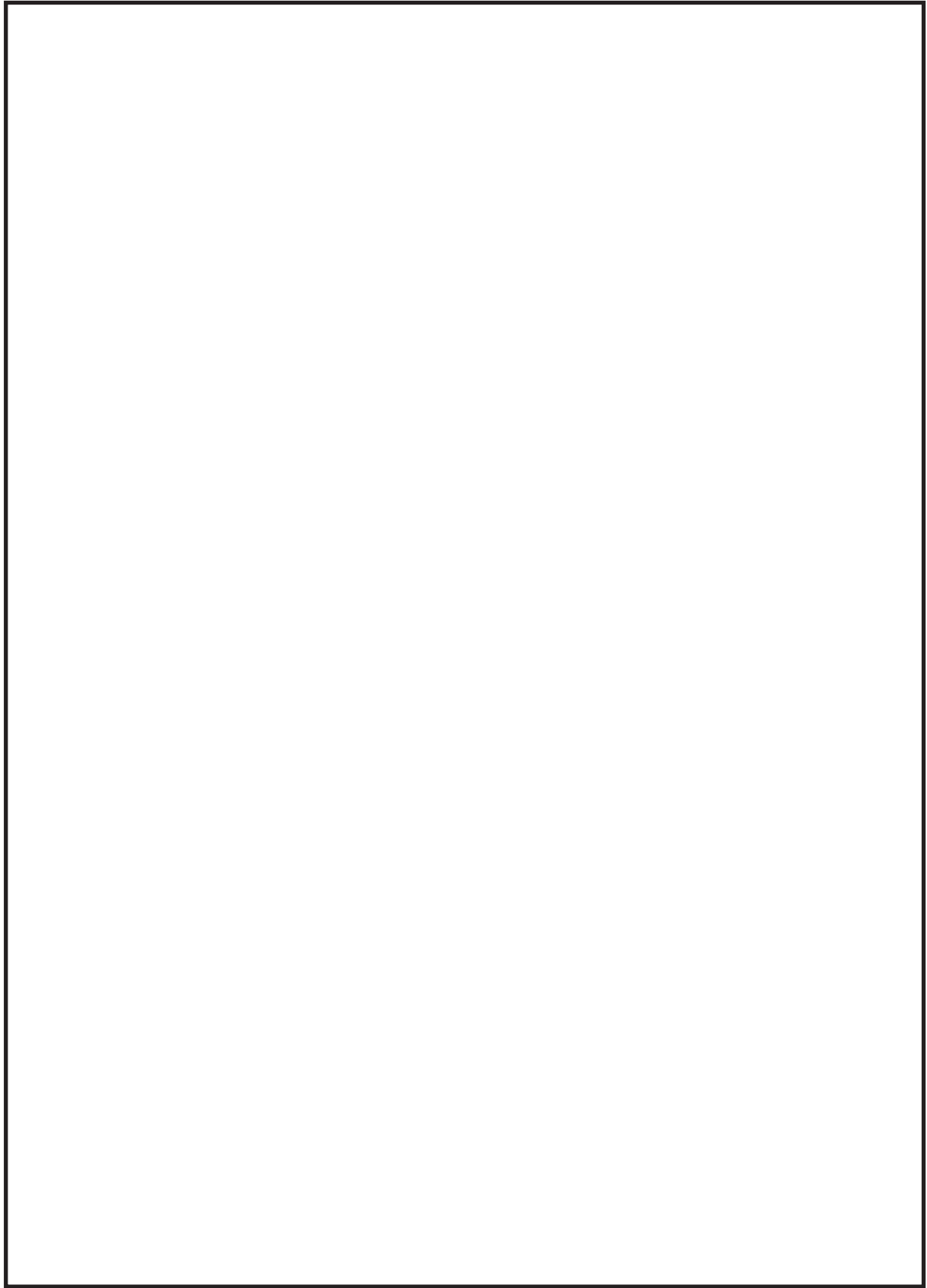


図 49-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

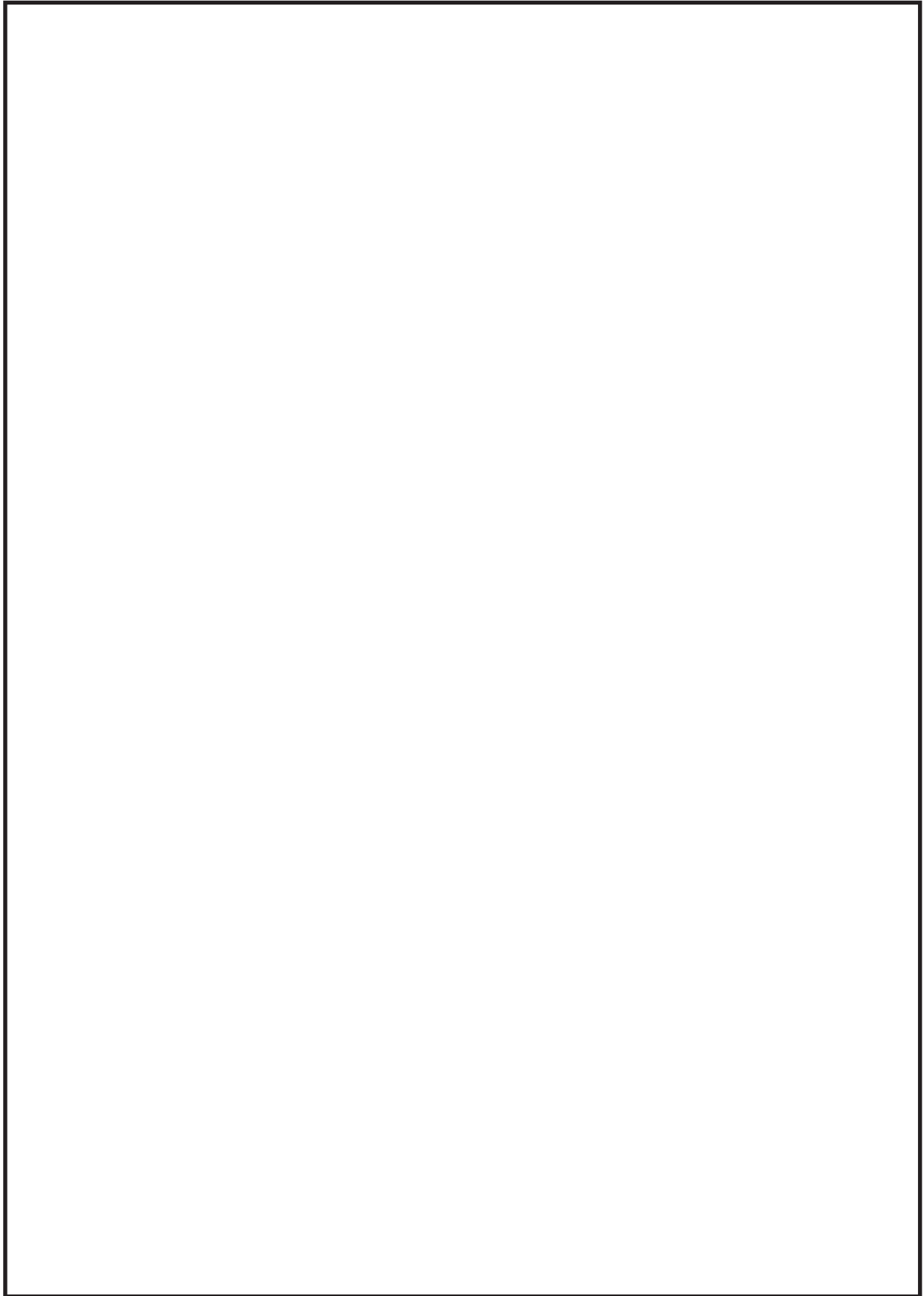
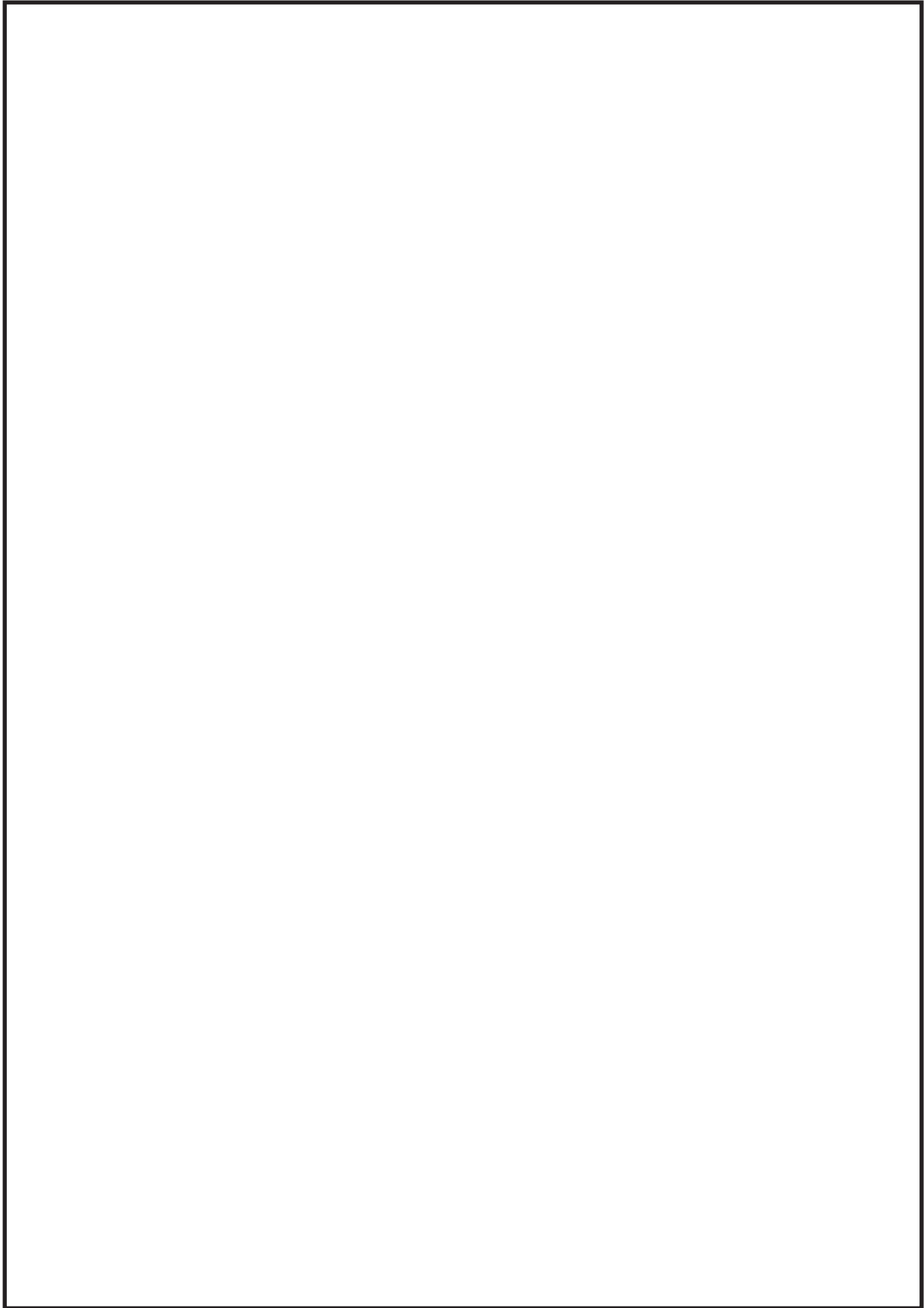


図 49-8-3 保管場所図（機器配置）

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。

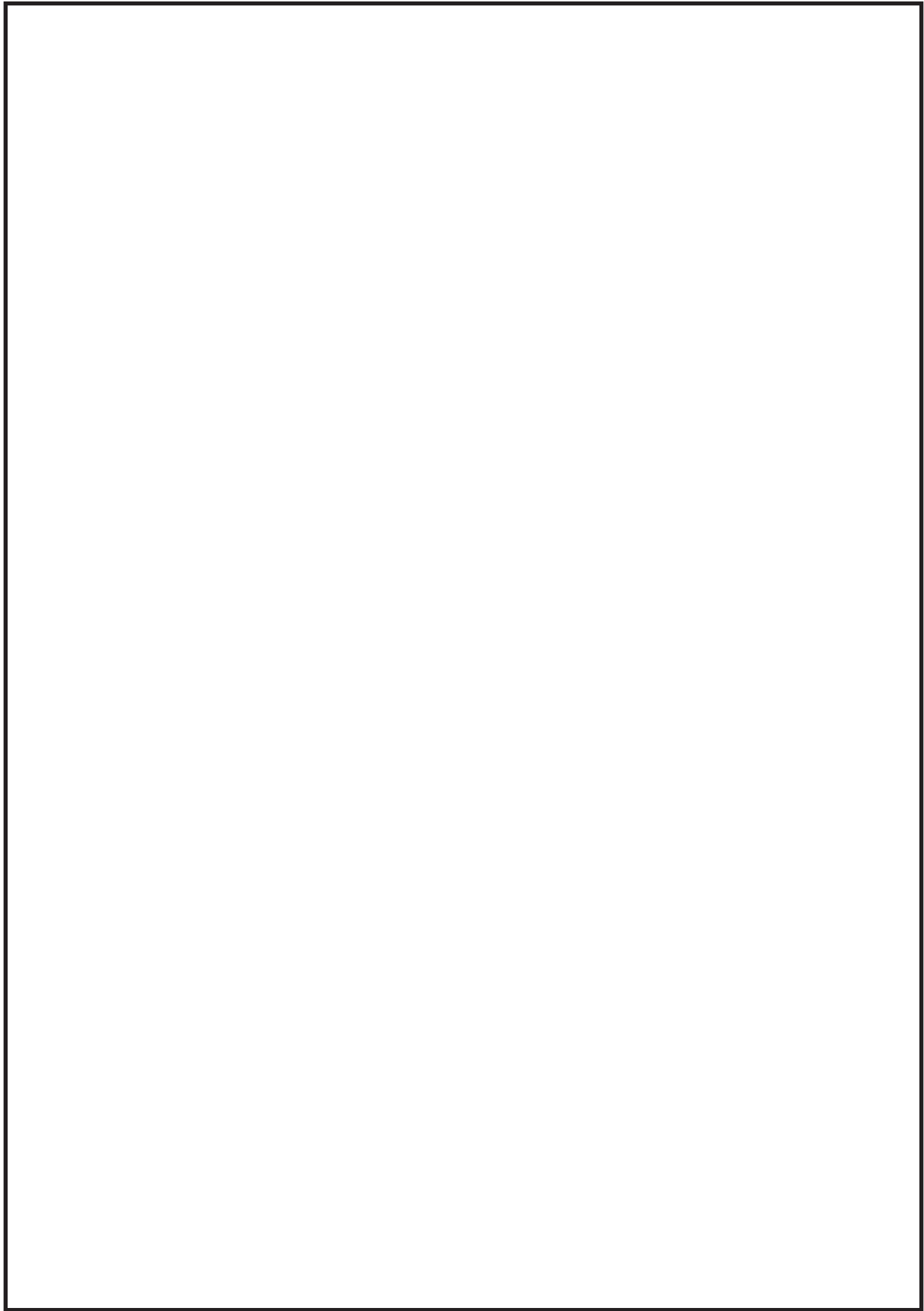


図 49-9-2 地震時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

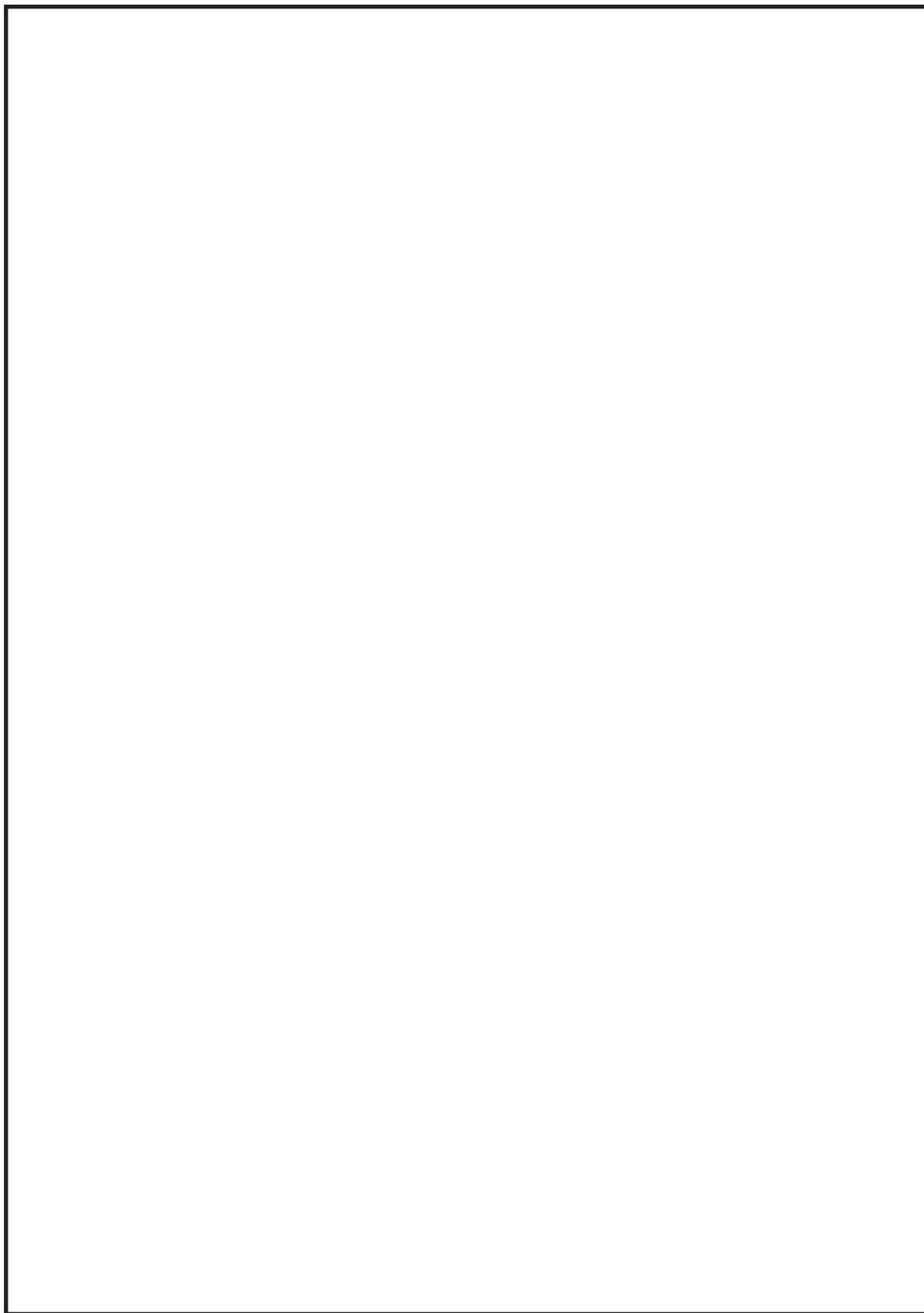


図 49-9-3 津波時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

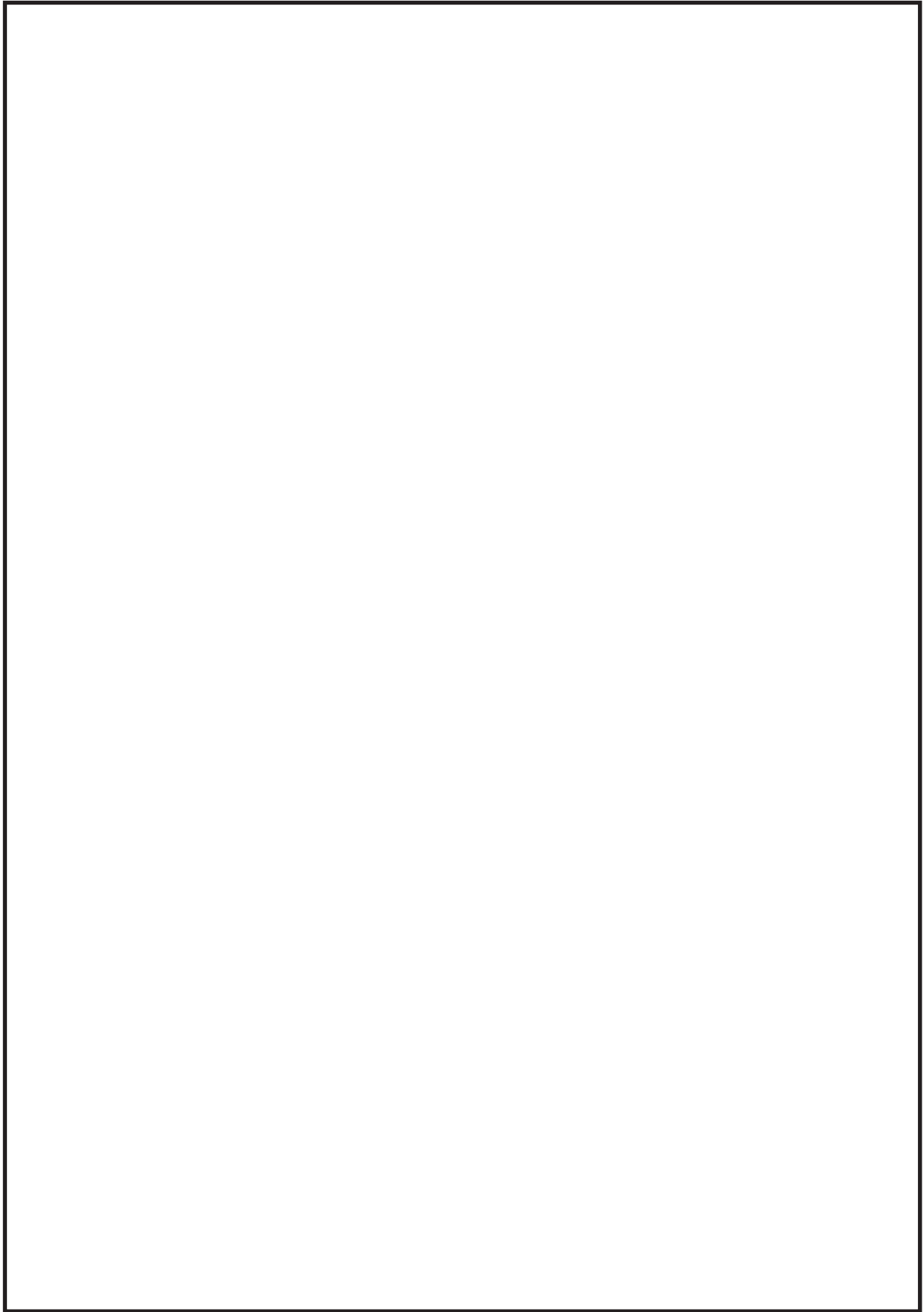


図 49-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート

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	

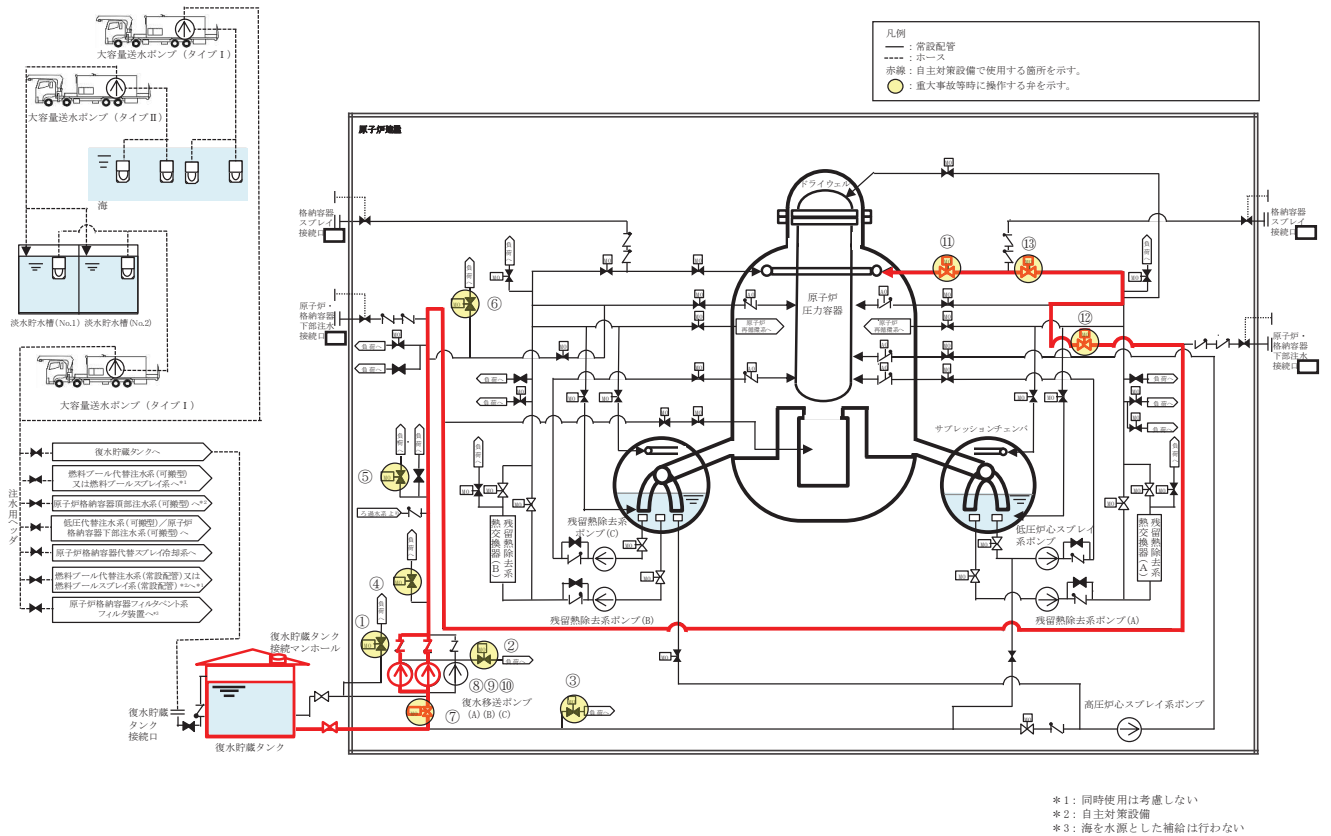
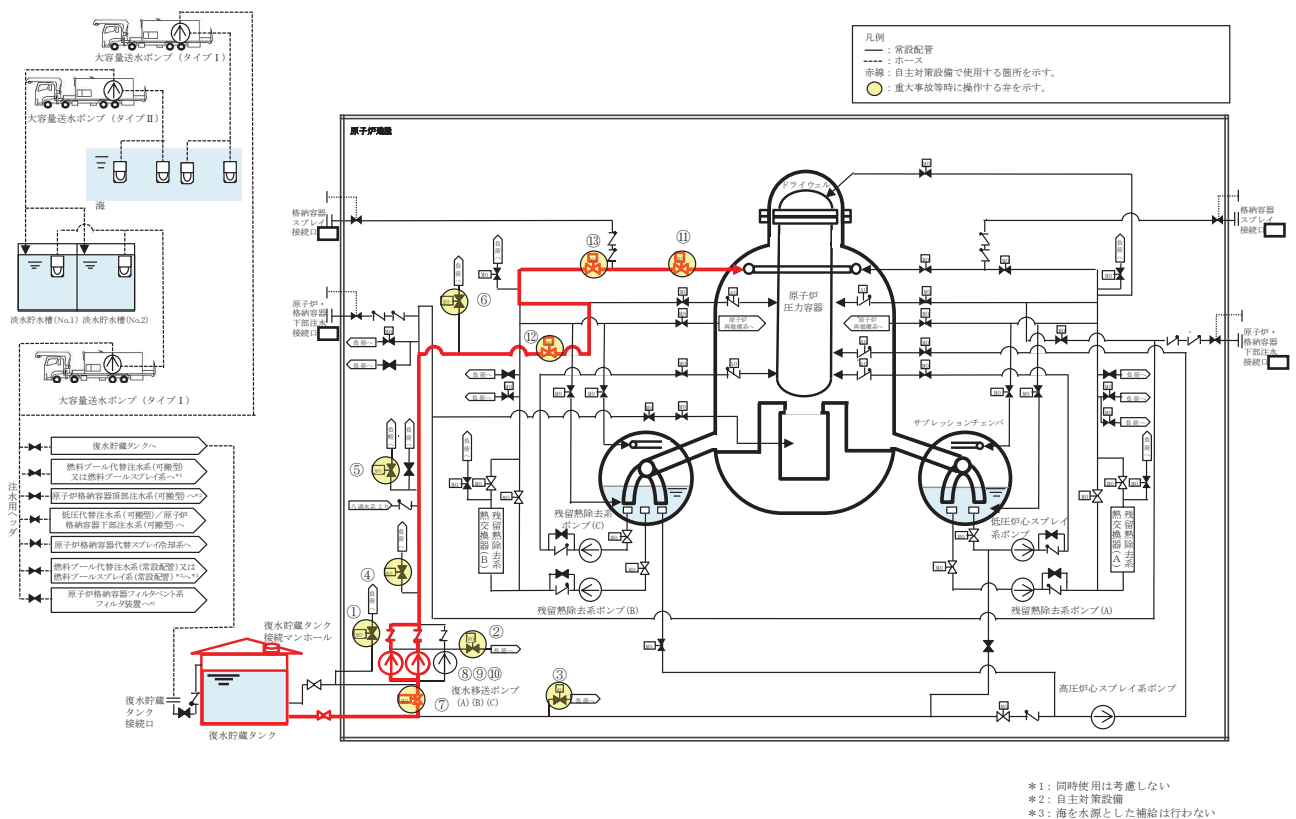


図 49-10-1 復水移送ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイの概要図
 (残留熱除去系 A 系から原子炉格納容器内へスプレイする場合)

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	

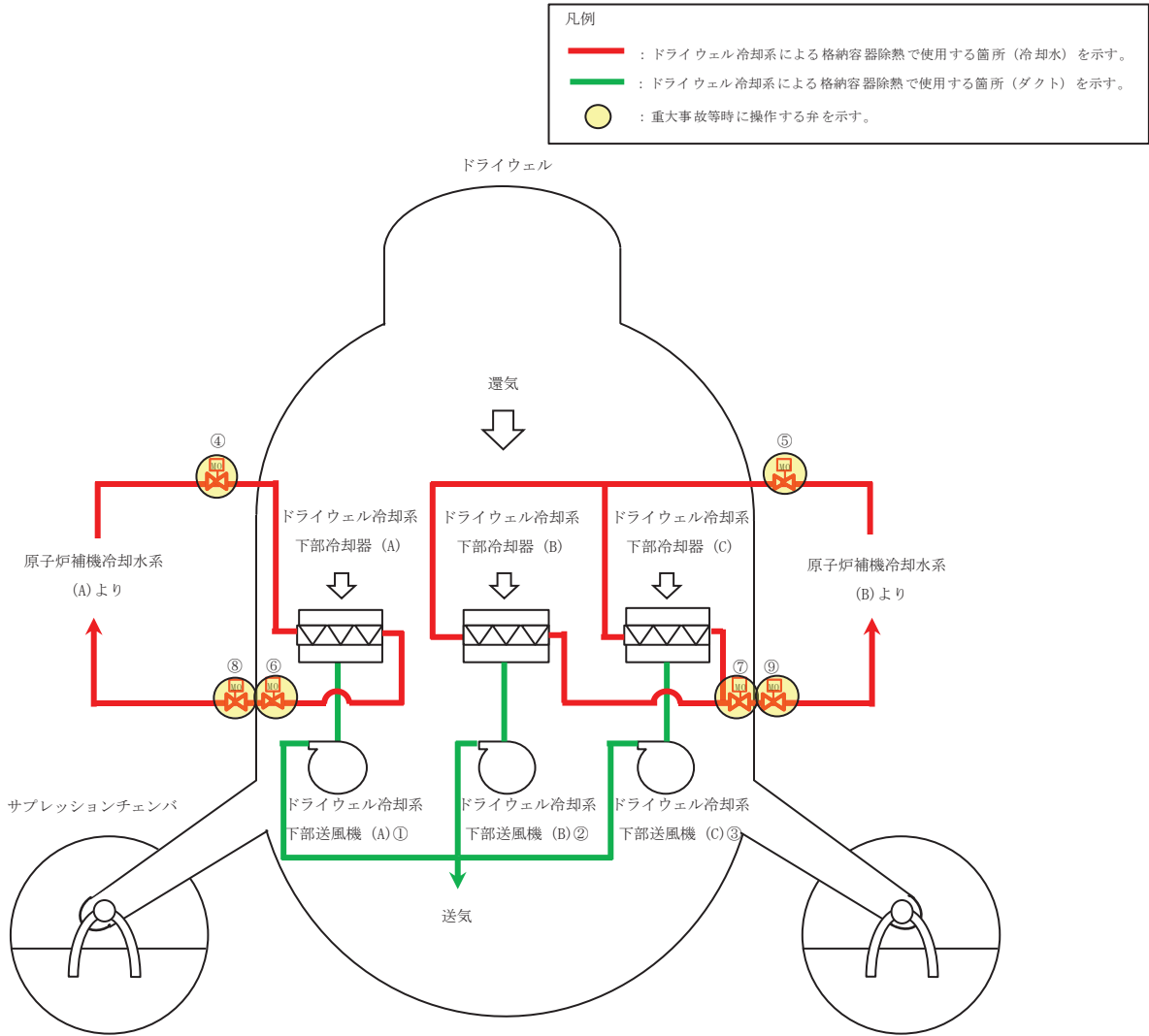


図 49-10-3 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱概要図

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。（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。

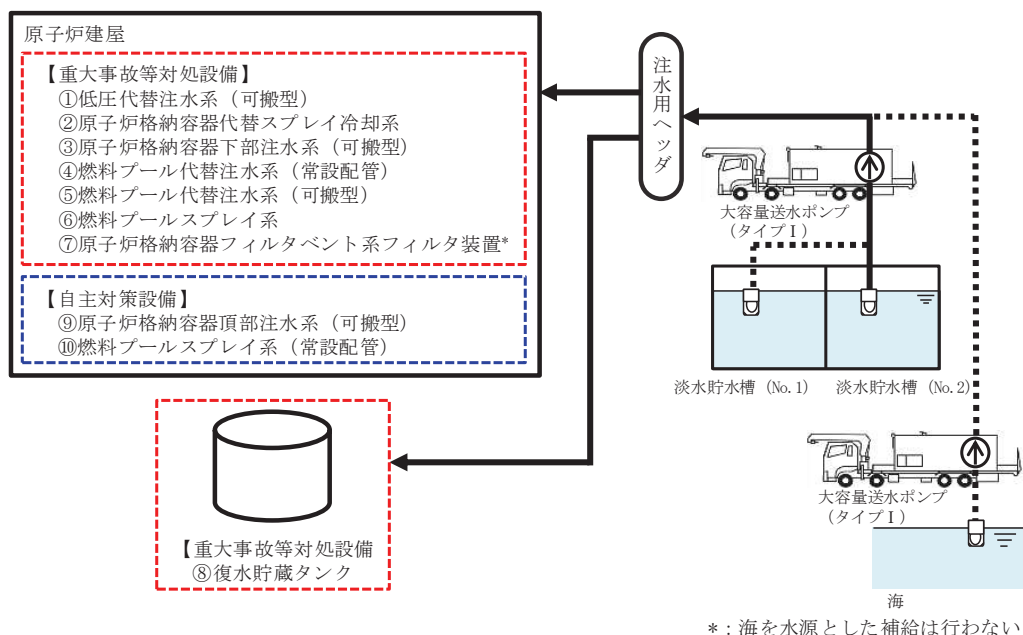


図 49-11-1 全体系統概要図

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 ^{*1,2}									
	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 ^{*3} 29h ^{*4}	—	—	—	—	—	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。

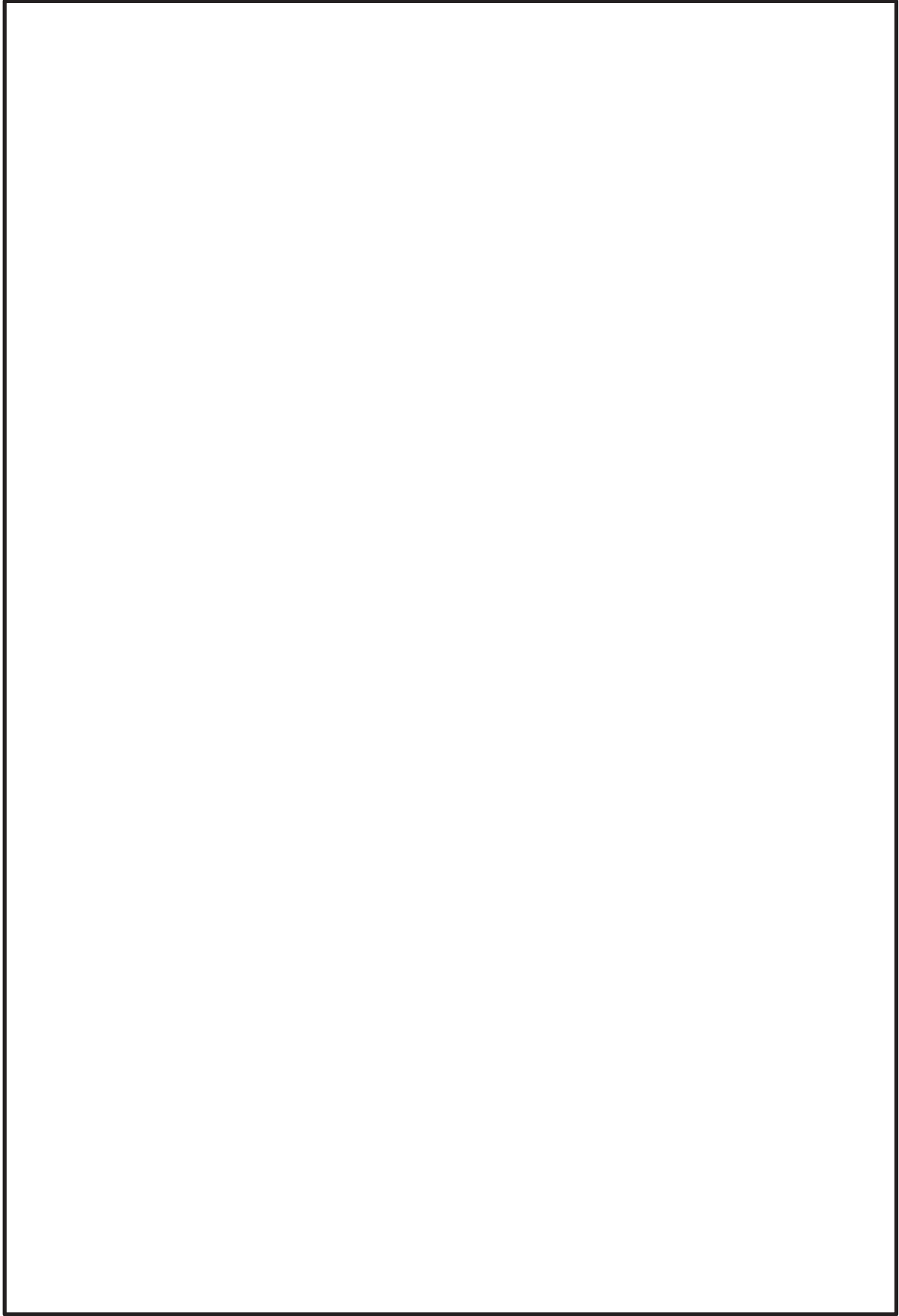


図 49-11-2 注水用ヘッダの接続状態概要図

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。

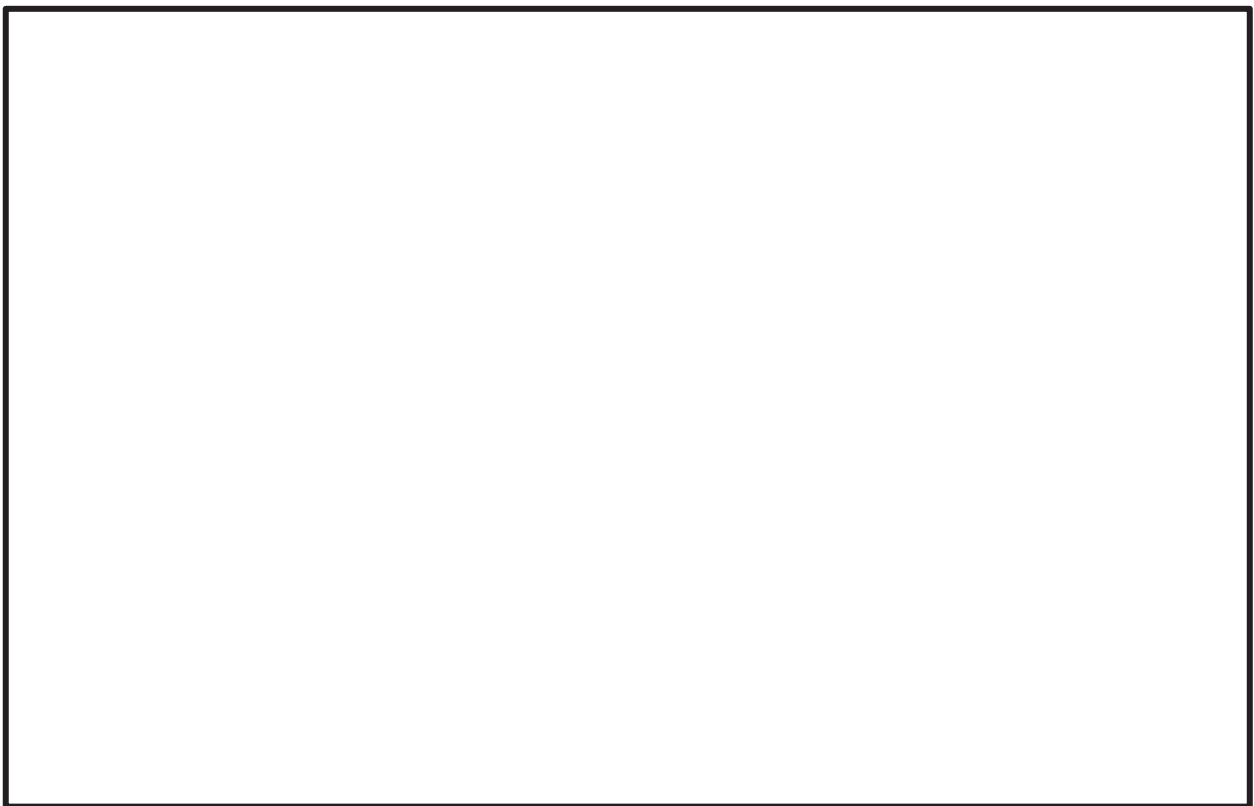


図 49-12-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

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

50-14 熱交換器ユニットの構造について

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	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	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	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, 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					

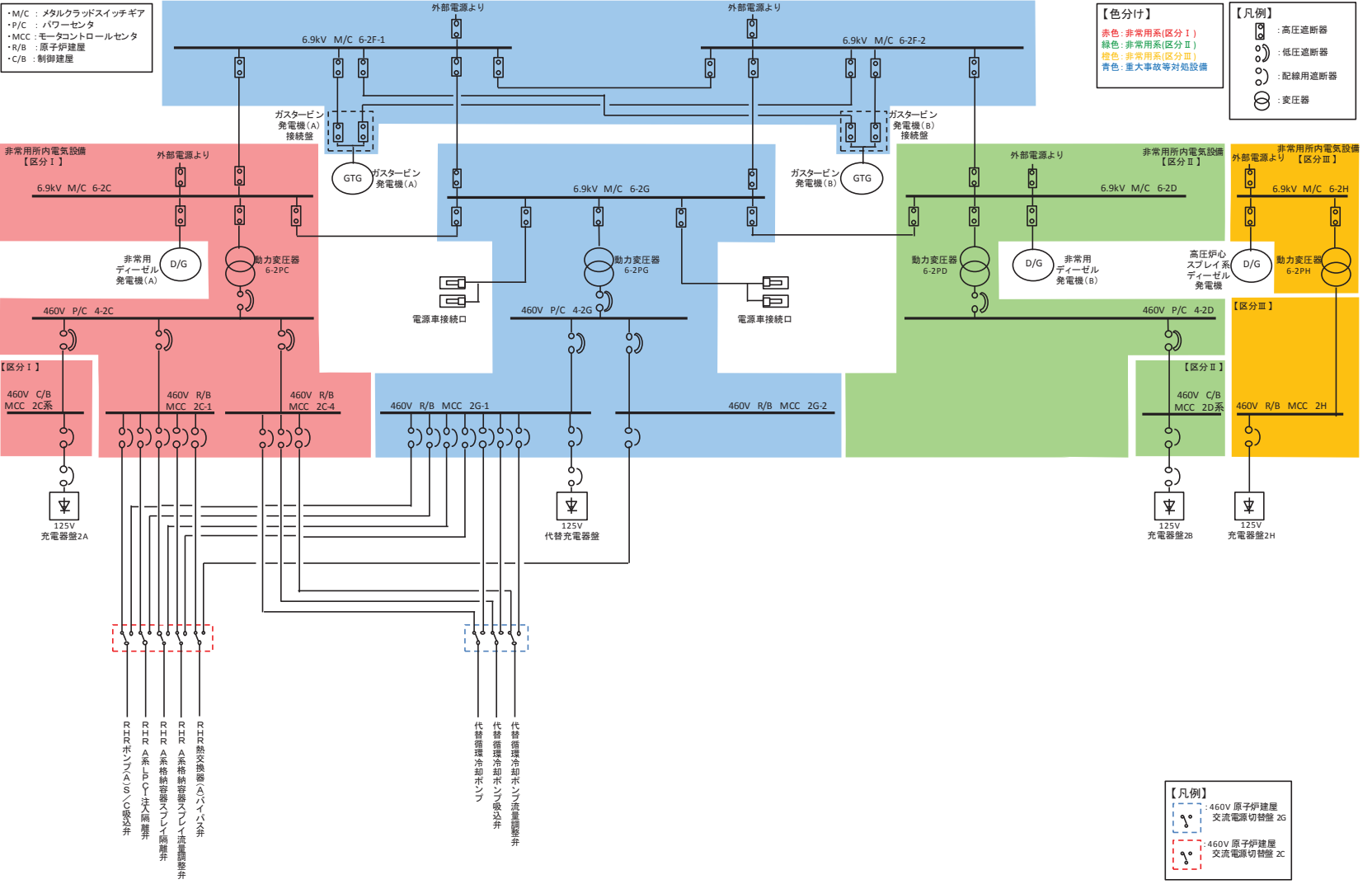
女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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	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)		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) 一対象 (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



・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モータコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

【色分け】
 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 青色: 重大事故等対応設備

【凡例】
 : 高圧遮断器
 : 低圧遮断器
 : 配線用遮断器
 : 変圧器

【凡例】
 : 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G
 : 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2C

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

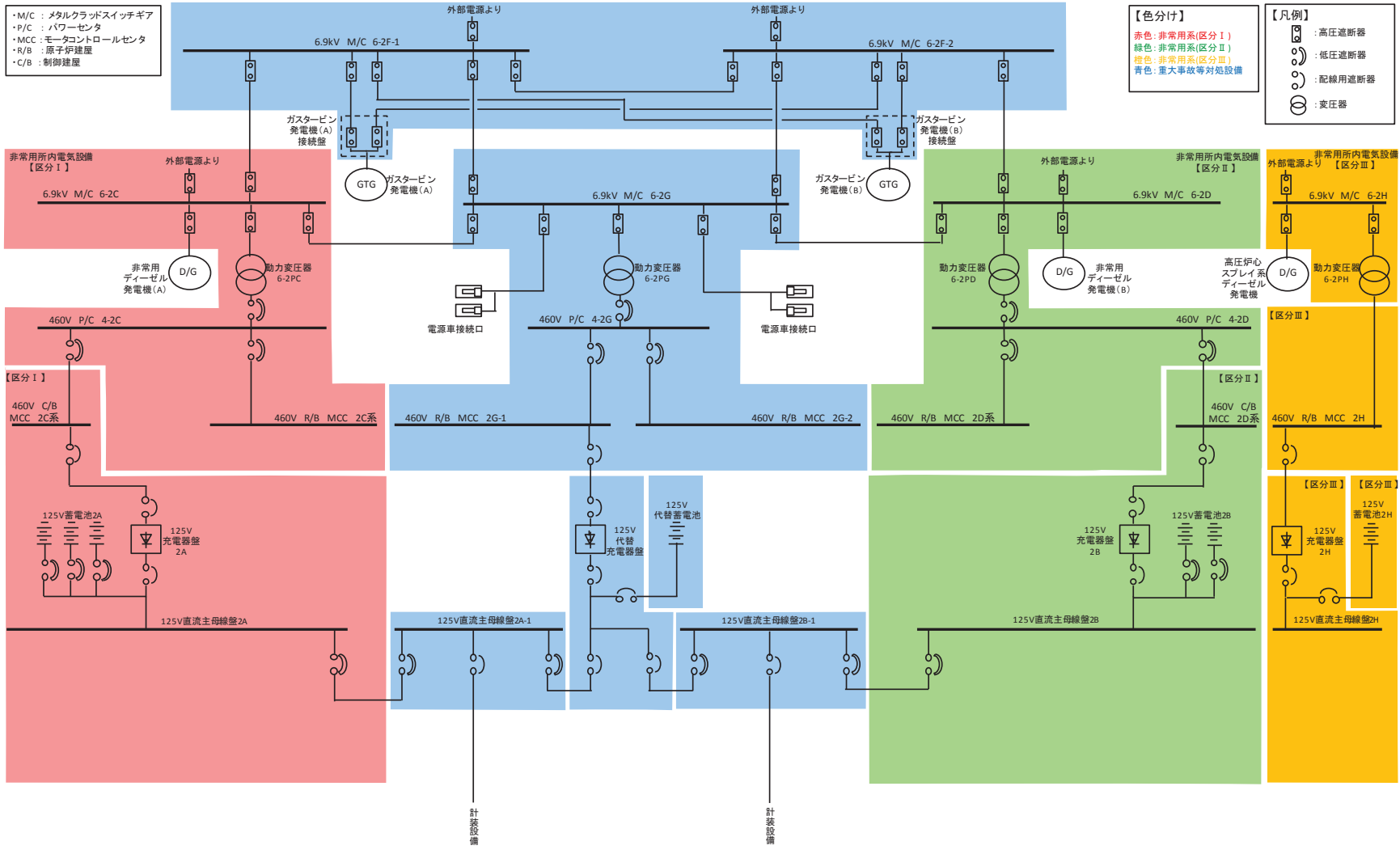
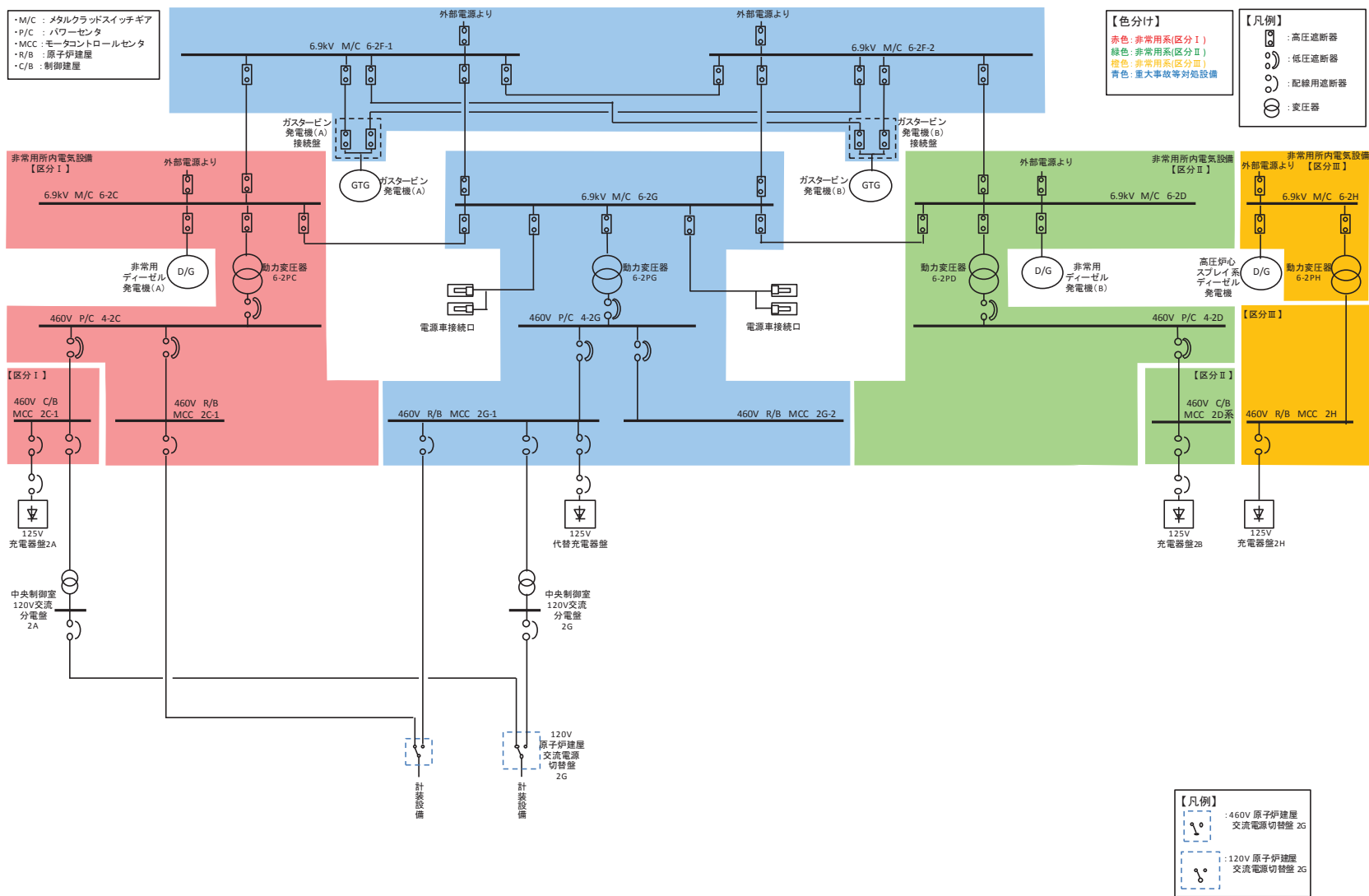


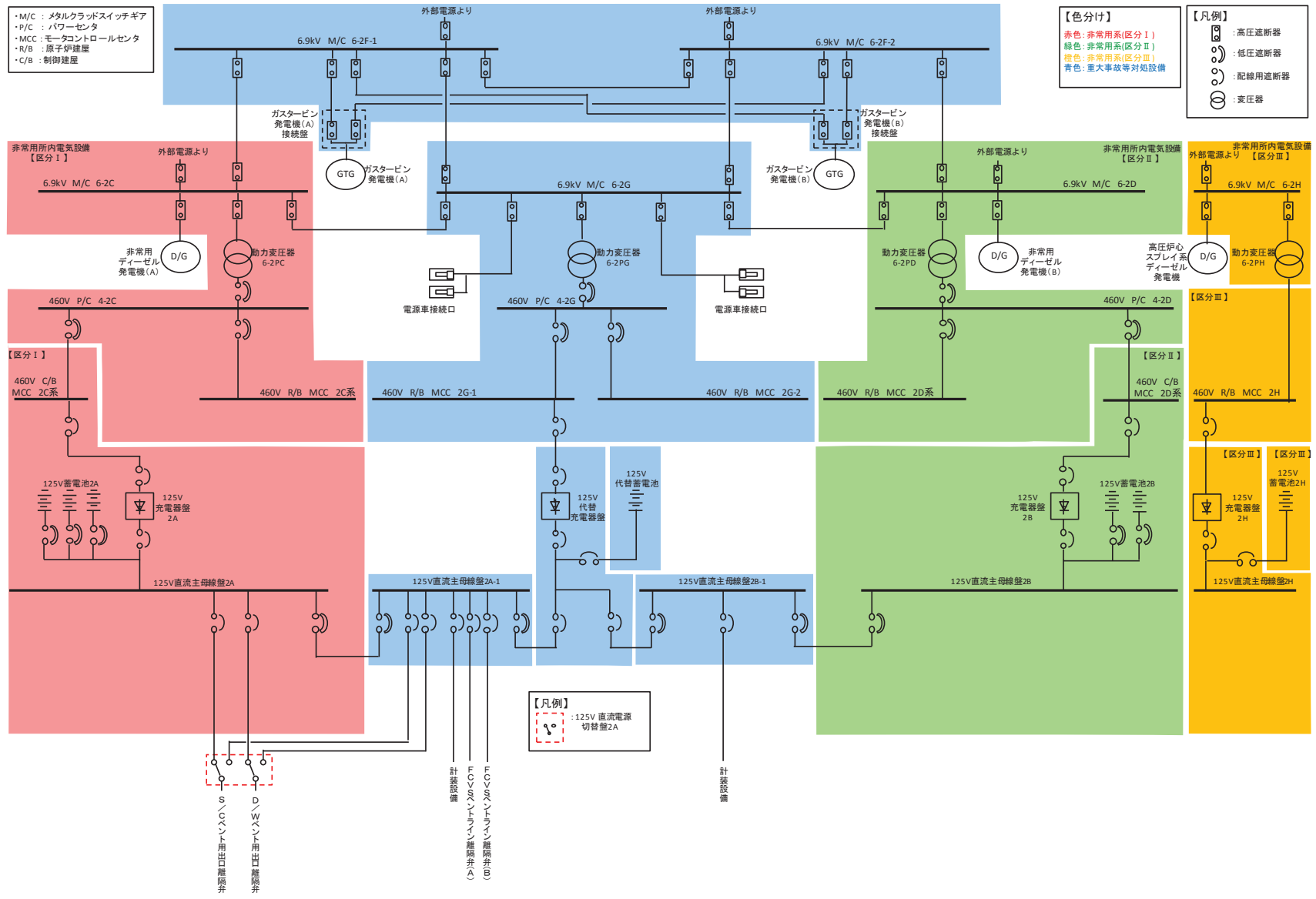
図 50-2-3 原子炉格納容器フイルタメント系に係る交流電源単線結線図



50-2-3

226

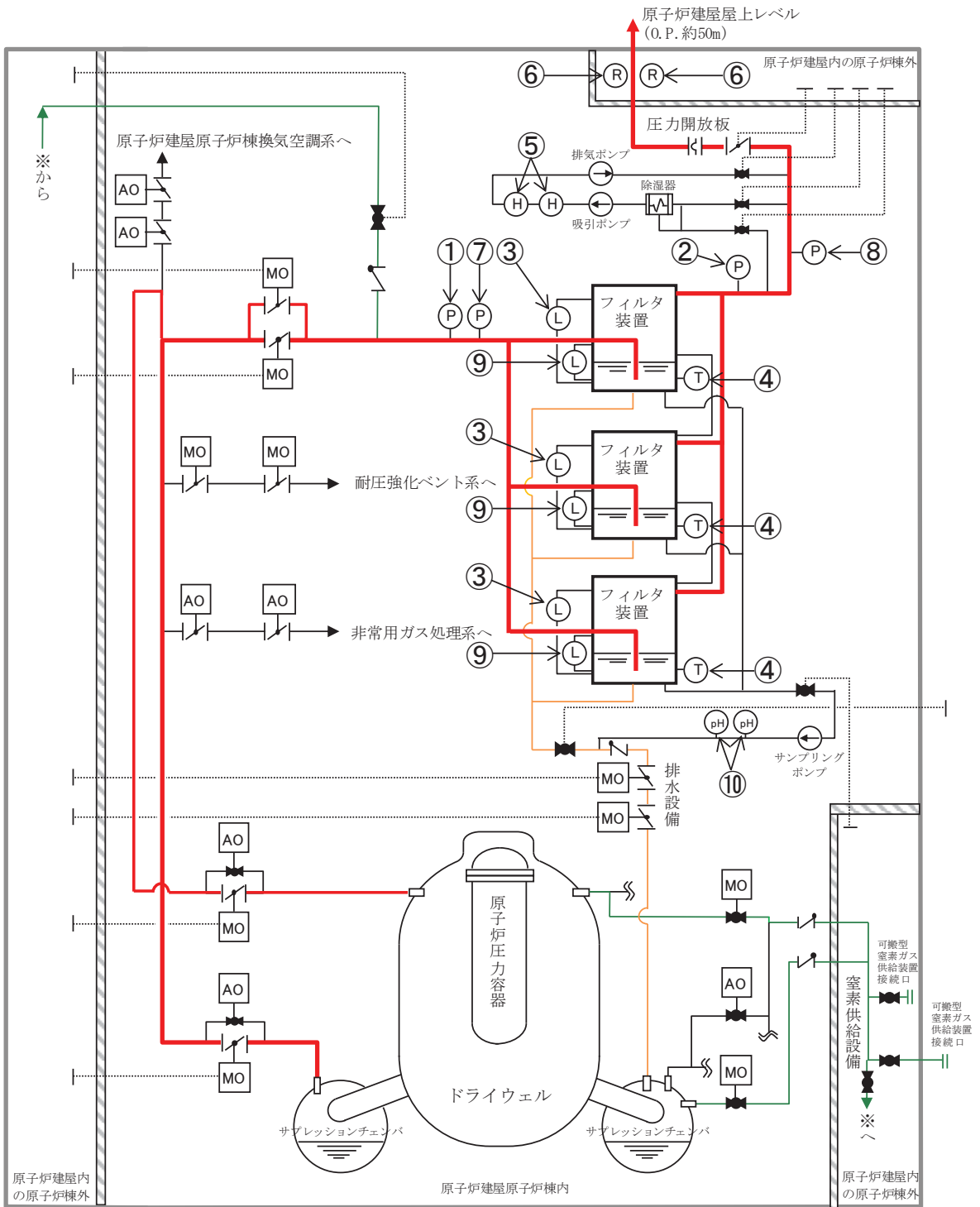
図 50-2-4 原子炉格納容器フイルタメント系に係る直流電源単線結線図



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)	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
		フィルタ装置出口圧力 (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
		フィルタ装置水位 (広帯域)	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 ^{*1}	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 ⁻² ~10 ⁵ 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 ^{*1}	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。

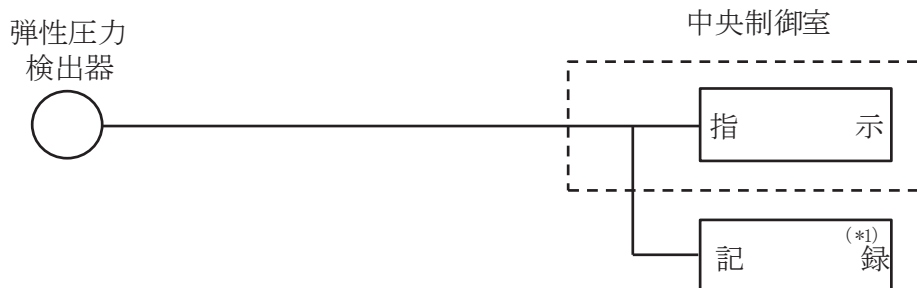
*2 基準点はフィルタ装置 (本体) 下鏡底部。

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。

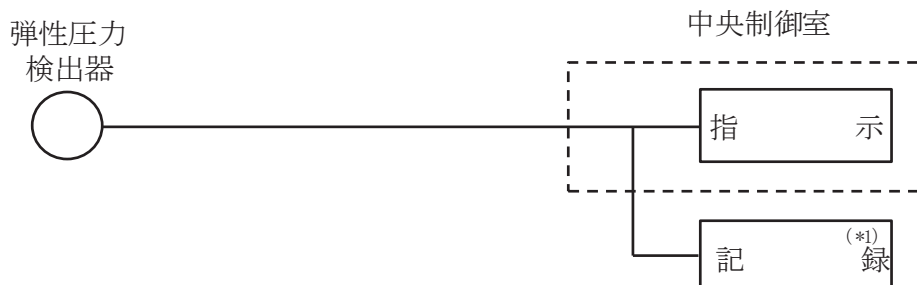


(*) SPDS伝送装置

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。

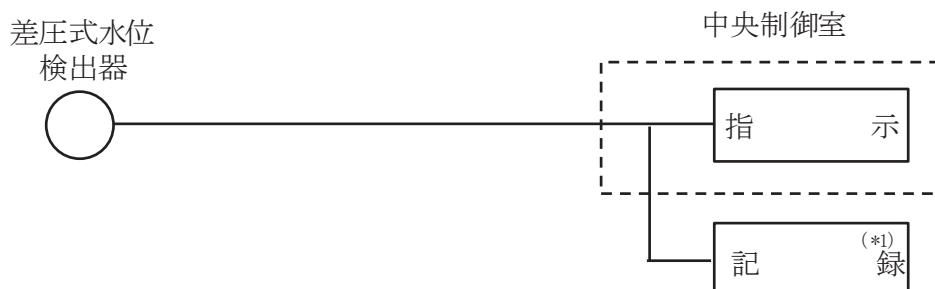


(*) SPDS伝送装置

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。

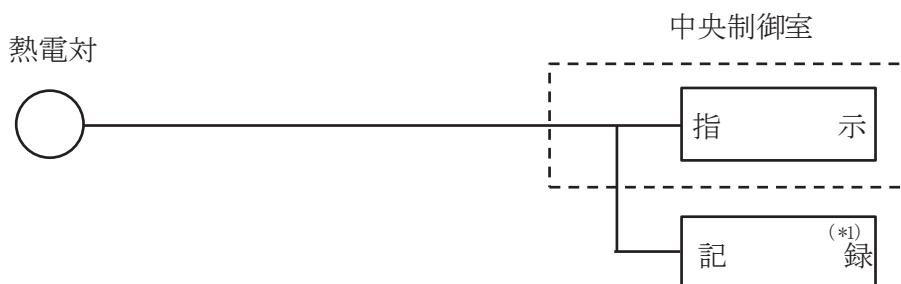


(*1) SPDS伝送装置

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。



(*1) 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。

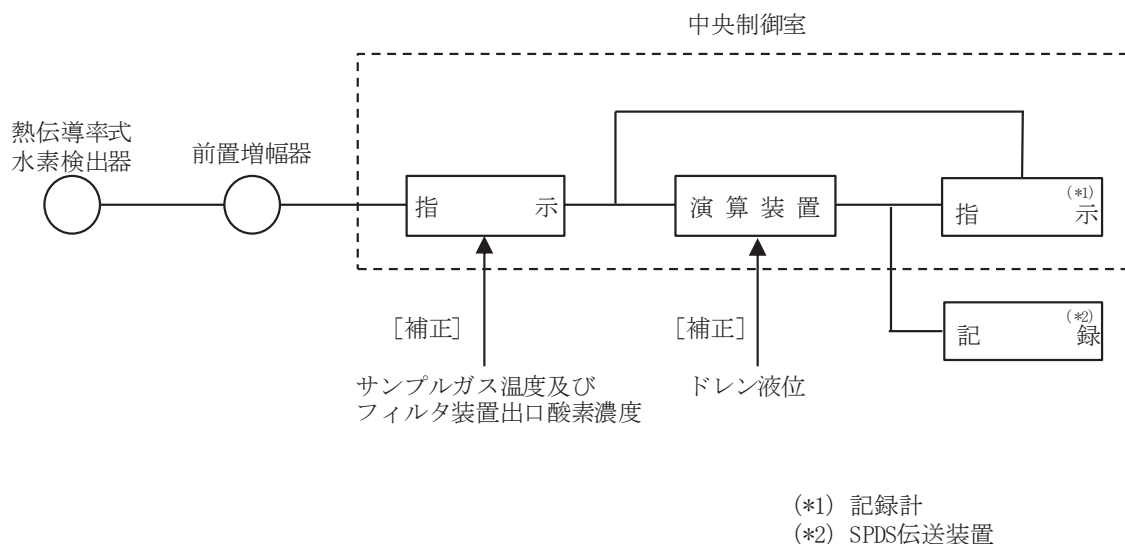


図50-3-6 フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図

(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。

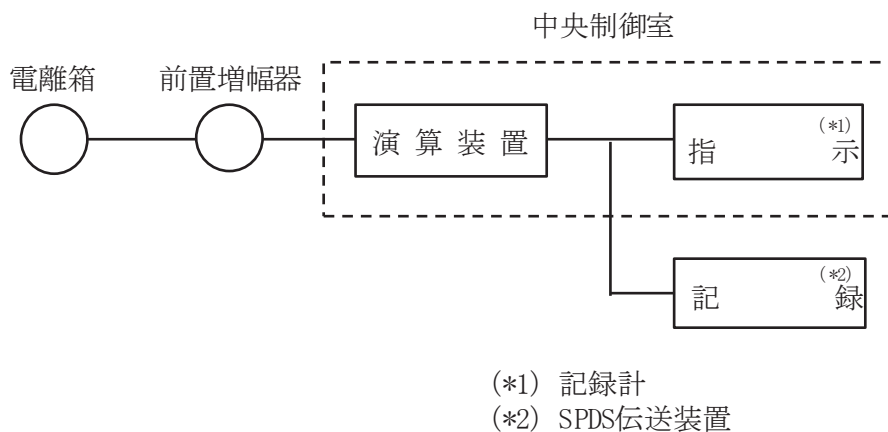
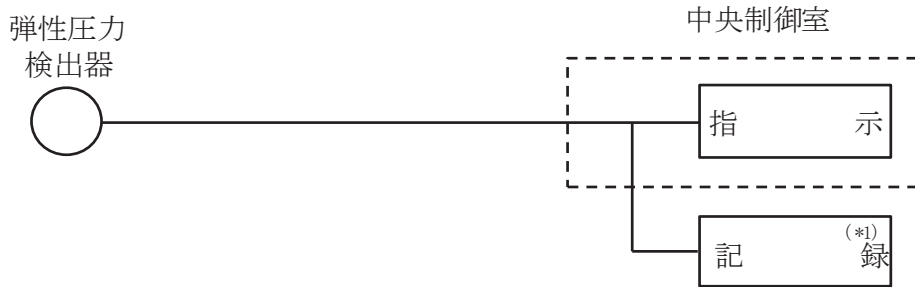


図50-3-7 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(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。

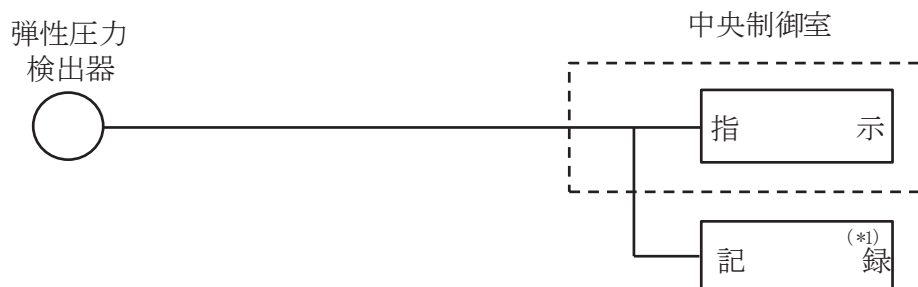


(*) SPDS伝送装置

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。

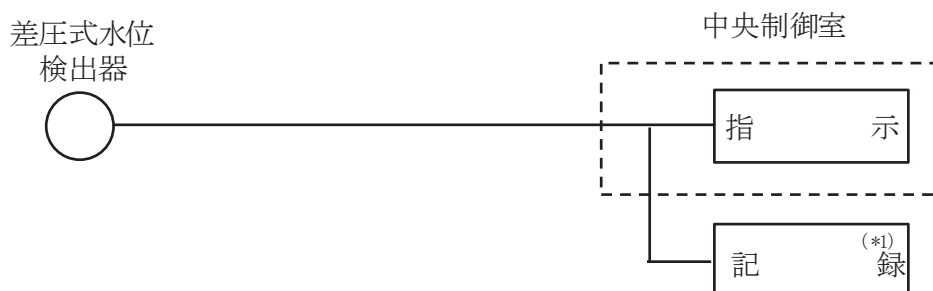


(*) SPDS伝送装置

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。

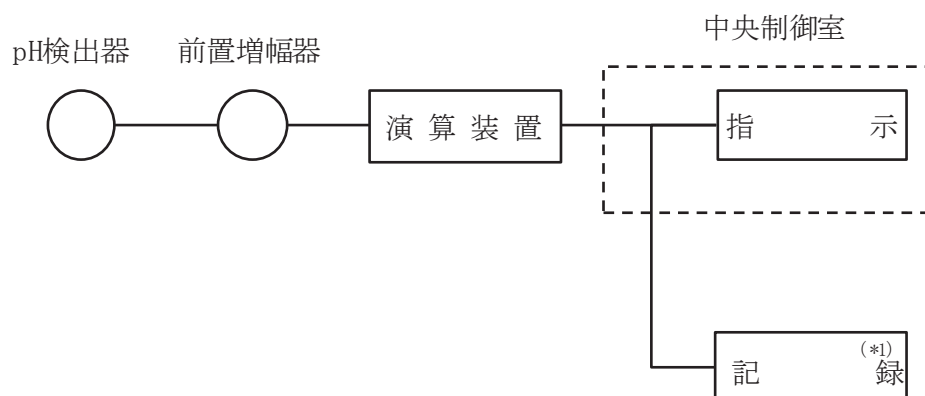


(*1) SPDS伝送装置

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

- | | |
|---|-------------|
|  | : 設計基準対象施設 |
|  | : 重大事故等対処設備 |

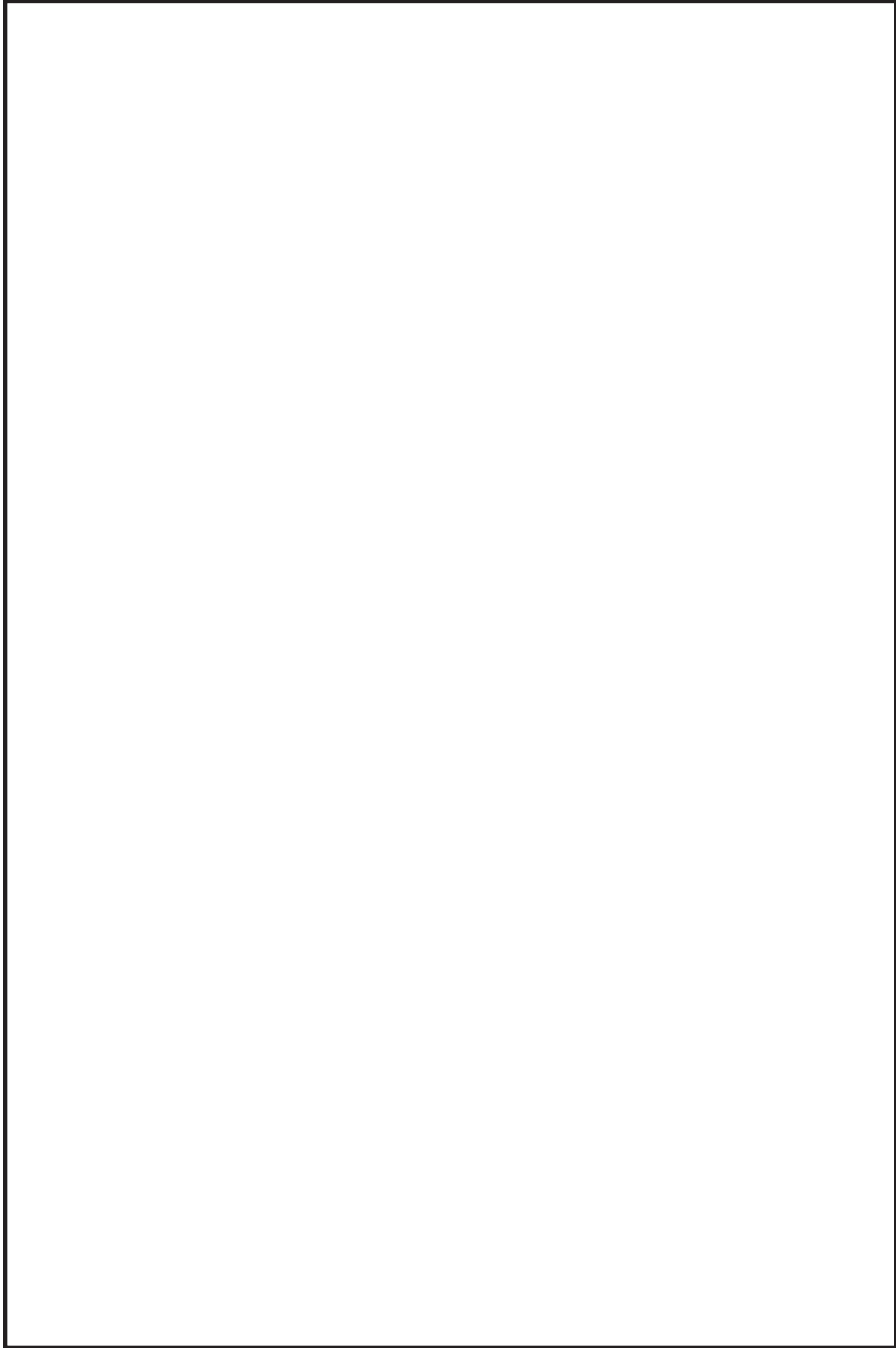


図 50-4-1 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

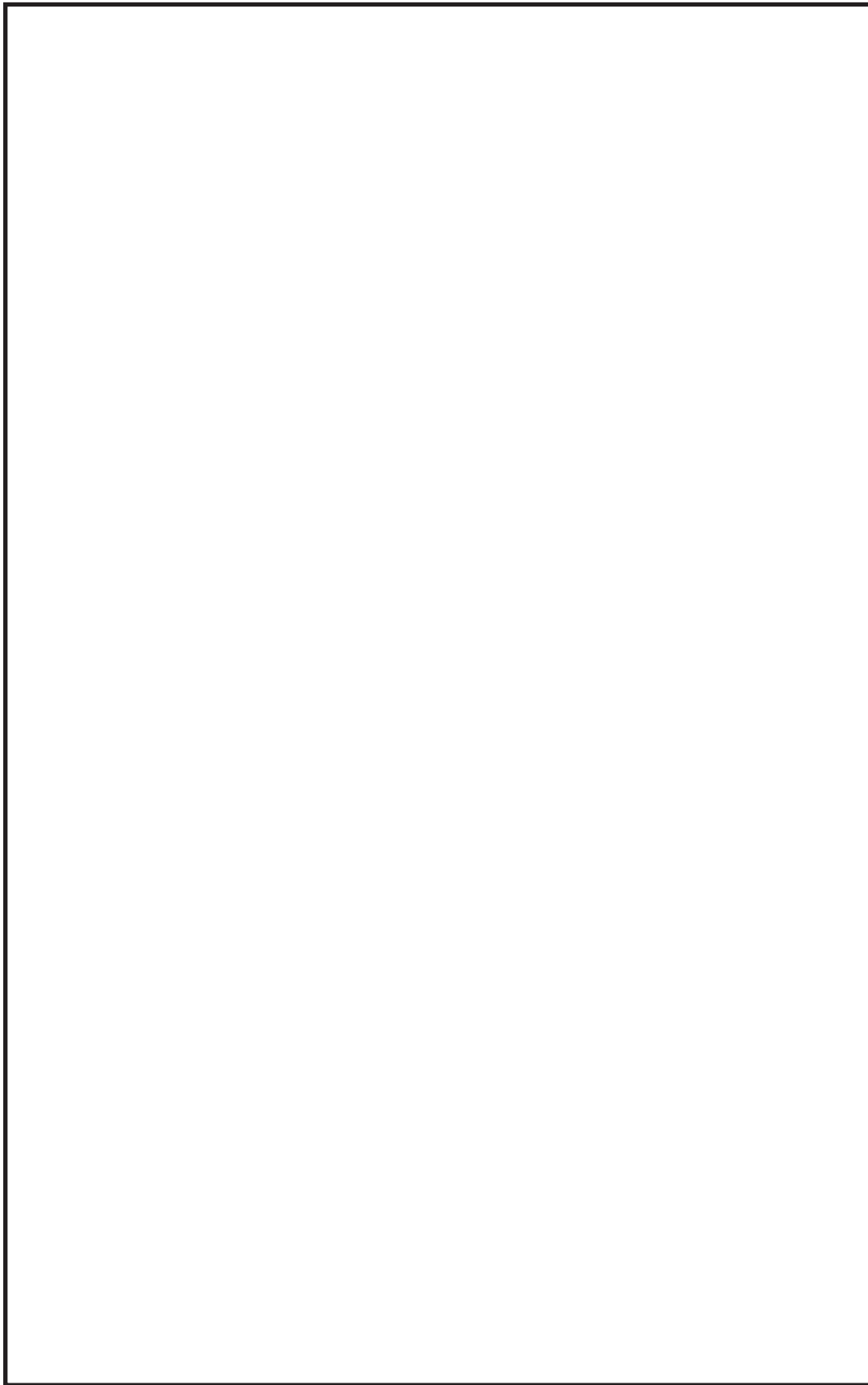


図 50-4-2 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

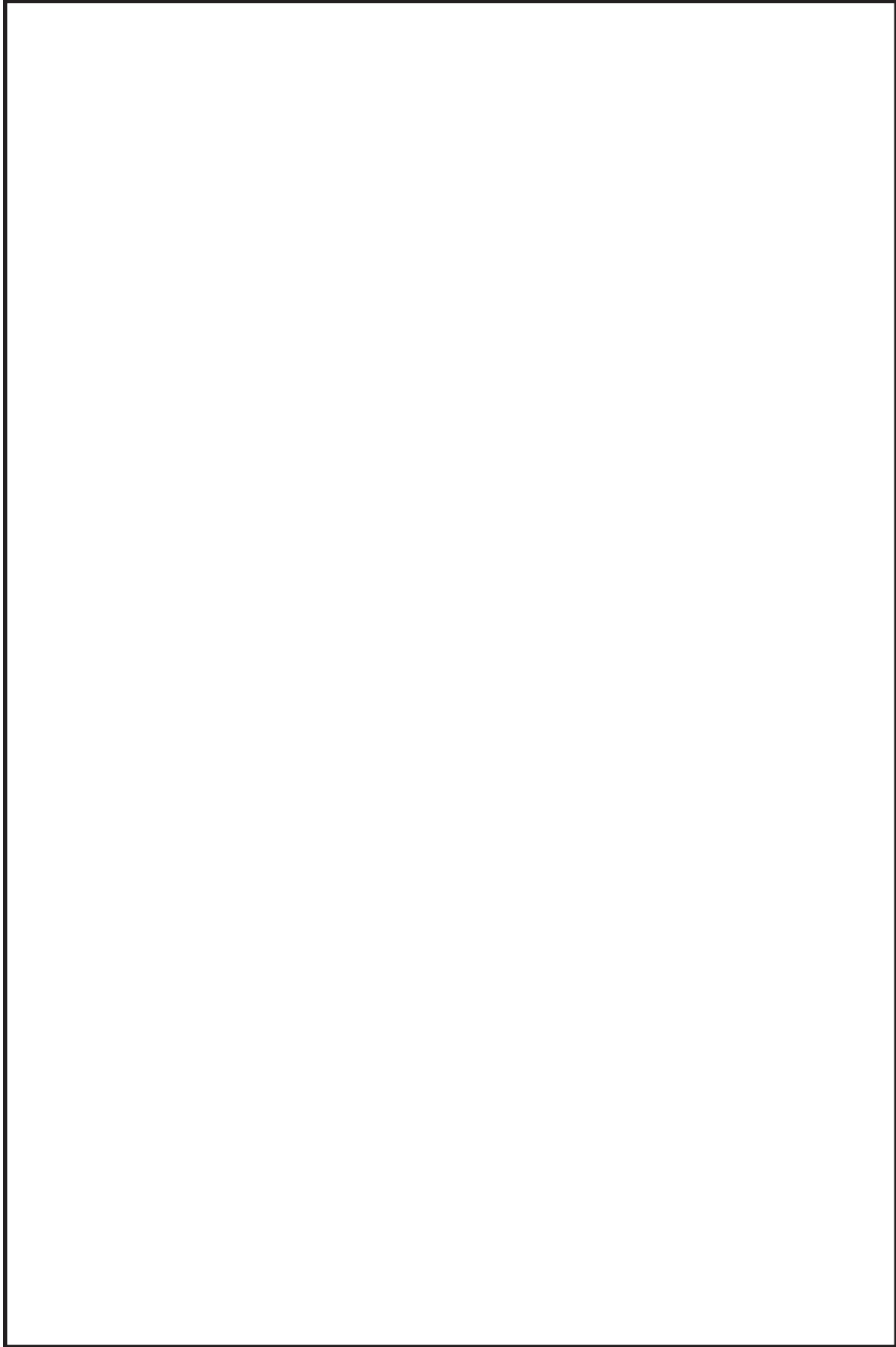


図 50-4-3 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

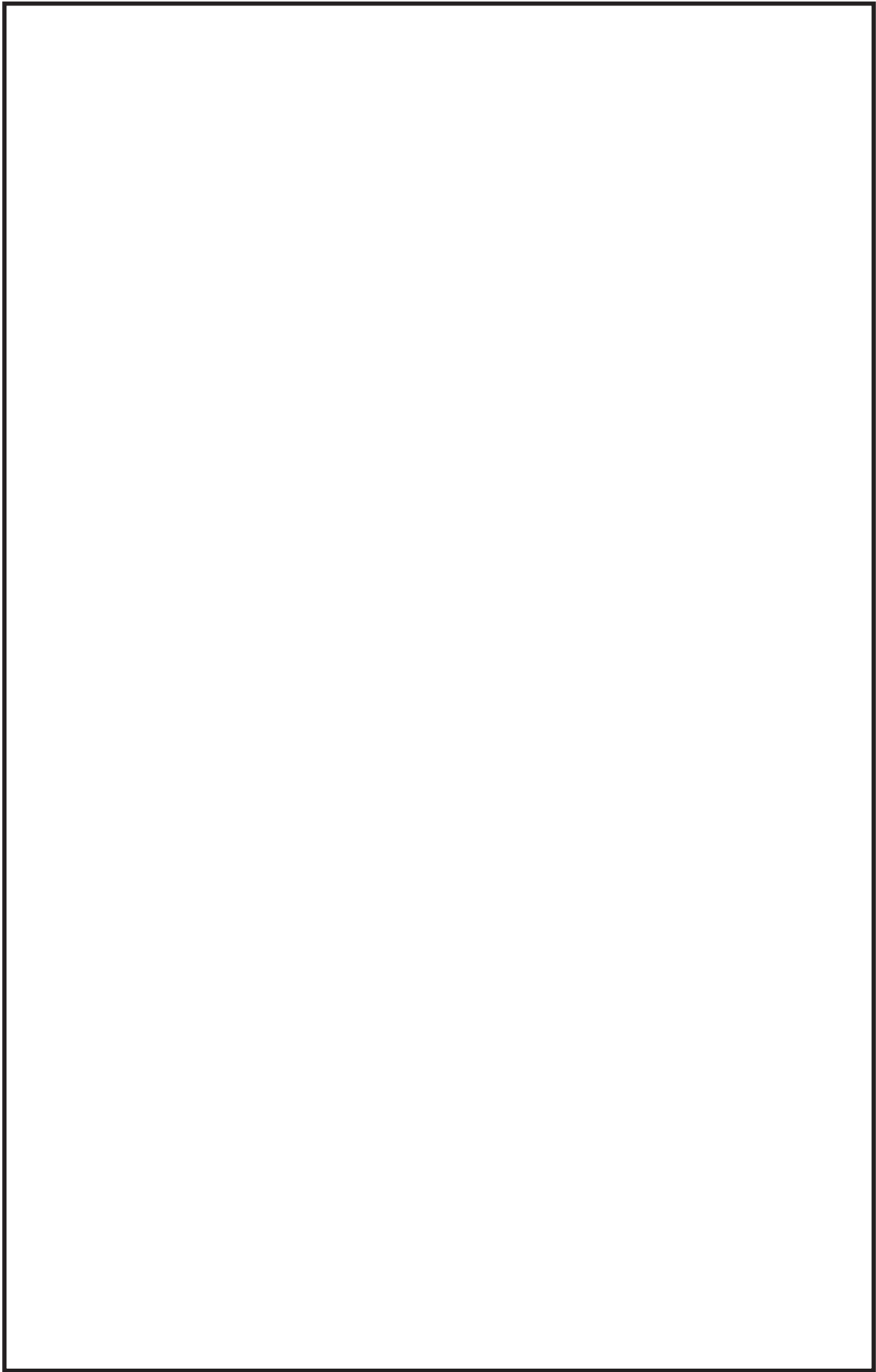


図 50-4-4 代替循環冷却系 配置図 (中央制御室 (制御建屋))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

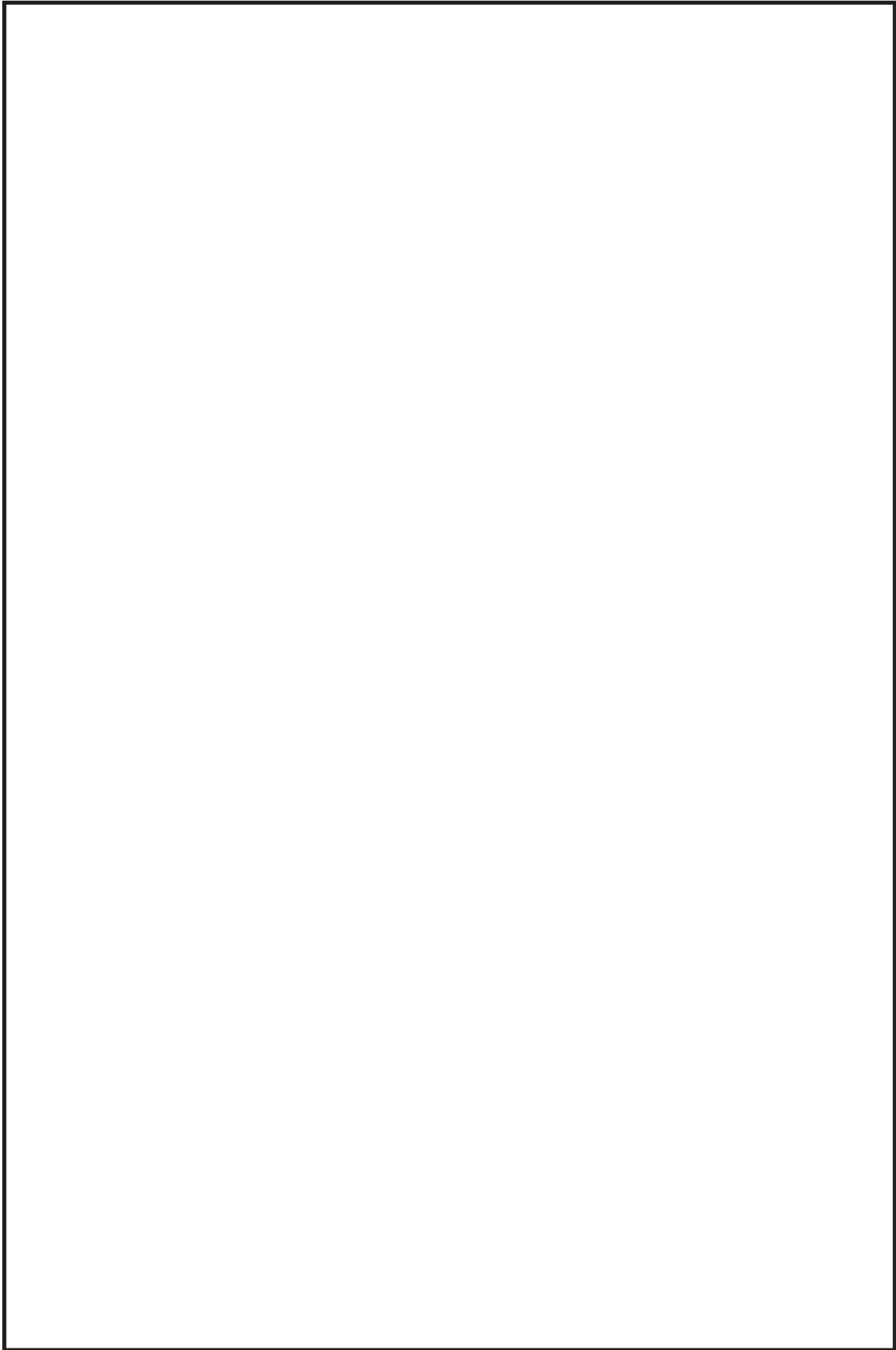


図 50-4-5 原子炉補機代替冷却水系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

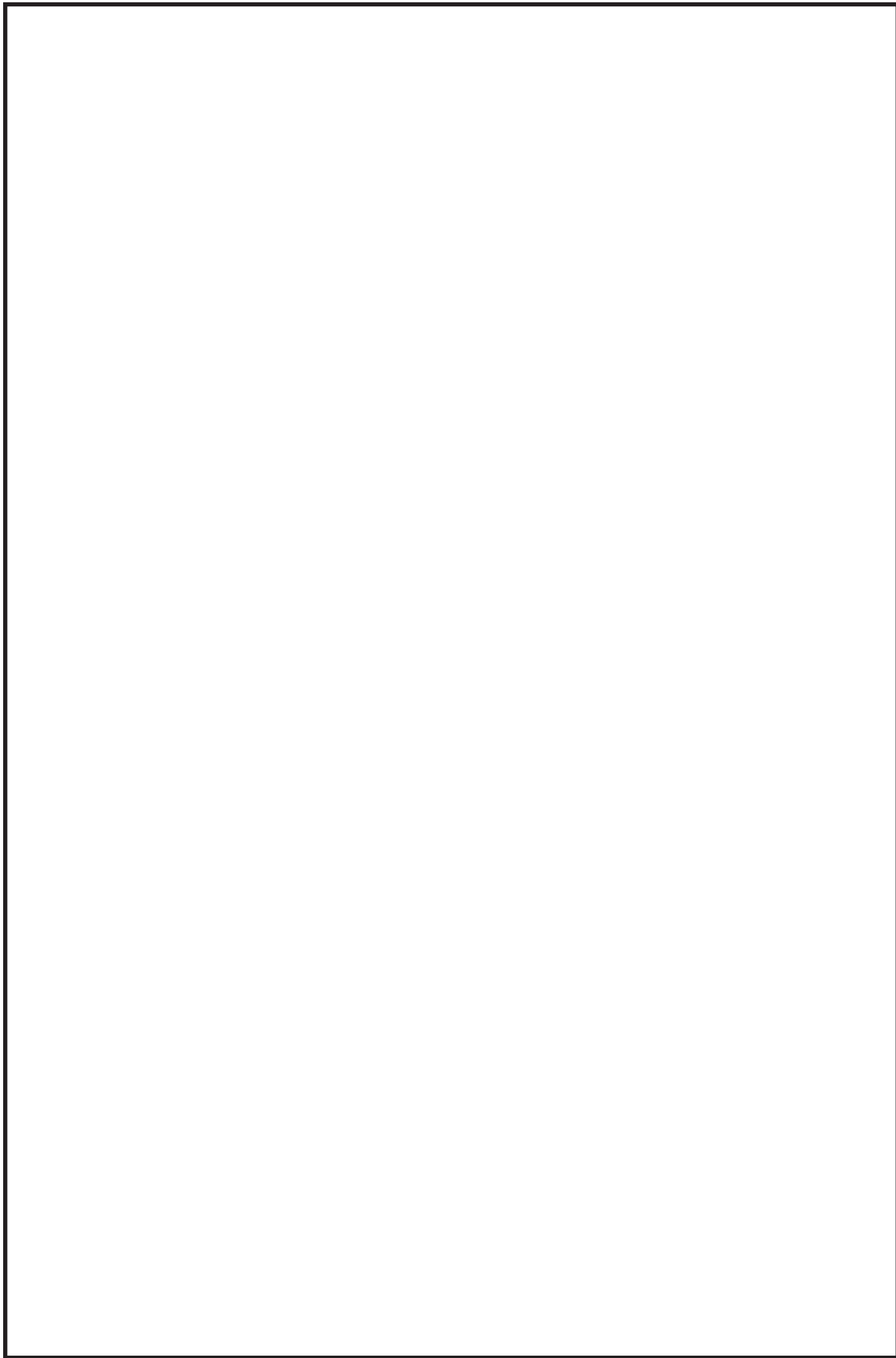


図 50-4-6 原子炉補機代替冷却水系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

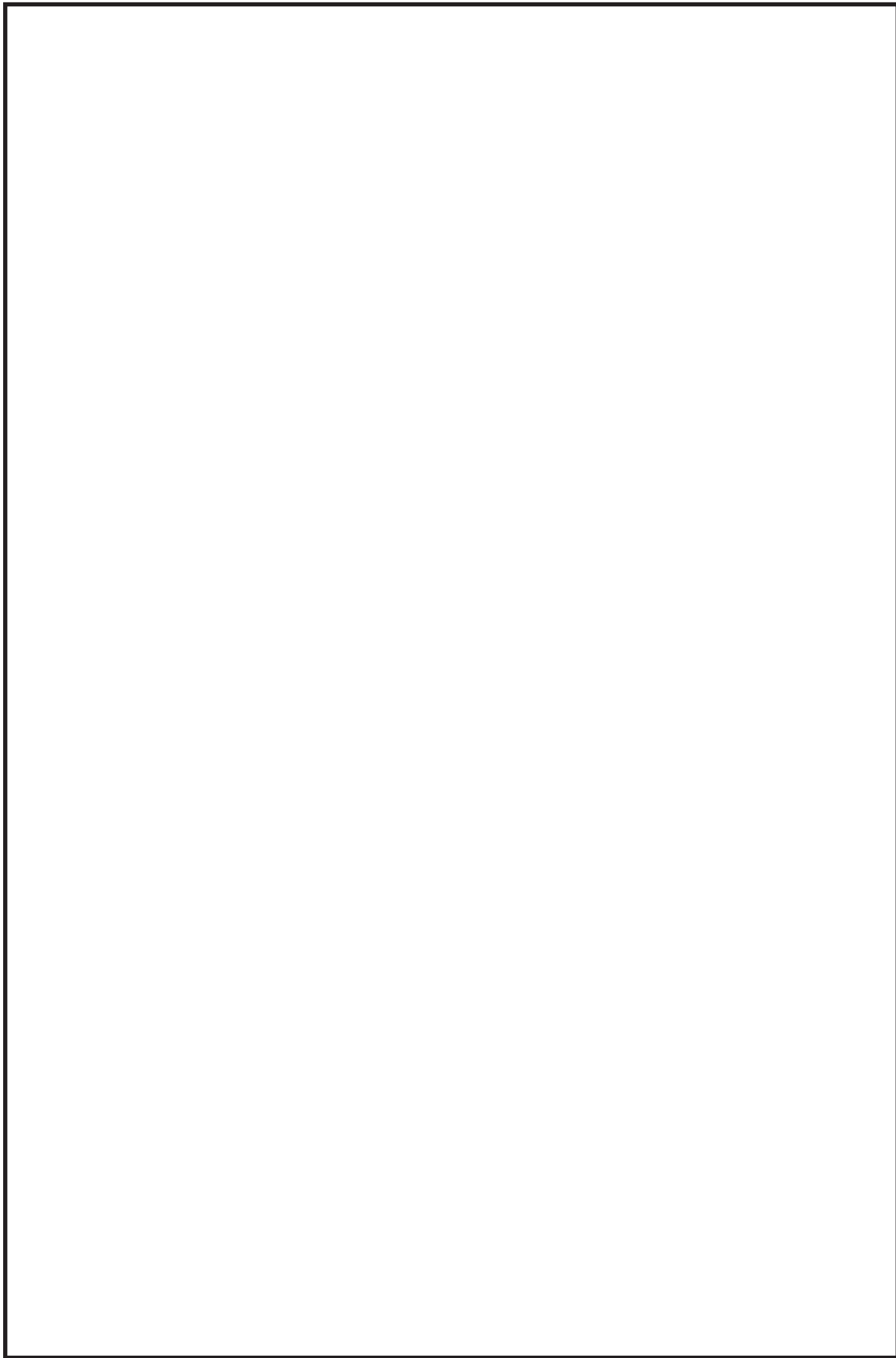


図 50-4-7 原子炉補機代替冷却水系 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

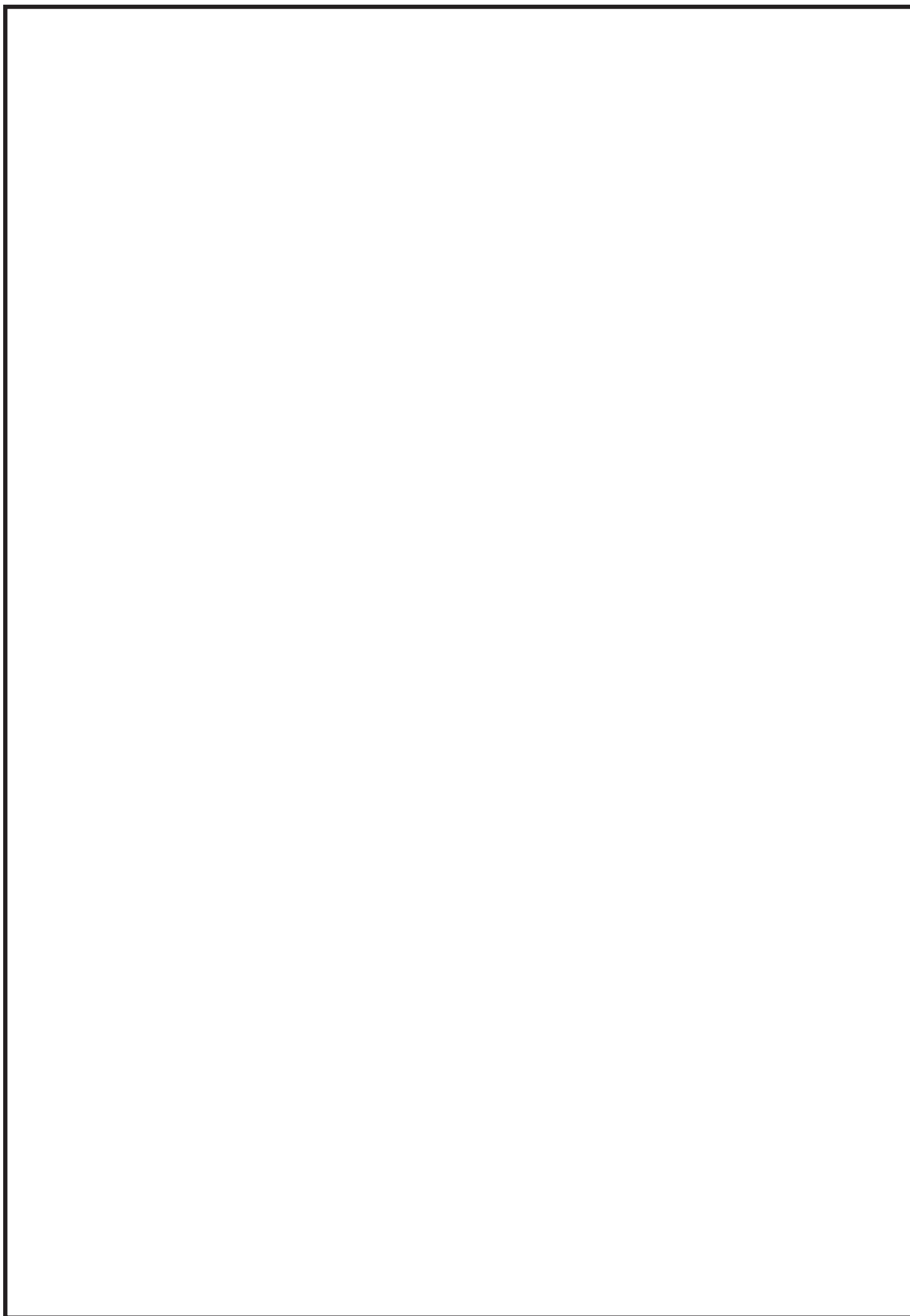


図 50-4-8 原子炉格納容器フィルタベント系主配管鳥瞰図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

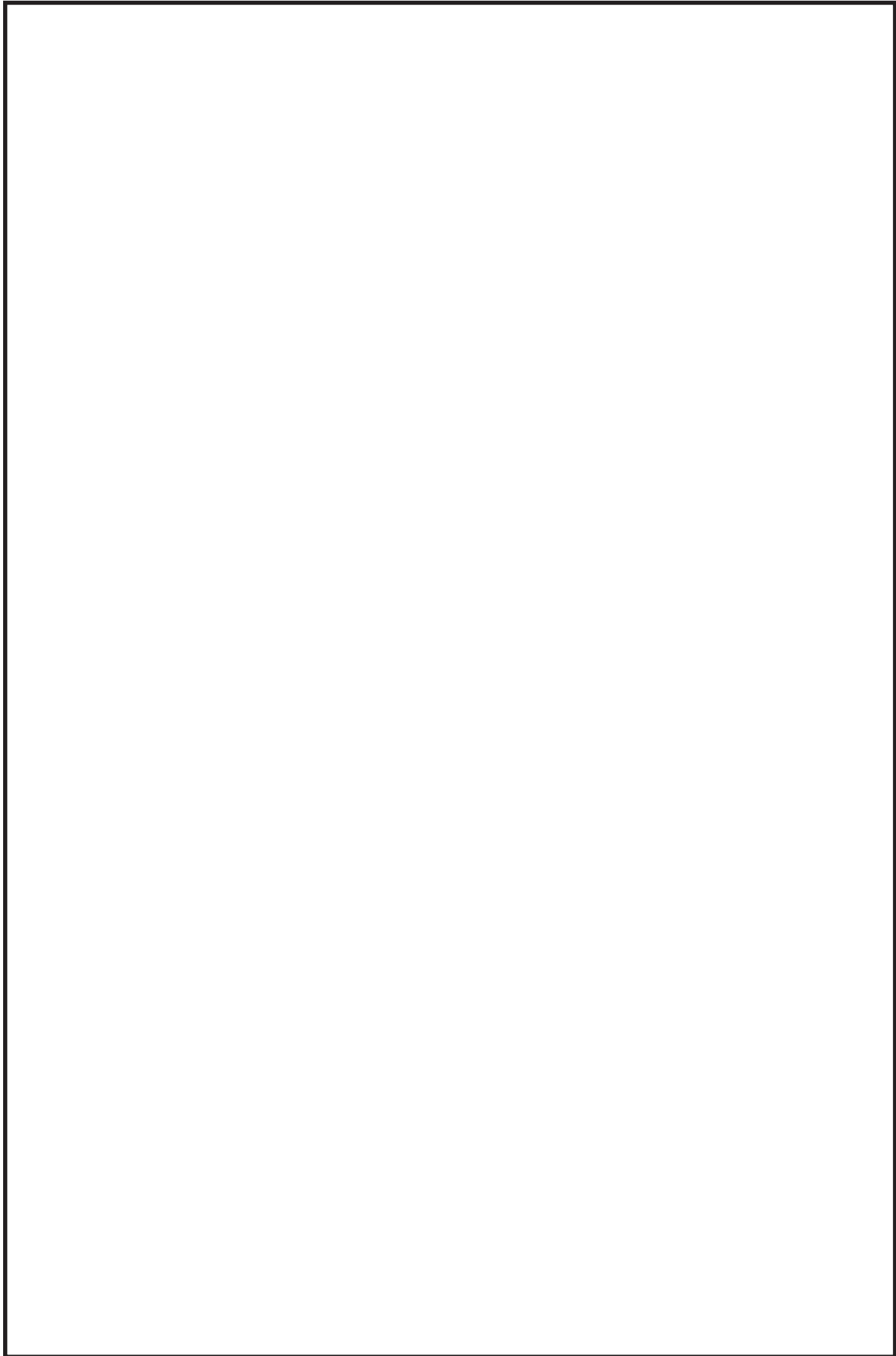


図 50-4-9 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

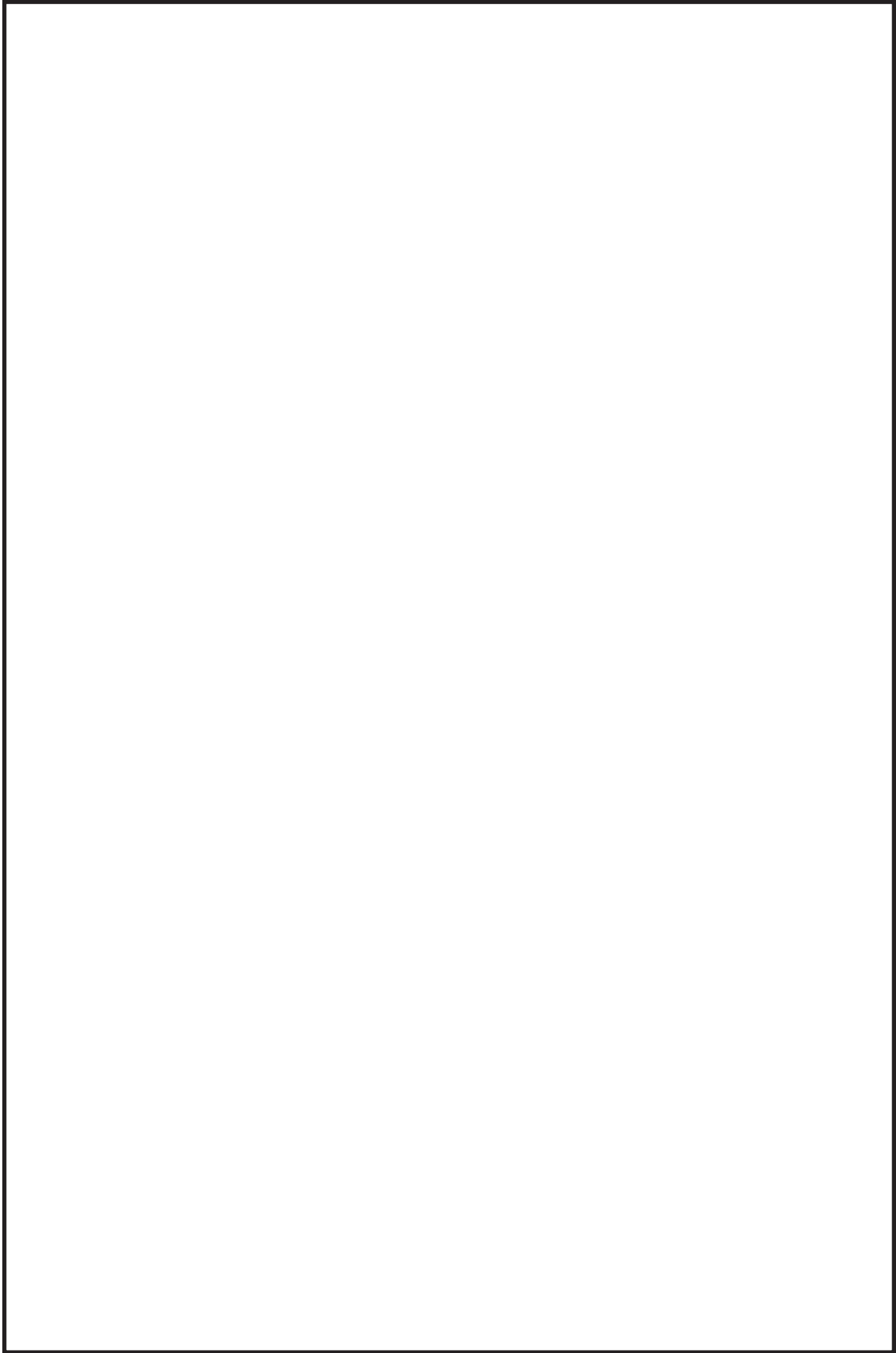


図 50-4-10 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

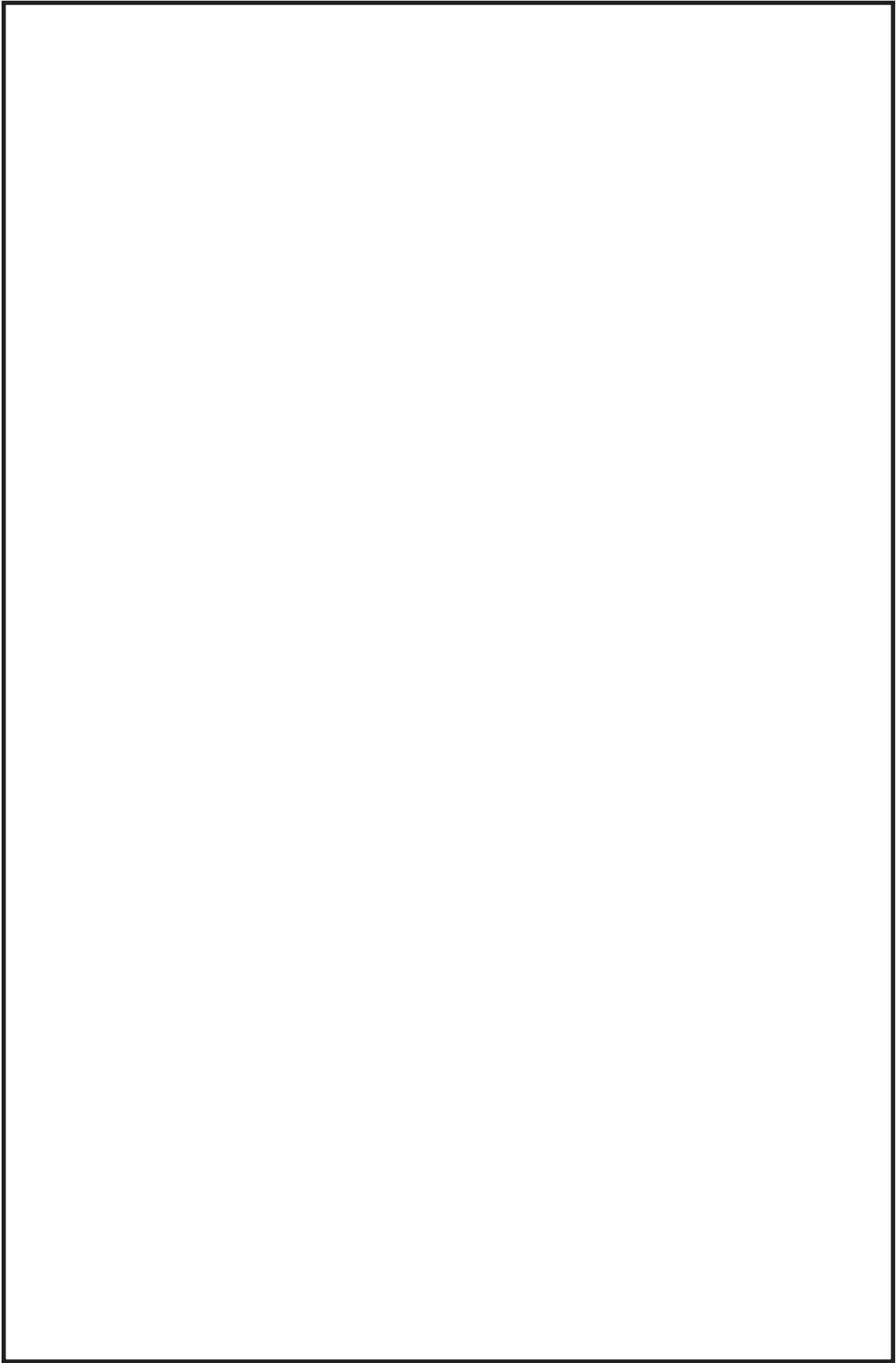


図 50-4-11 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

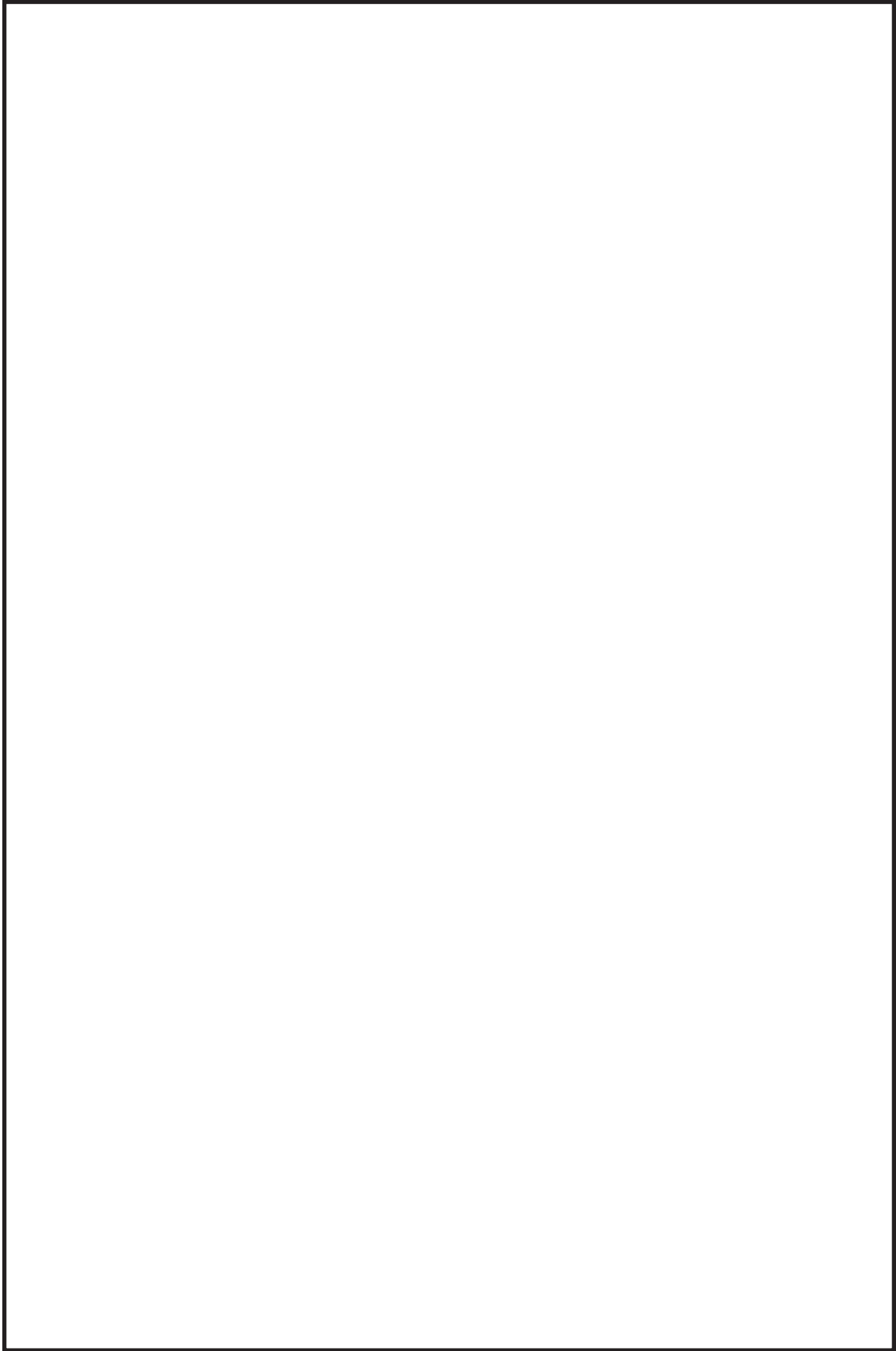


図 50-4-12 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

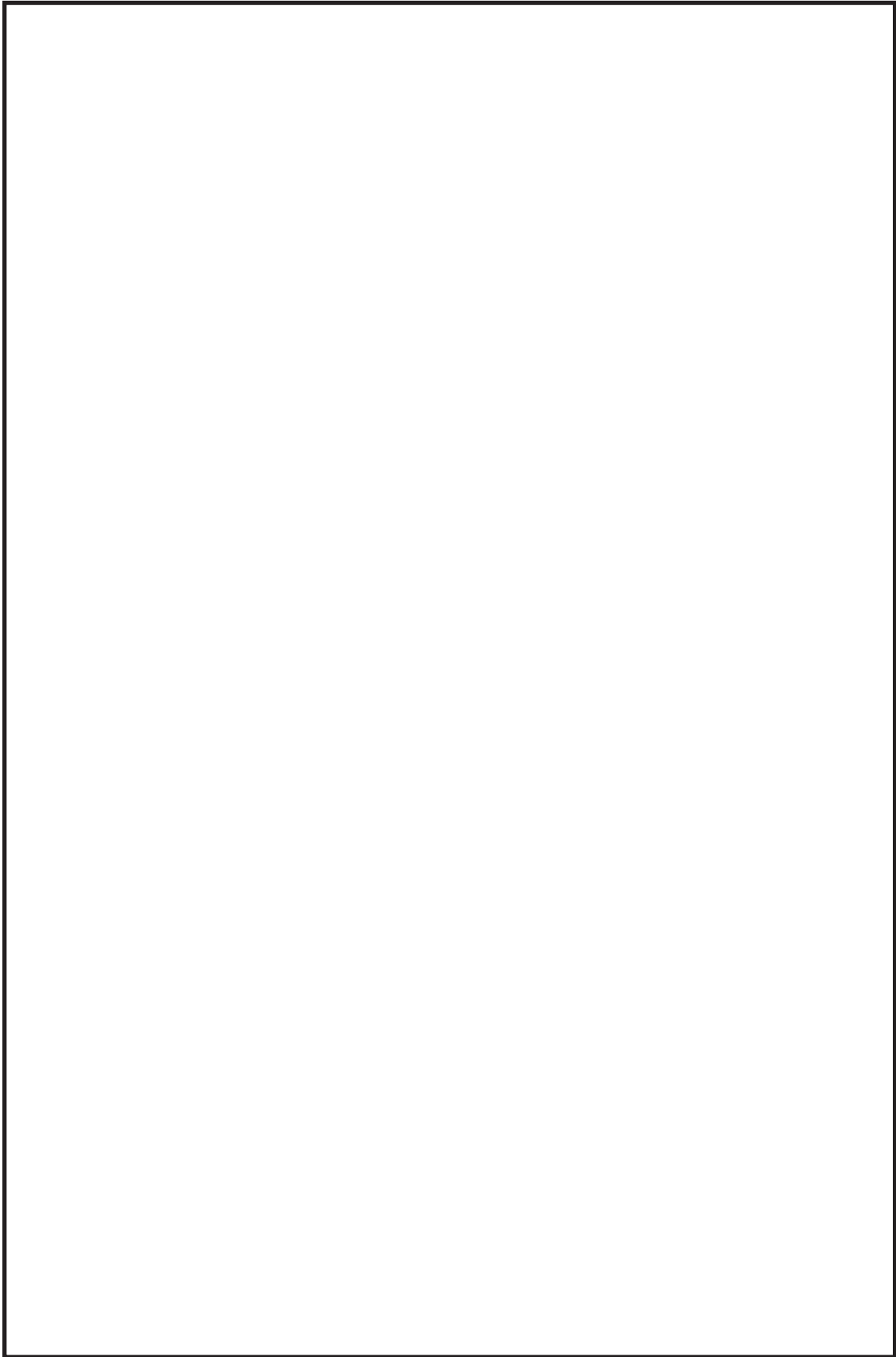


図 50-4-13 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図
(中央制御室 (制御建屋))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

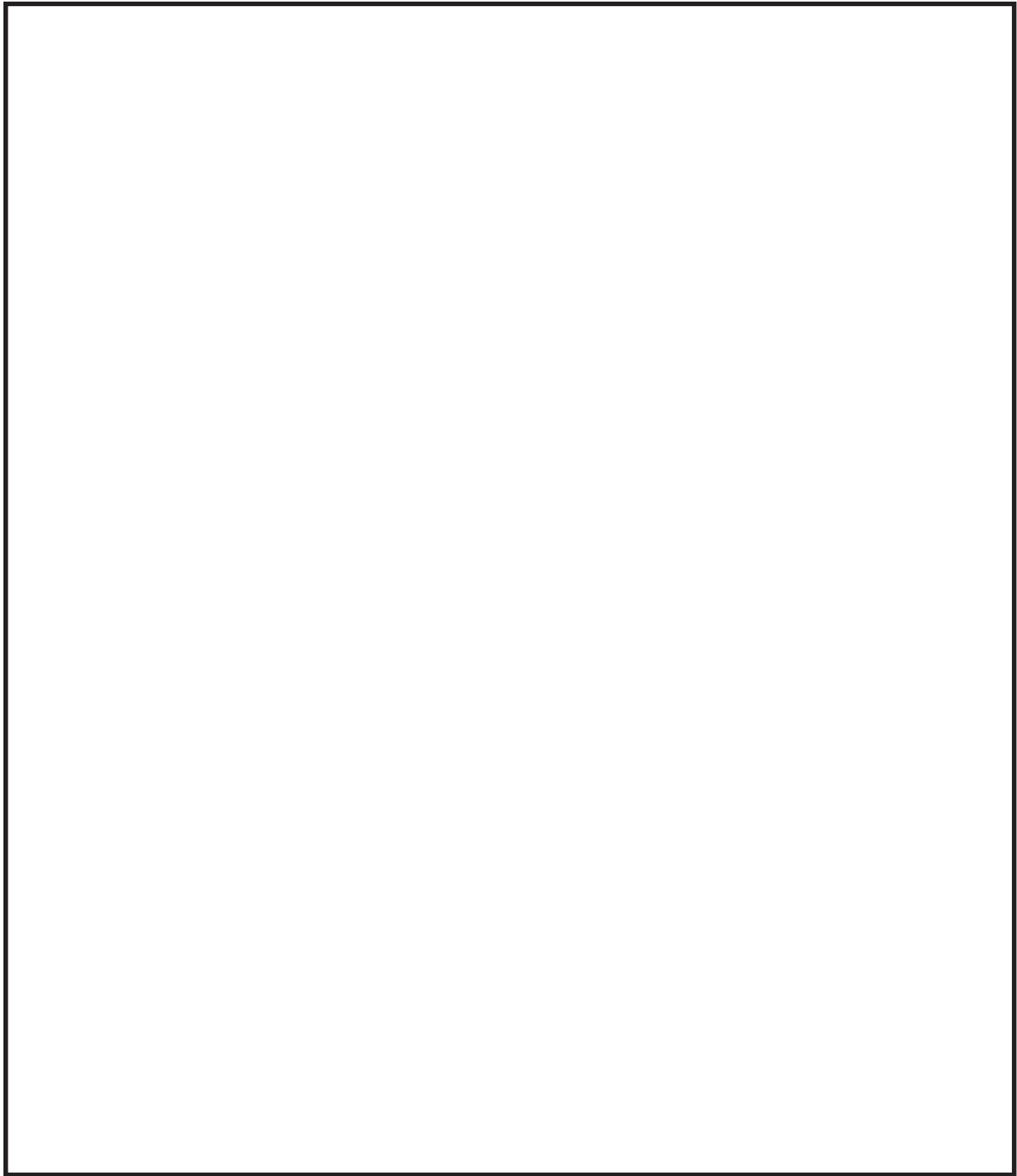


図 50-4-14 真空破壊装置設置位置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-5

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	

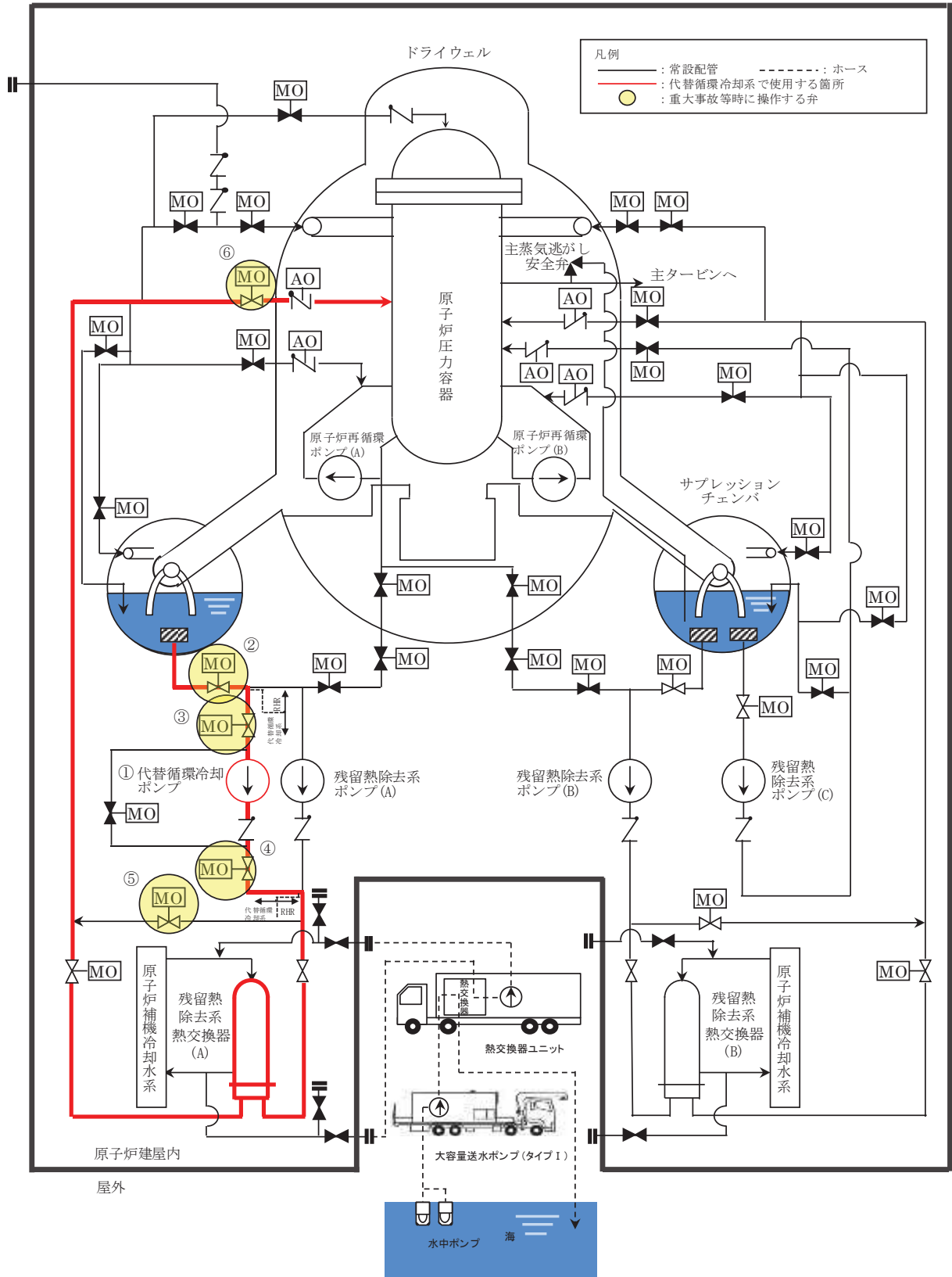


図 50-5-1 代替循環冷却系 系統概要図 (原子炉压力容器へ注水する場合)

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	

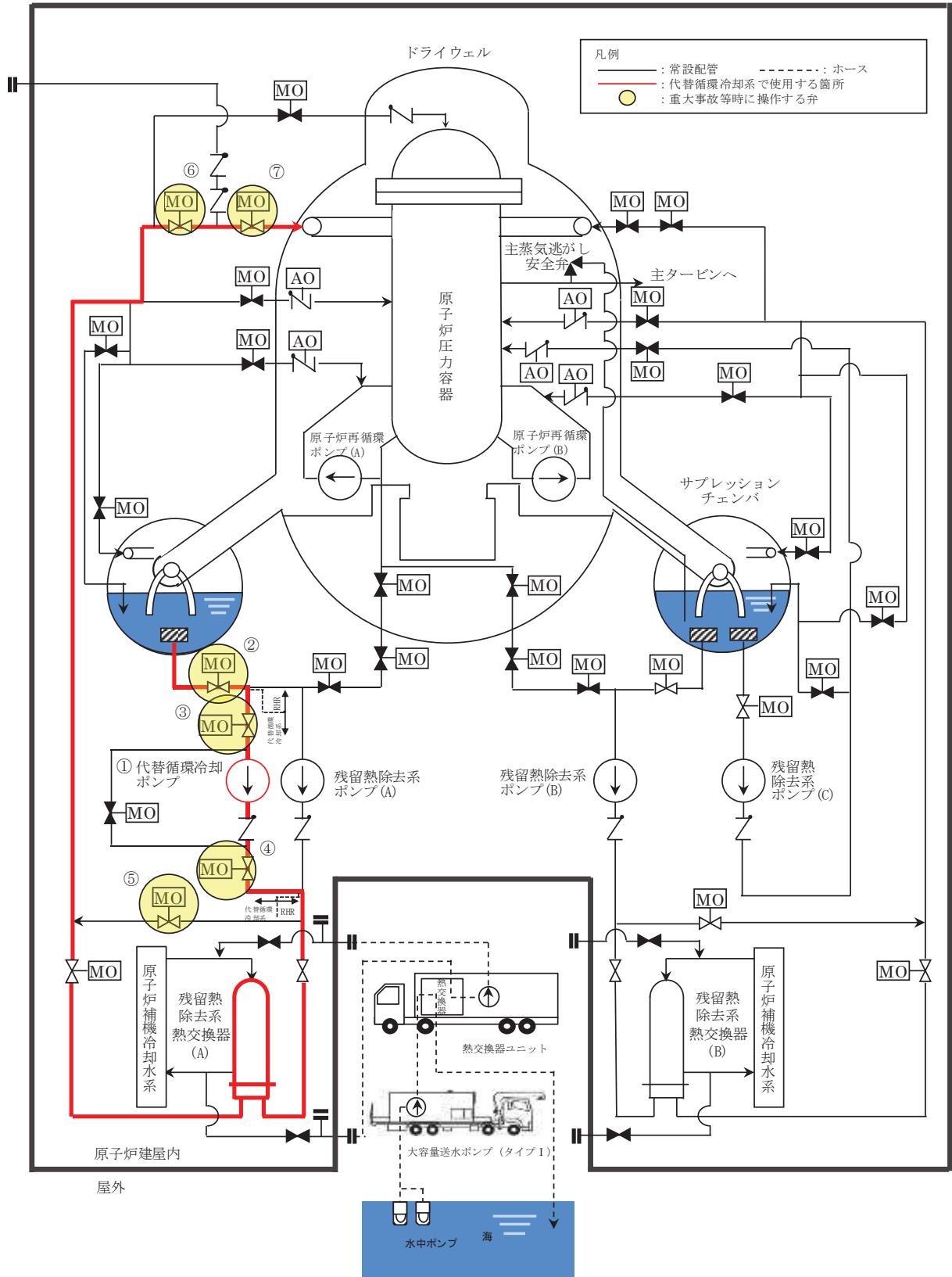


図 50-5-2 代替循環冷却系 系統概要図 (原子炉格納容器内へスプレイする場合)

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	

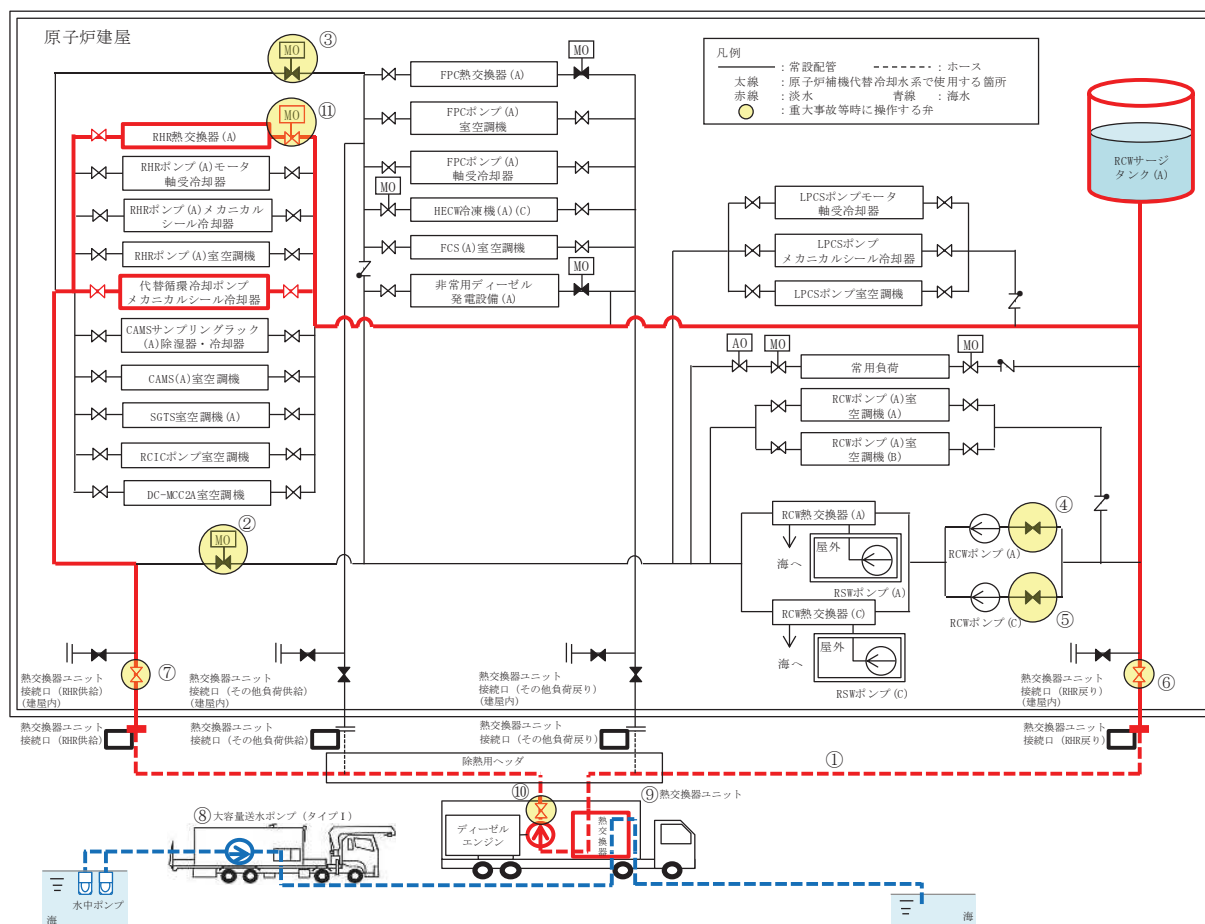


図 50-5-3 原子炉補機代替冷却水系 系統概要図 (熱交換器ユニット接続口 に接続する場合)

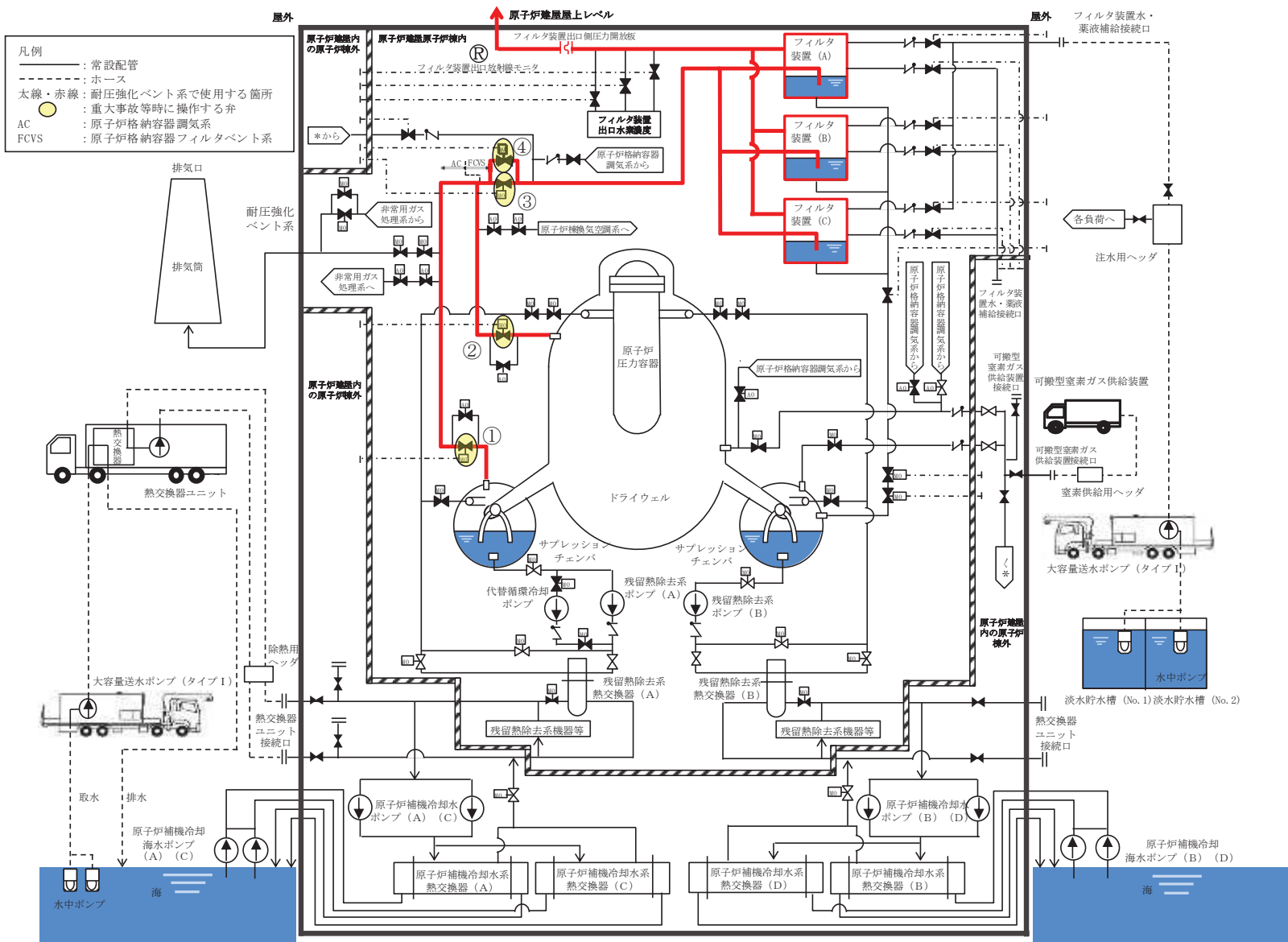
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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 <input type="checkbox"/> (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 <input type="checkbox"/> (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 <input type="checkbox"/> (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 <input type="checkbox"/> (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。

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

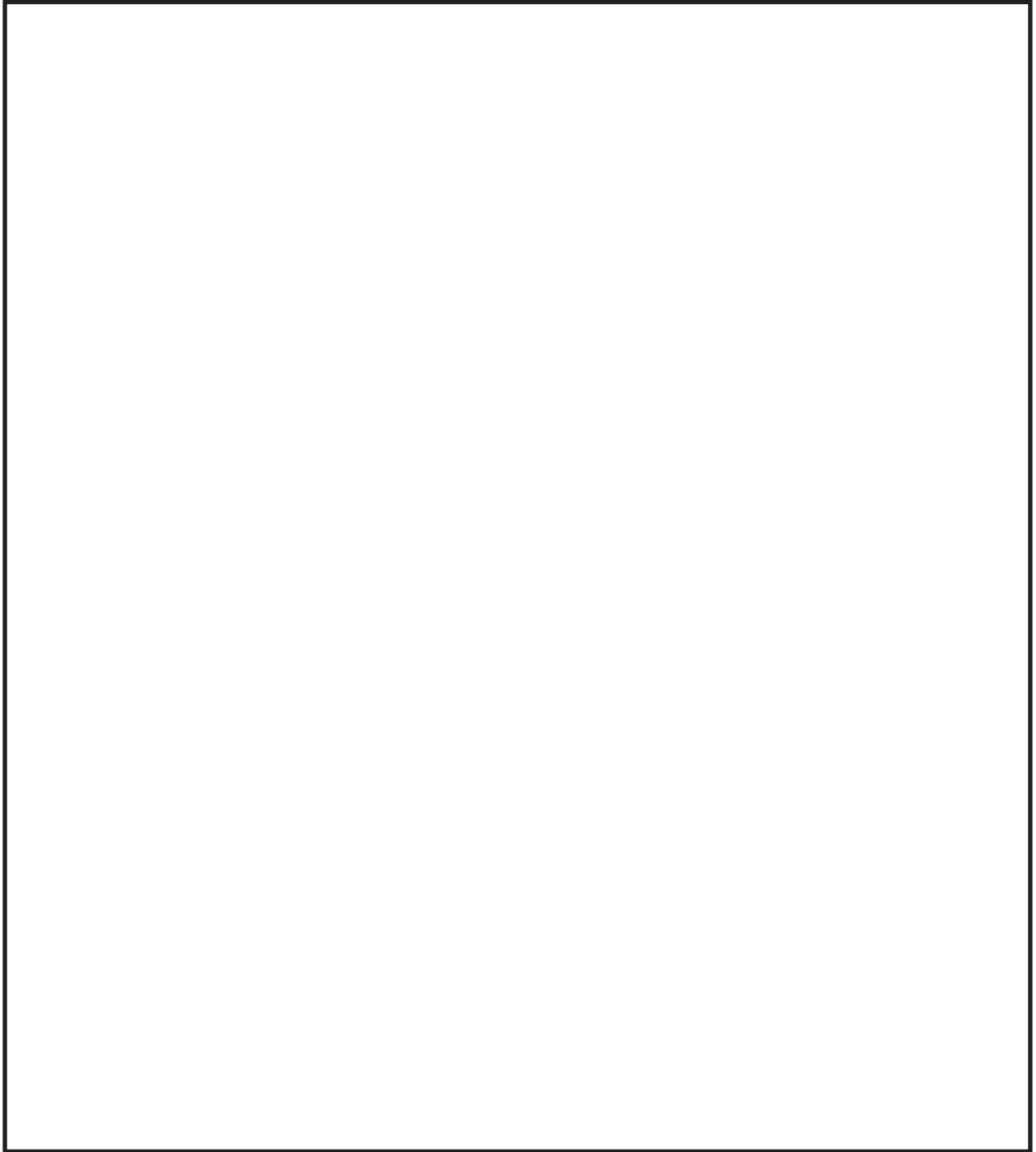
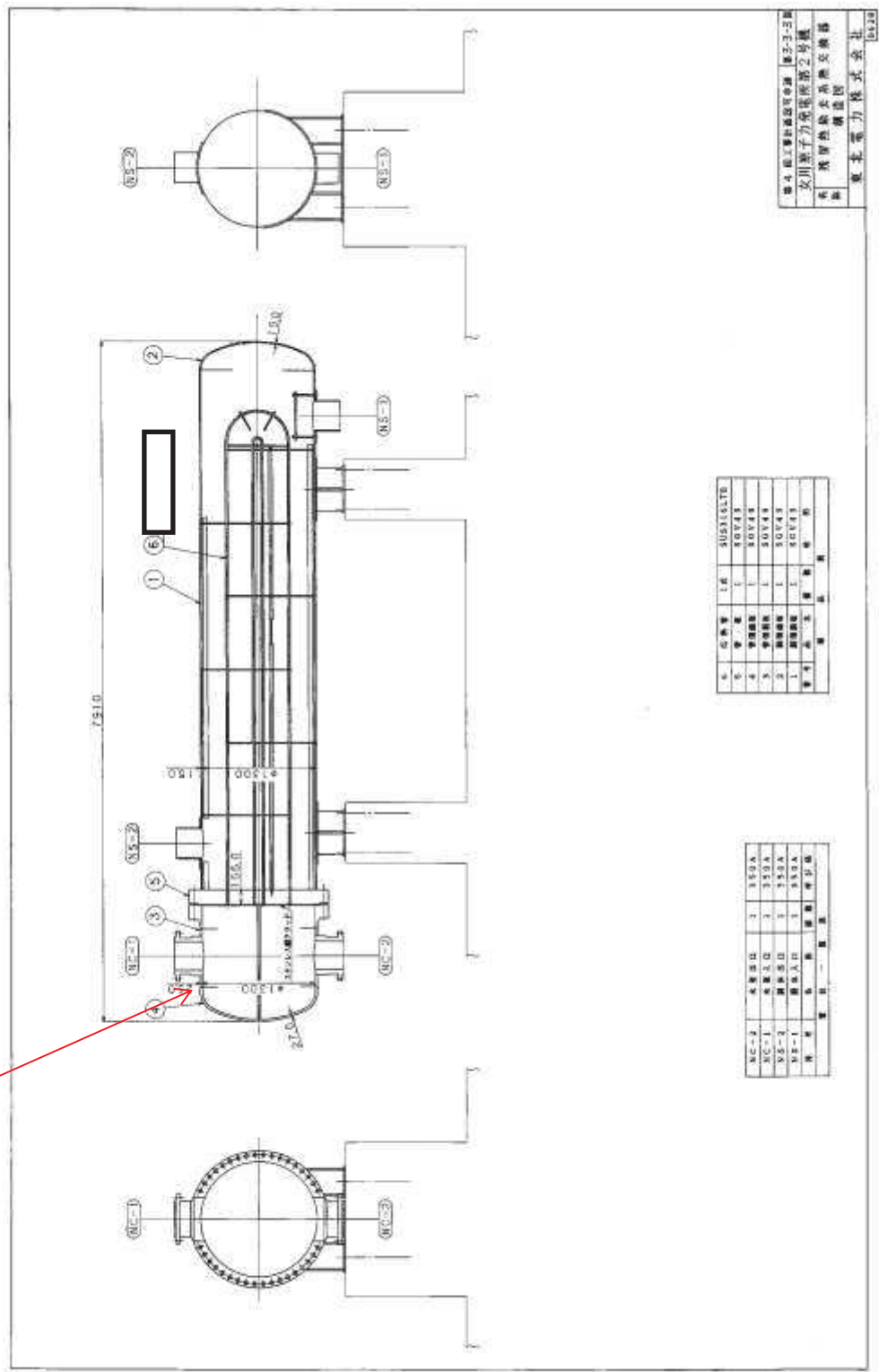


図 50-6-1 代替循環冷却ポンプ構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

水室を取り外すことで
開放検査が可能である



品名	規格	数量	単位
1	SU314LTD	1	個
2	ボルト	1	個
3	ナット	1	個
4	ワッシャー	1	個
5	スペーサー	1	個
6	管束	1	個
7	管束	1	個
8	管束	1	個
9	管束	1	個
10	管束	1	個
11	管束	1	個
12	管束	1	個
13	管束	1	個
14	管束	1	個
15	管束	1	個
16	管束	1	個
17	管束	1	個
18	管束	1	個
19	管束	1	個
20	管束	1	個
21	管束	1	個
22	管束	1	個
23	管束	1	個
24	管束	1	個
25	管束	1	個
26	管束	1	個
27	管束	1	個
28	管束	1	個
29	管束	1	個
30	管束	1	個
31	管束	1	個
32	管束	1	個
33	管束	1	個
34	管束	1	個
35	管束	1	個
36	管束	1	個
37	管束	1	個
38	管束	1	個
39	管束	1	個
40	管束	1	個
41	管束	1	個
42	管束	1	個
43	管束	1	個
44	管束	1	個
45	管束	1	個
46	管束	1	個
47	管束	1	個
48	管束	1	個
49	管束	1	個
50	管束	1	個

品名	規格	数量	単位
MC-2	水室	1	個
MC-1	ボルト	1	個
MC-3	ナット	1	個
MC-4	ワッシャー	1	個
MC-5	スペーサー	1	個
MC-6	管束	1	個
MC-7	管束	1	個
MC-8	管束	1	個
MC-9	管束	1	個
MC-10	管束	1	個
MC-11	管束	1	個
MC-12	管束	1	個
MC-13	管束	1	個
MC-14	管束	1	個
MC-15	管束	1	個
MC-16	管束	1	個
MC-17	管束	1	個
MC-18	管束	1	個
MC-19	管束	1	個
MC-20	管束	1	個
MC-21	管束	1	個
MC-22	管束	1	個
MC-23	管束	1	個
MC-24	管束	1	個
MC-25	管束	1	個
MC-26	管束	1	個
MC-27	管束	1	個
MC-28	管束	1	個
MC-29	管束	1	個
MC-30	管束	1	個
MC-31	管束	1	個
MC-32	管束	1	個
MC-33	管束	1	個
MC-34	管束	1	個
MC-35	管束	1	個
MC-36	管束	1	個
MC-37	管束	1	個
MC-38	管束	1	個
MC-39	管束	1	個
MC-40	管束	1	個
MC-41	管束	1	個
MC-42	管束	1	個
MC-43	管束	1	個
MC-44	管束	1	個
MC-45	管束	1	個
MC-46	管束	1	個
MC-47	管束	1	個
MC-48	管束	1	個
MC-49	管束	1	個
MC-50	管束	1	個

東芝電力株式会社
 熱交換器部
 文川基子方室監督 2号機
 第4組工機部熱交換器部 50-6-2

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。

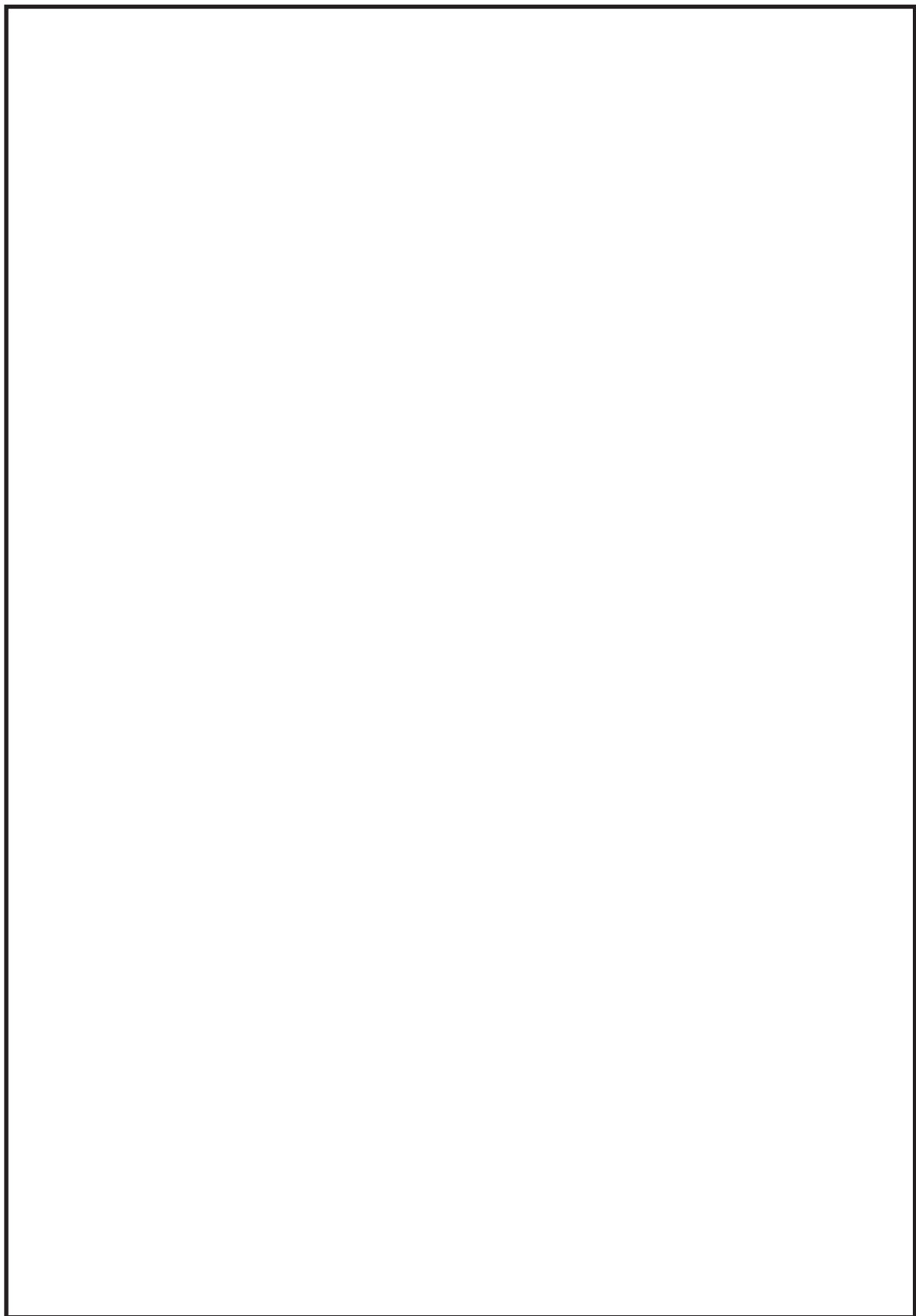


図 50-6-3 構造図（熱交換器ユニット熱交換器）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

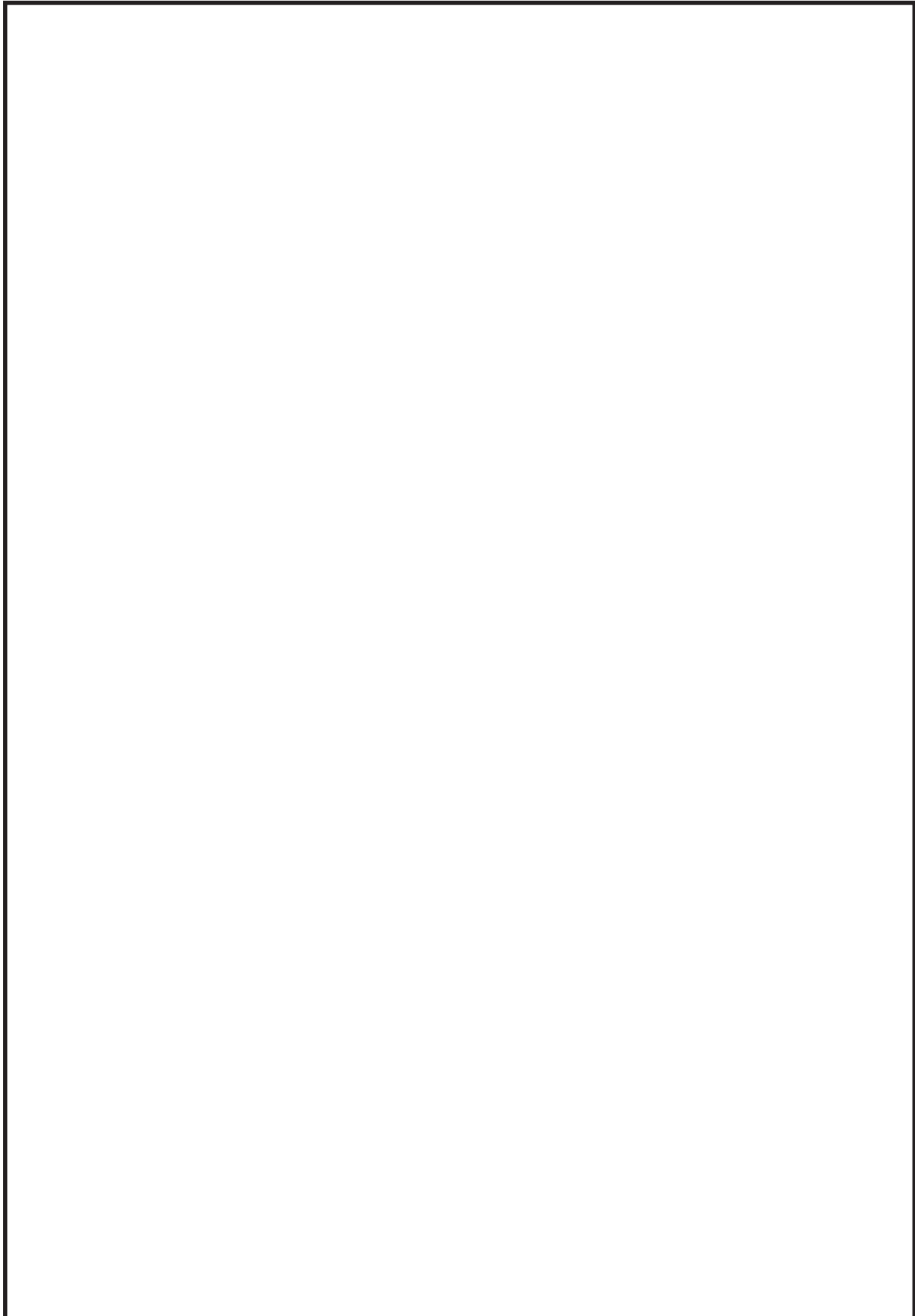


図 50-6-4 構造図 (熱交換器ユニット淡水ポンプ)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

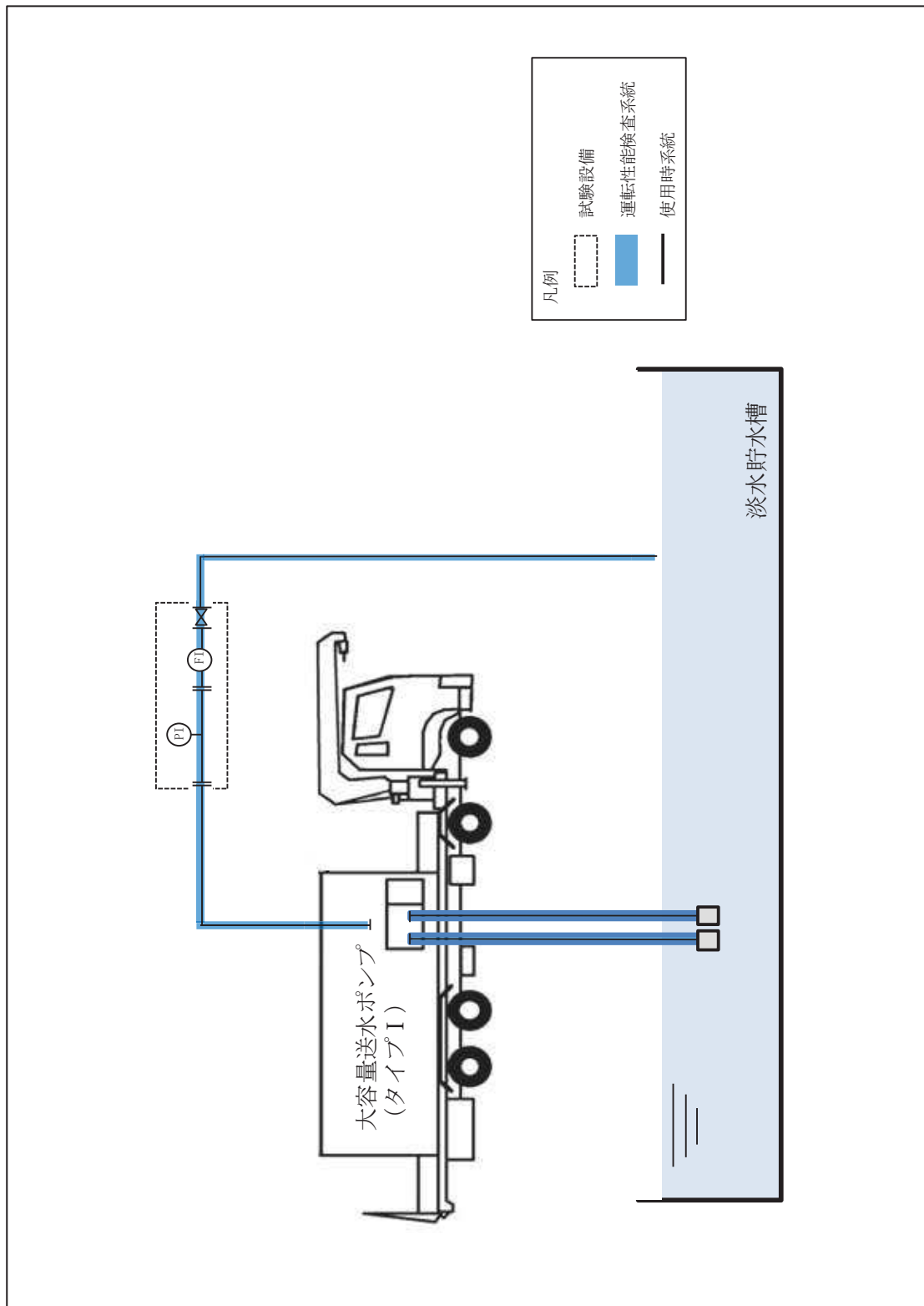


図 50-6-5 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

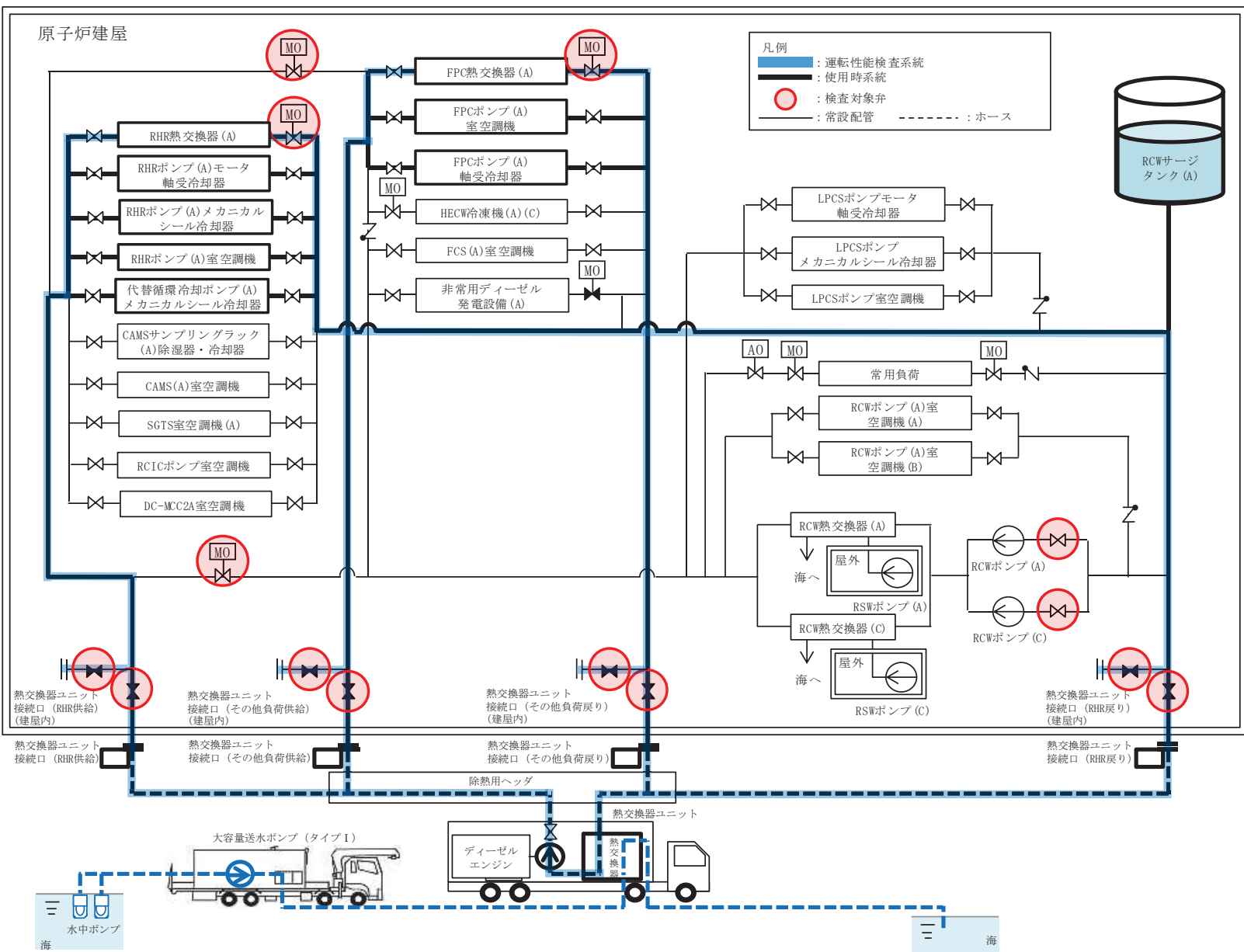


図 50-6-6 運転性能検査系統図 (原子炉補機代替冷却水系 A 系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

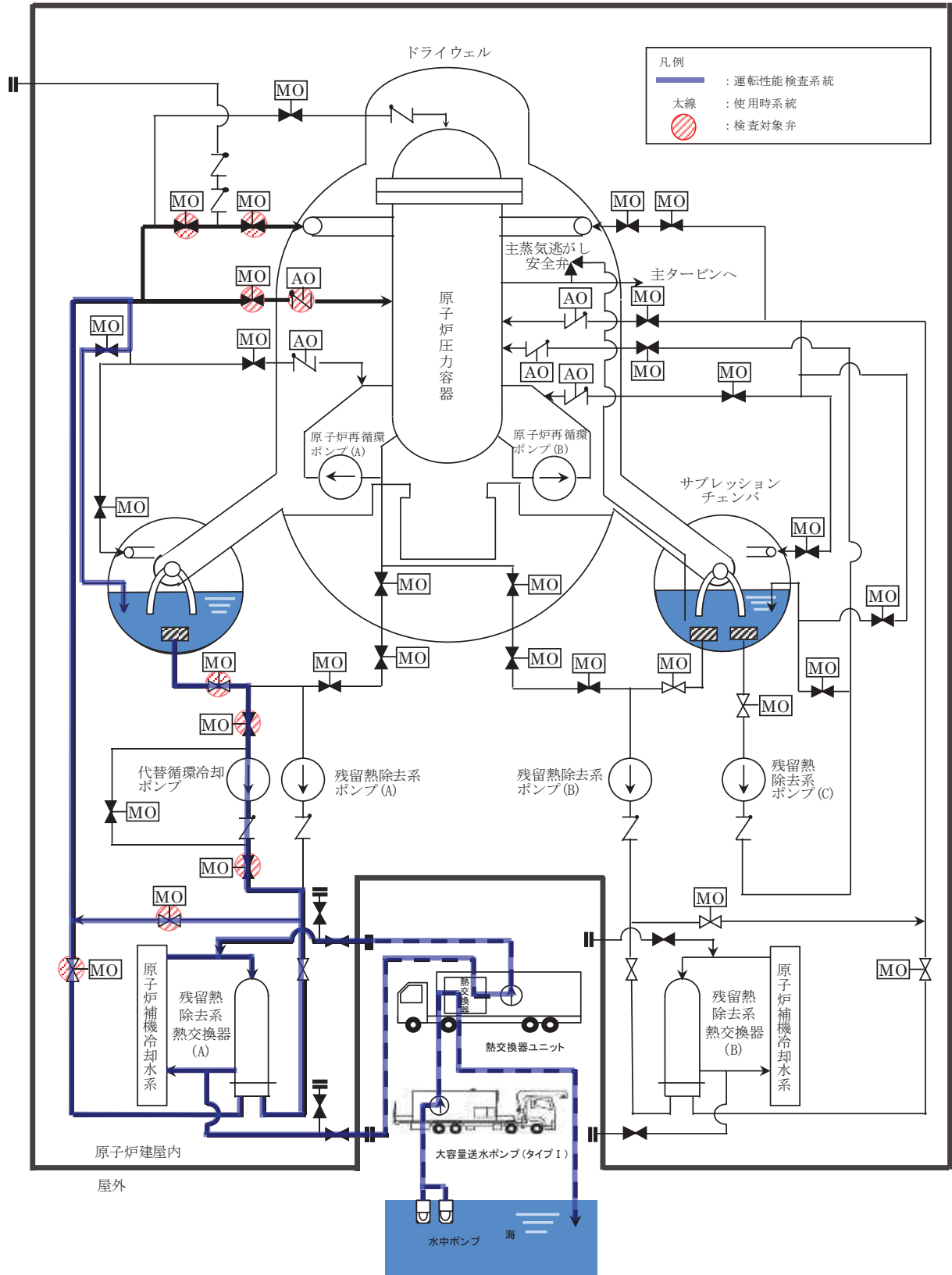


図 50-6-7 運転性能検査系統図 (代替循環冷却系)

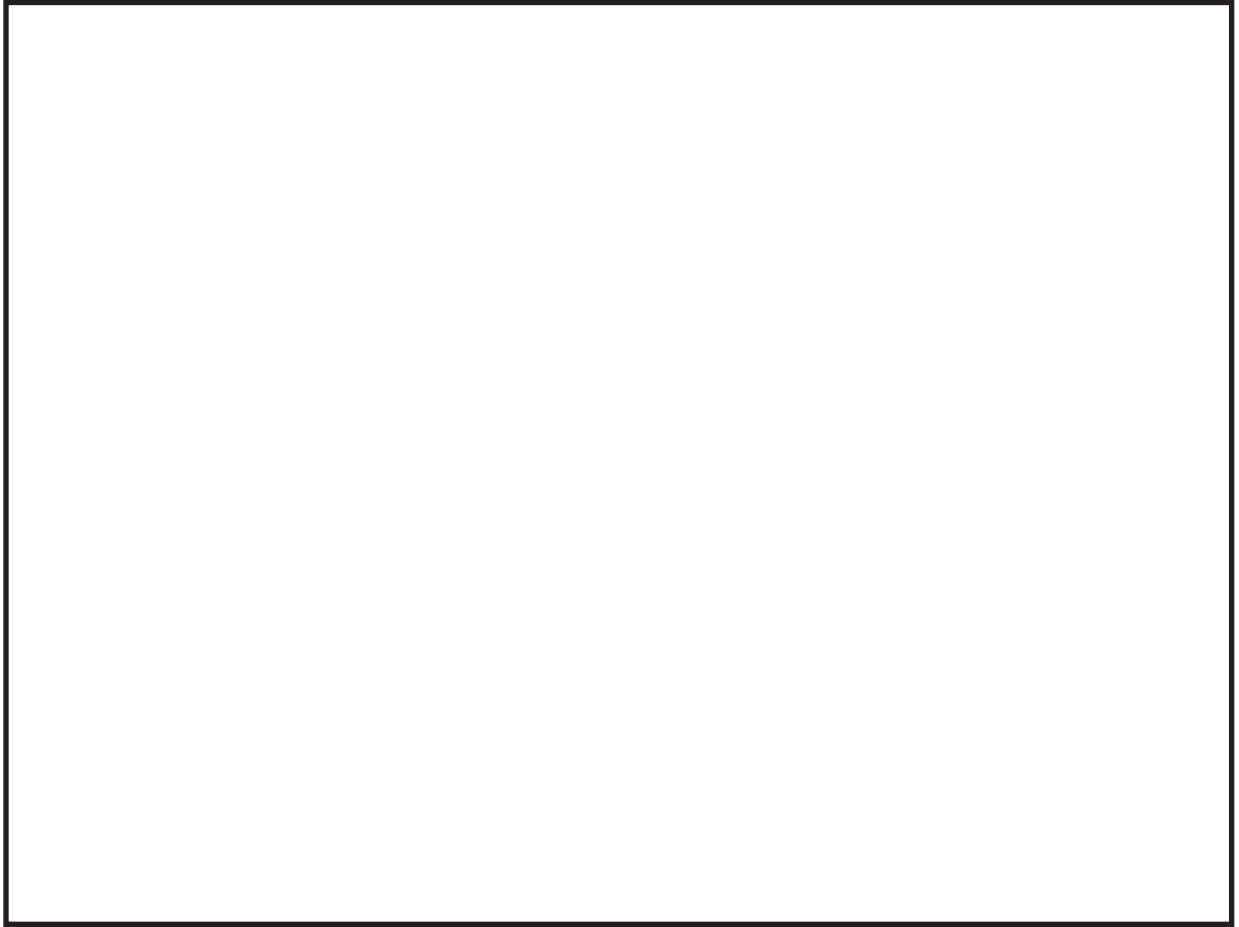


図 50-6-8 フィルタ装置構造図

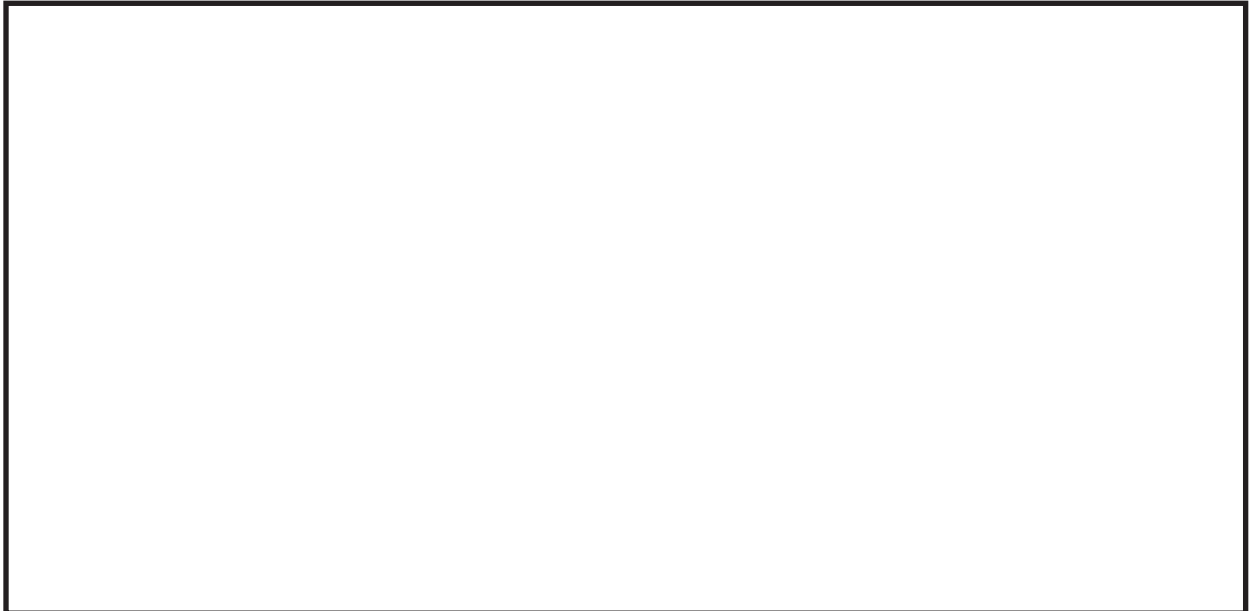


図 50-6-9 フィルタ装置出口側圧力開放板構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

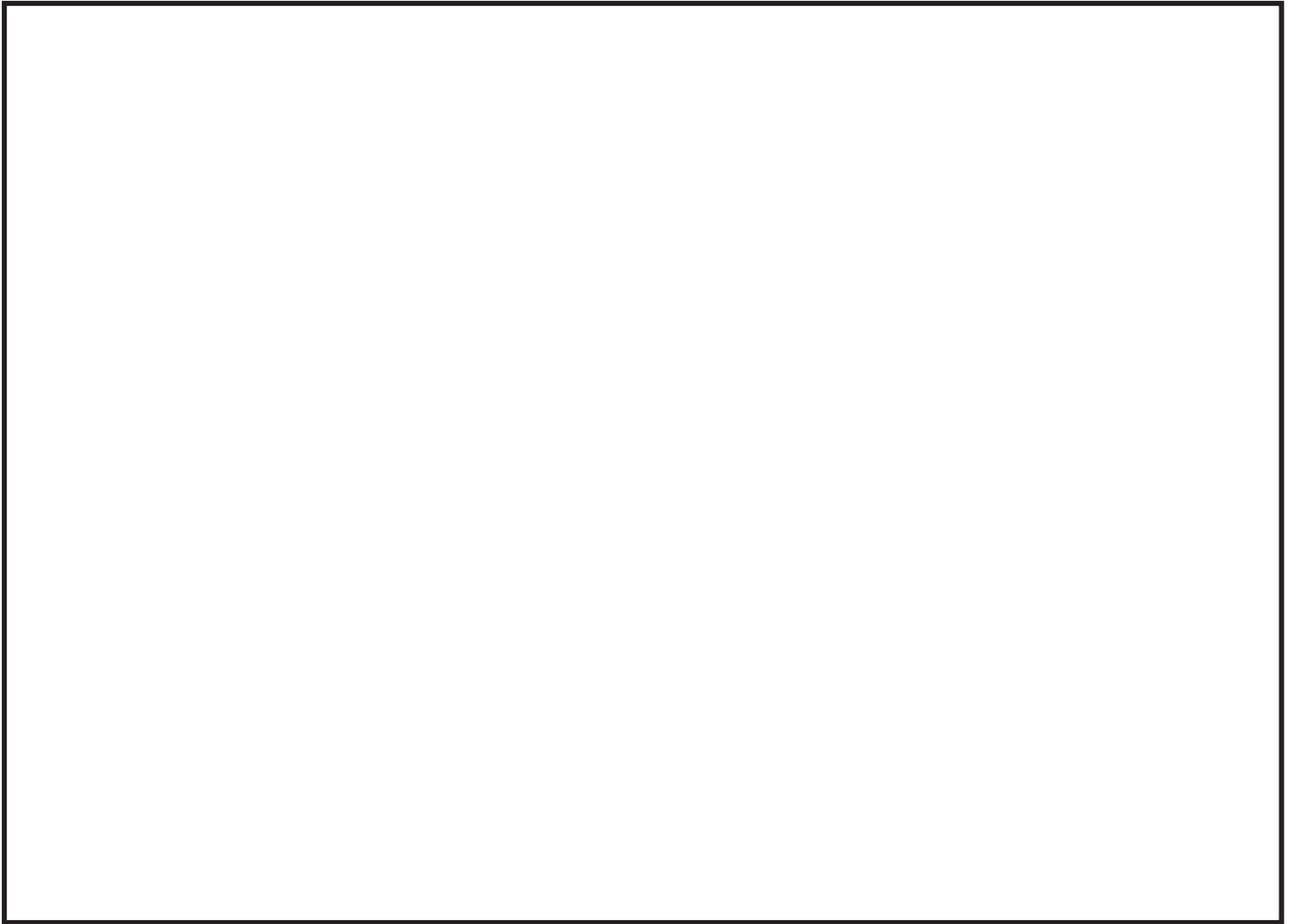


図 50-6-10 遠隔手動弁操作設備構造図

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 ³ /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 150m³/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150m³/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。

	原子炉注水	原子炉格納容器 スプレイ
水源と注水先の圧力差	<input type="text"/> m	<input type="text"/> m
静水頭	m	m
配管及び弁類の圧力損失	m	m
合 計	約 72.8 m	約 33.6 m

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 150m³/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 150m³/h、揚程 80m の時の必要軸動力は、以下のとおりである。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times (150/3600) \times 80\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/h) = 150

H : 揚程 (m) = 80 (図 50-7-1 参照)

η : 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。

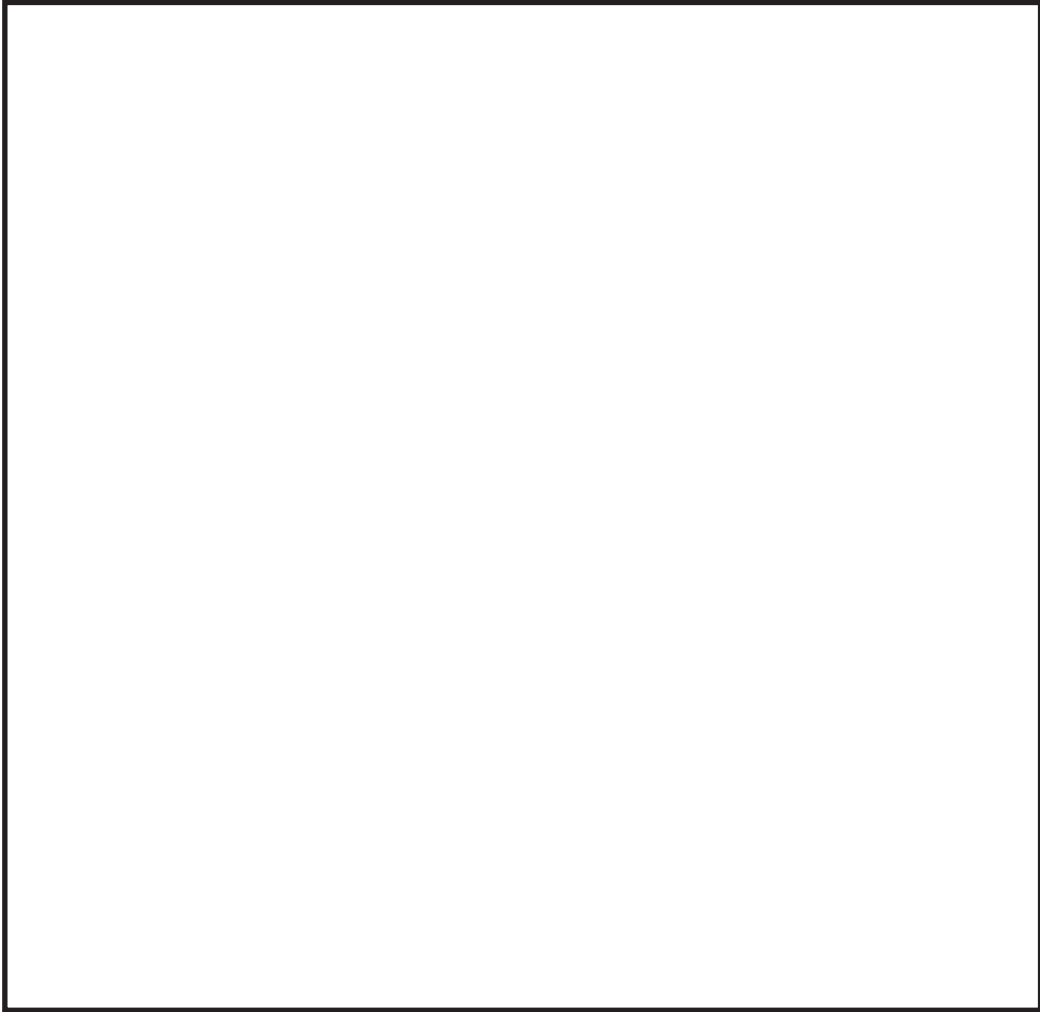


図 50-7-1 代替循環冷却ポンプ性能曲線

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 ²	<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，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℃の場合において約 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 150m³/h，原子炉補機代替冷却水側 m³/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約 8.8MW 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		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m ³ /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>【 設 定 根 拠 】</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「低压代替注水系（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569m³/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569m³/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1,200m³/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1,440m³/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
低压代替注水系（可搬型）	145m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m ³ /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m ³ /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 ³ /h (114m ³ /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 ³ /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m ³ /h
合計	569m ³ /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 低压代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m³/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「零圏気圧力・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 120m³/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 145m³/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 145m³/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 88m³/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、88m³/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 50m³/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、50m³/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 35m³/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、35m³/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 114m³/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、114m³/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 126m³/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 m³/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 45.4m³/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 42m³/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 126m³/h が必要であることから、126m³/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 10m³/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 10m³/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 150m³/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 150m³/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 m³/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 m³/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m³/h を考慮した 1,200m³/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 120m³/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		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	60.9	m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m³/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		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	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^{*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	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^{*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	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	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^{*1}>

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 ^{*2})
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^{*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

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 120m³/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 145m³/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^{*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) 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^{*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	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^{*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

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：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。

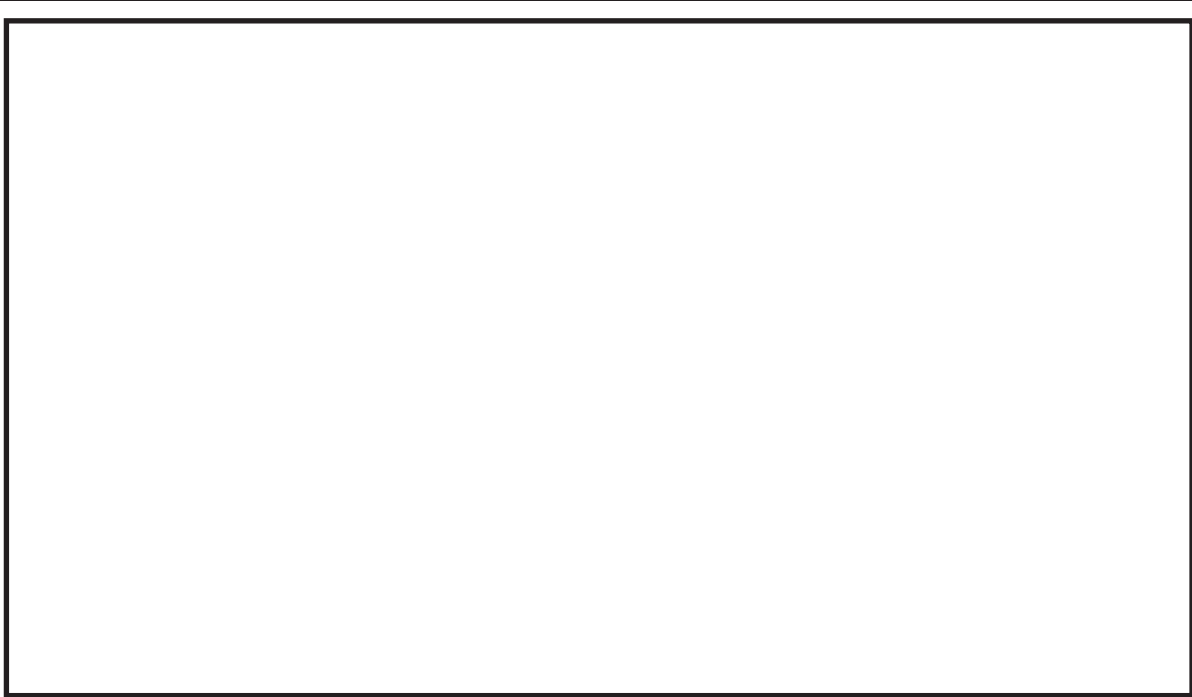


図 50-7-2 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

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 m³/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 ³ /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

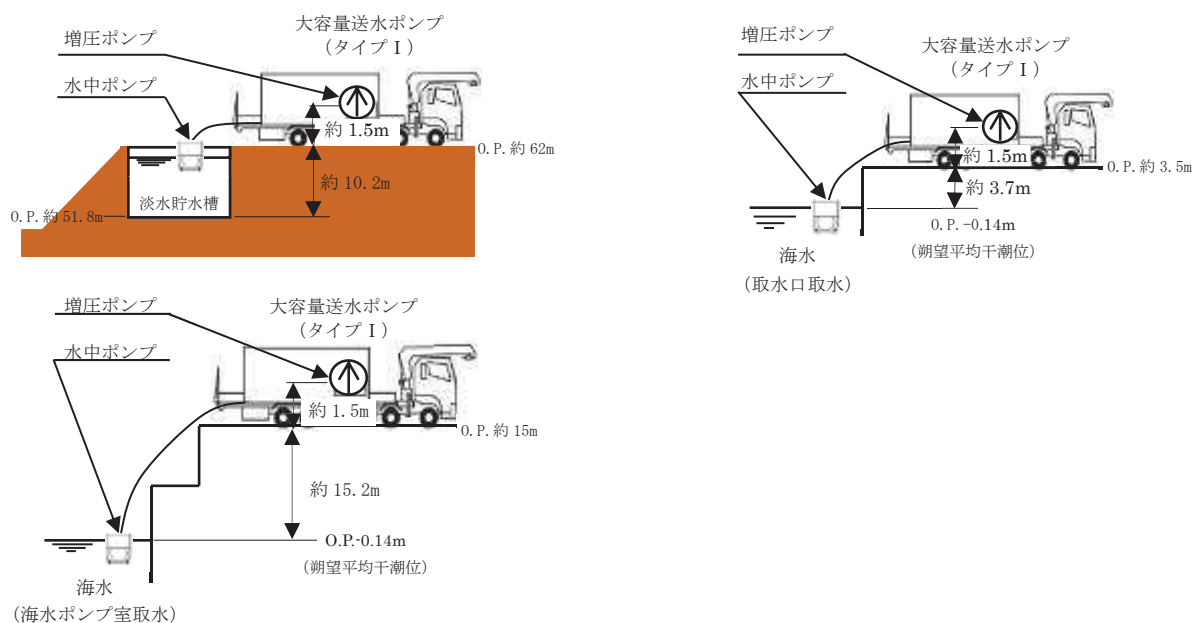


図 50-7-3 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

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 ² /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。

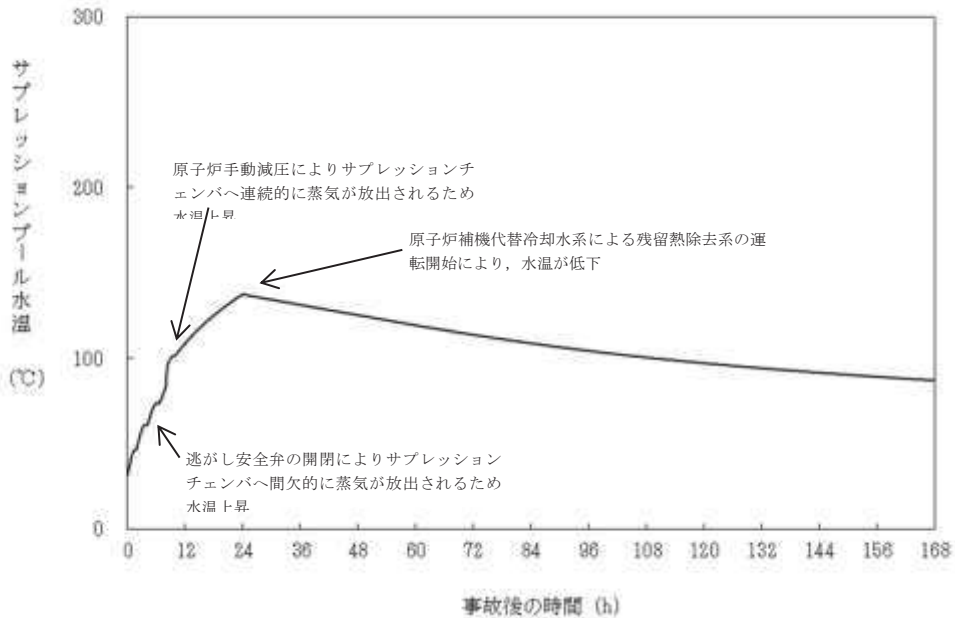


図 50-7-4 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

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。

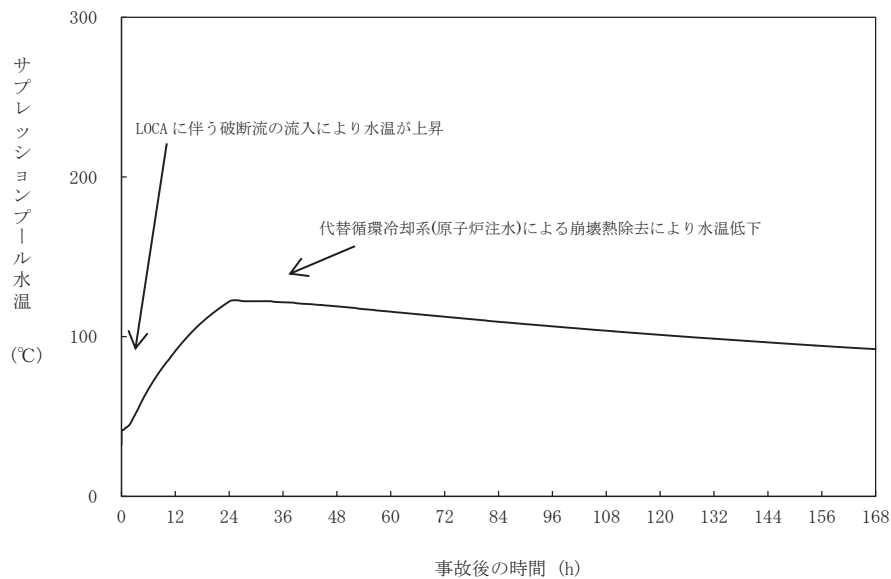


図 50-7-5 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

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。

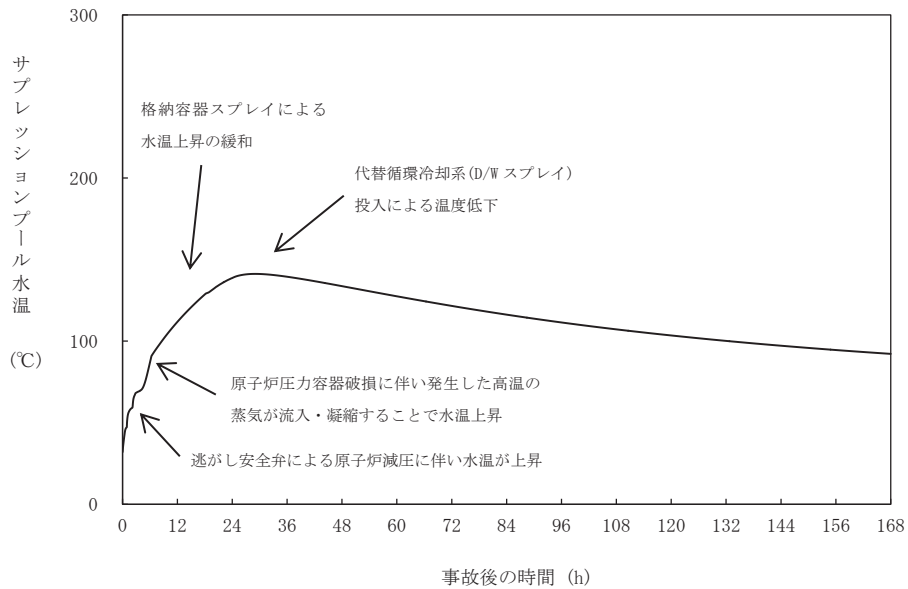


図 50-7-6 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」におけるサブプレッションプール水温の推移

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 m²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^c : 総括伝熱係数 = kW/(m²・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 m²となることから熱交換器ユニットの面積は m²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 (サブプレッションプール水) 流量 : 1,160 m³/h
(残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機冷却水系) 流量 : m³/h
- ・管側 (サブ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 : m²

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 (サブプレッションプール水) 流量 : 1,160 m³/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 : m³/h
- ・管側 (サブ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 : m²

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 ³ /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 m³/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流量 m³/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 m³/h を供給可能な容量として、730 m³/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[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。

5. 原動機出力

淡水ポンプの原動機出力は、流量 730 m³/h 時の軸動力を基に設定する。

淡水ポンプの流量が 730 m³/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。

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\frac{\eta}{100}} = \frac{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \frac{730}{3600} \times 70}{\frac{\square}{100}} = \square \text{ kW}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
- ρ : 流体密度 (kg/m³) = 1,000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : ポンプ容量 (m³/s) = 730/3,600
- H : ポンプ揚程 (m) = 70 (図 50-7-7 参照)
- η : 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。

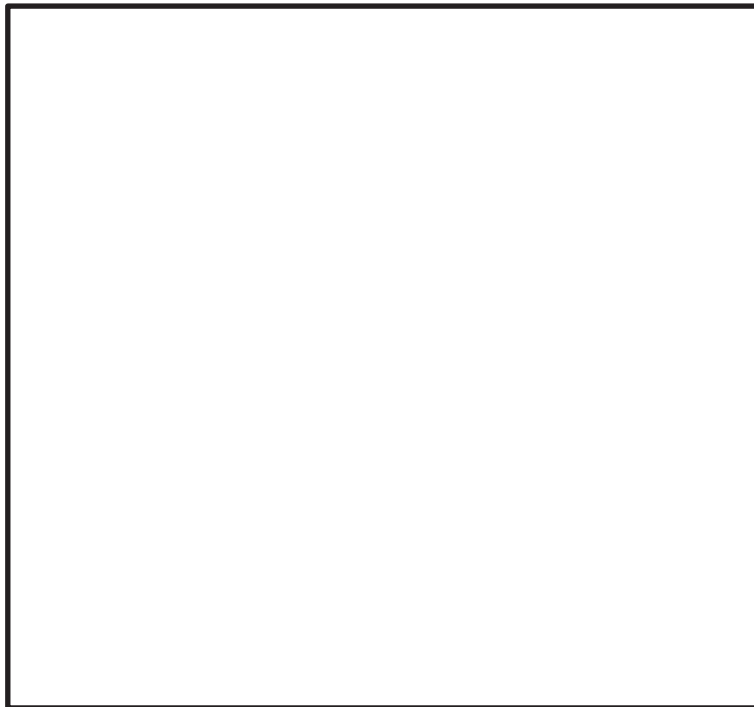


図 50-7-7 淡水ポンプ性能曲線

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。

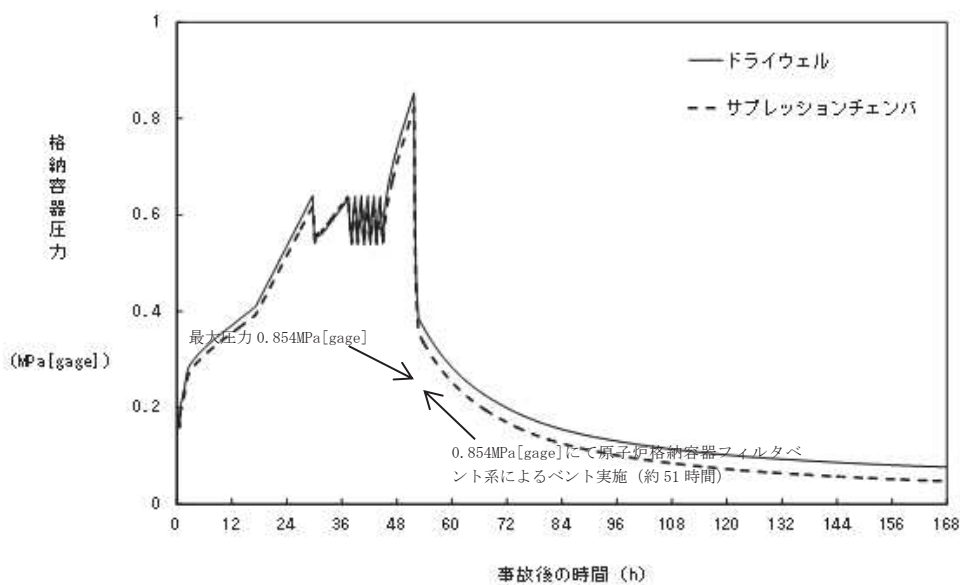


図 50-7-8 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器圧力の推移

(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。

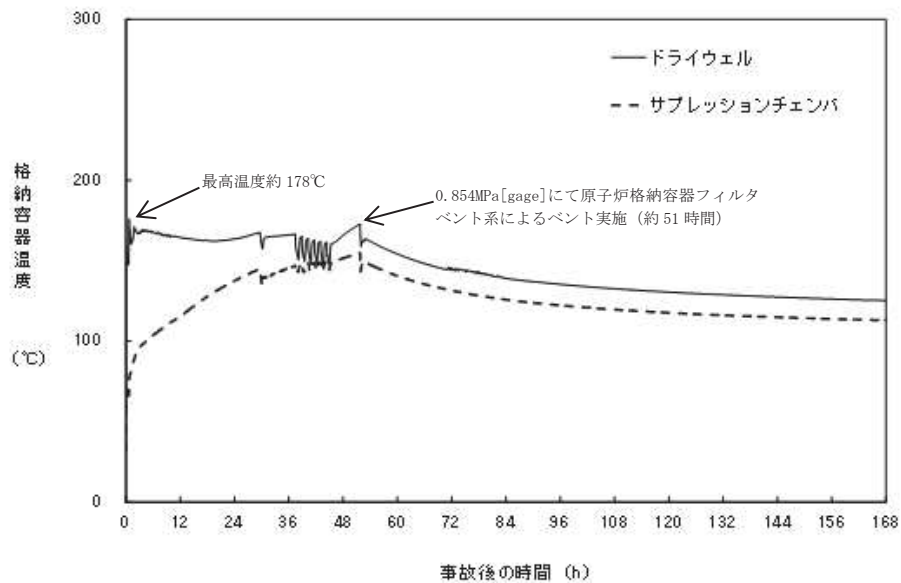


図 50-7-9 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用できない場合」における原子炉格納容器温度の推移

(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⁻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/m²まで有意な差圧の上昇はなく、 [] g/m²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、 [] m²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/m²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/m²) 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。

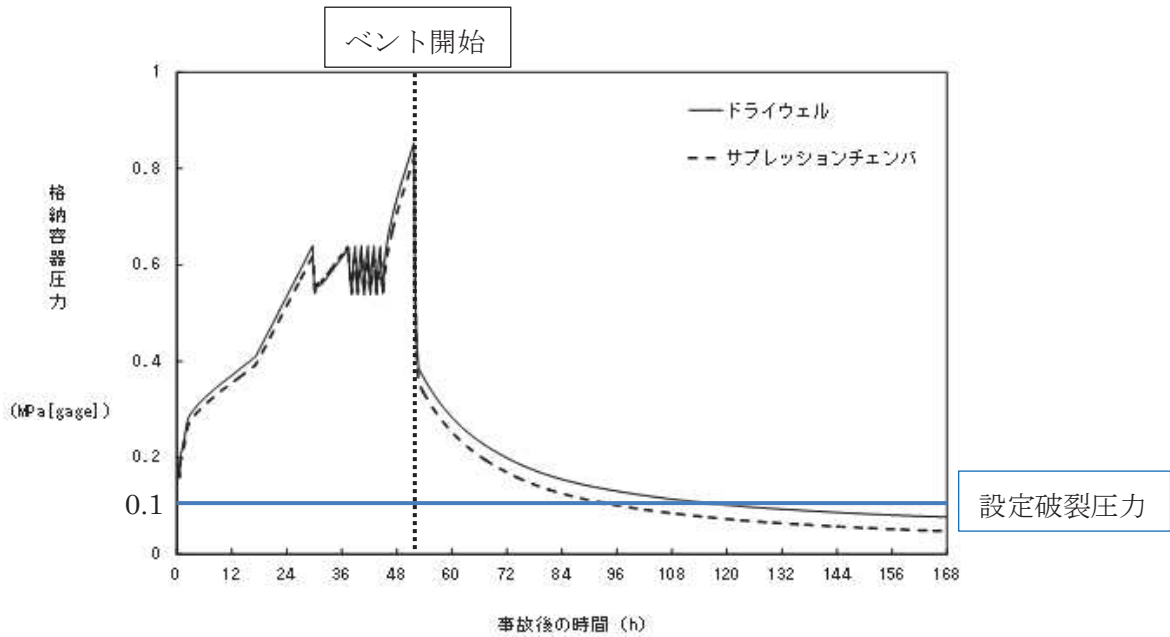


図 50-7-9 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用できない場合」時における格納容器圧力の推移

50-8

接続図

- ・原子炉補機代替冷却水系

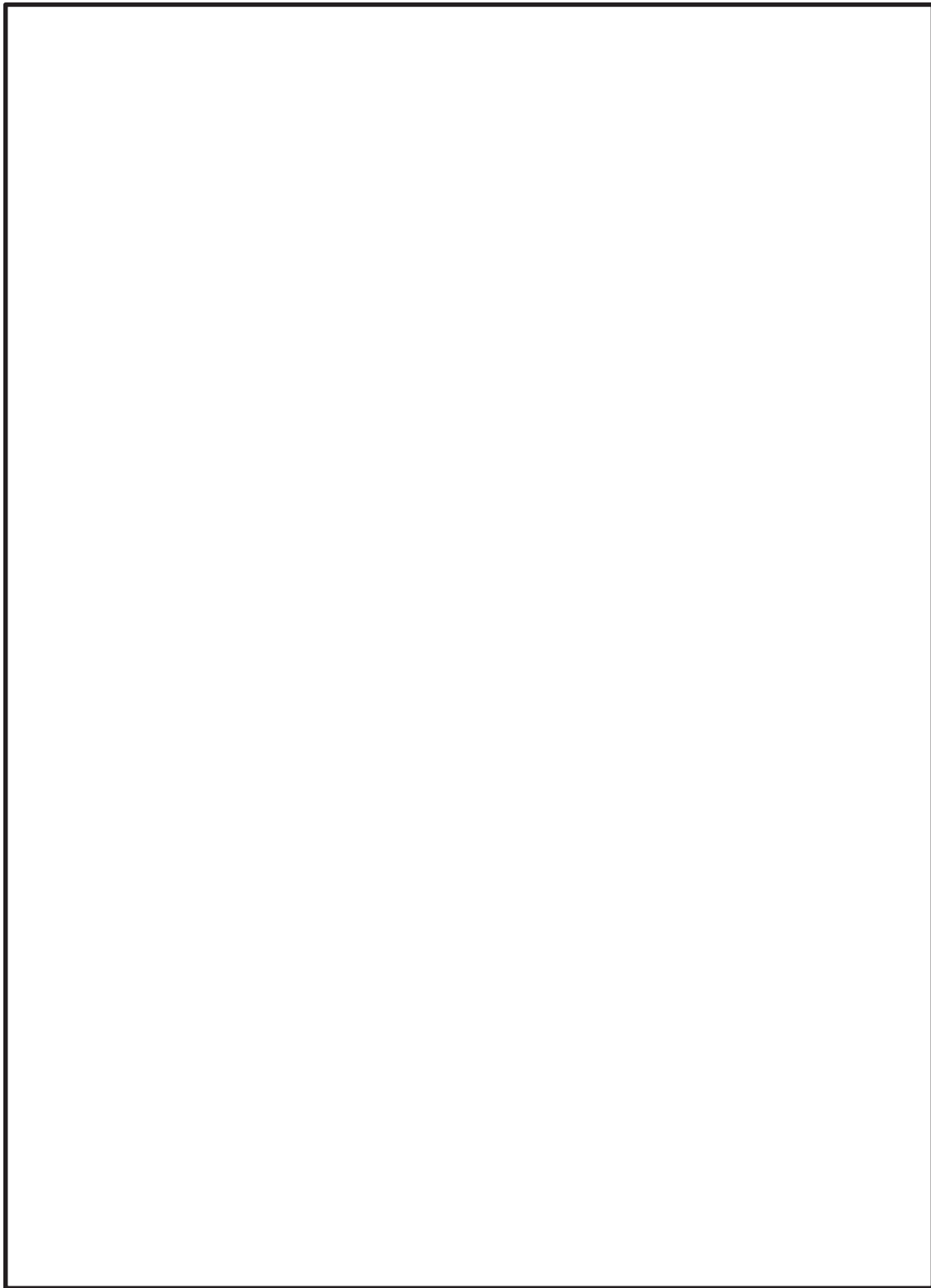


図 50-8-1 接続図
(2号海水ポンプ室から熱交換器ユニット接続口までの接続)

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

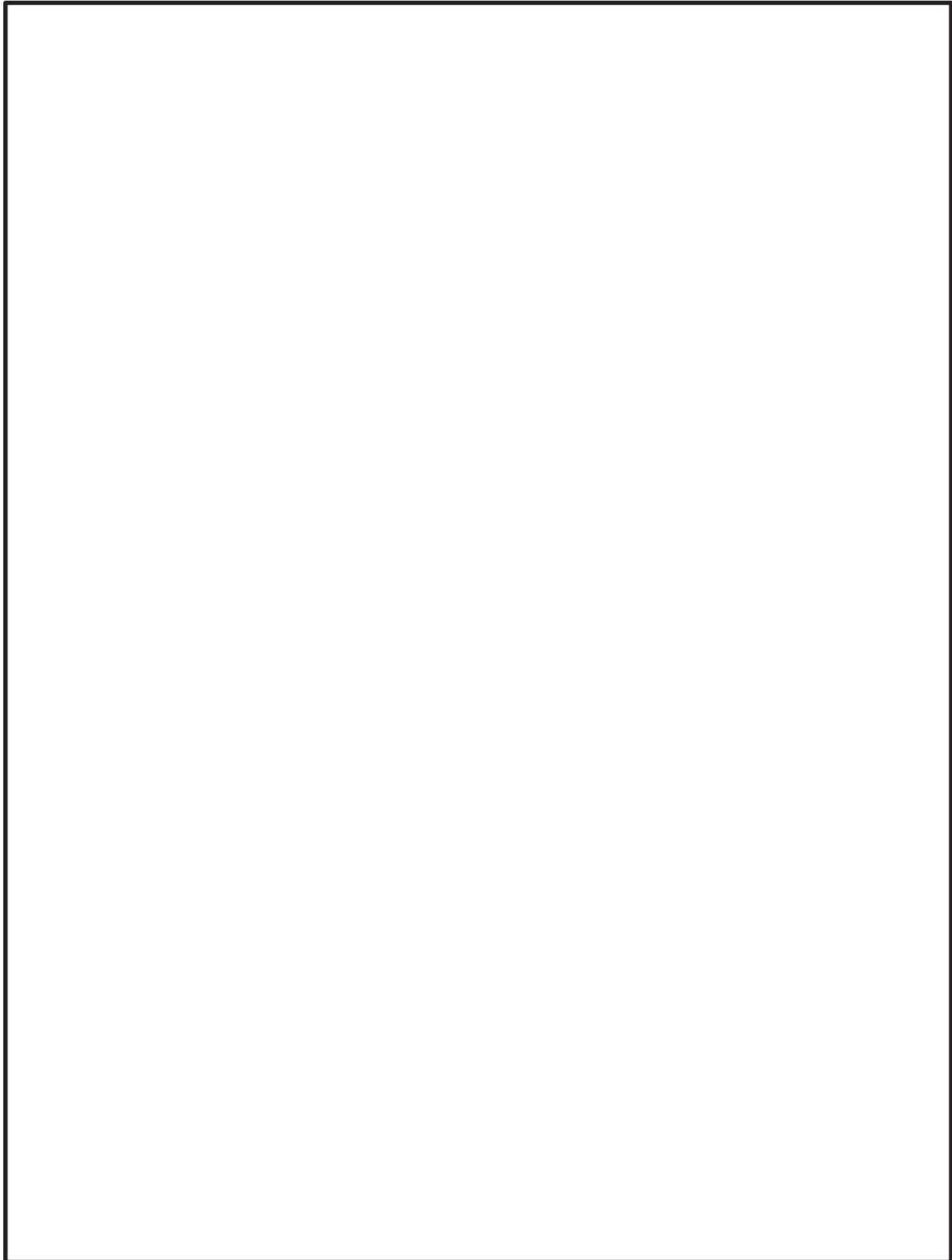


図 50-8-2 接続図
(2号取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (海側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系



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

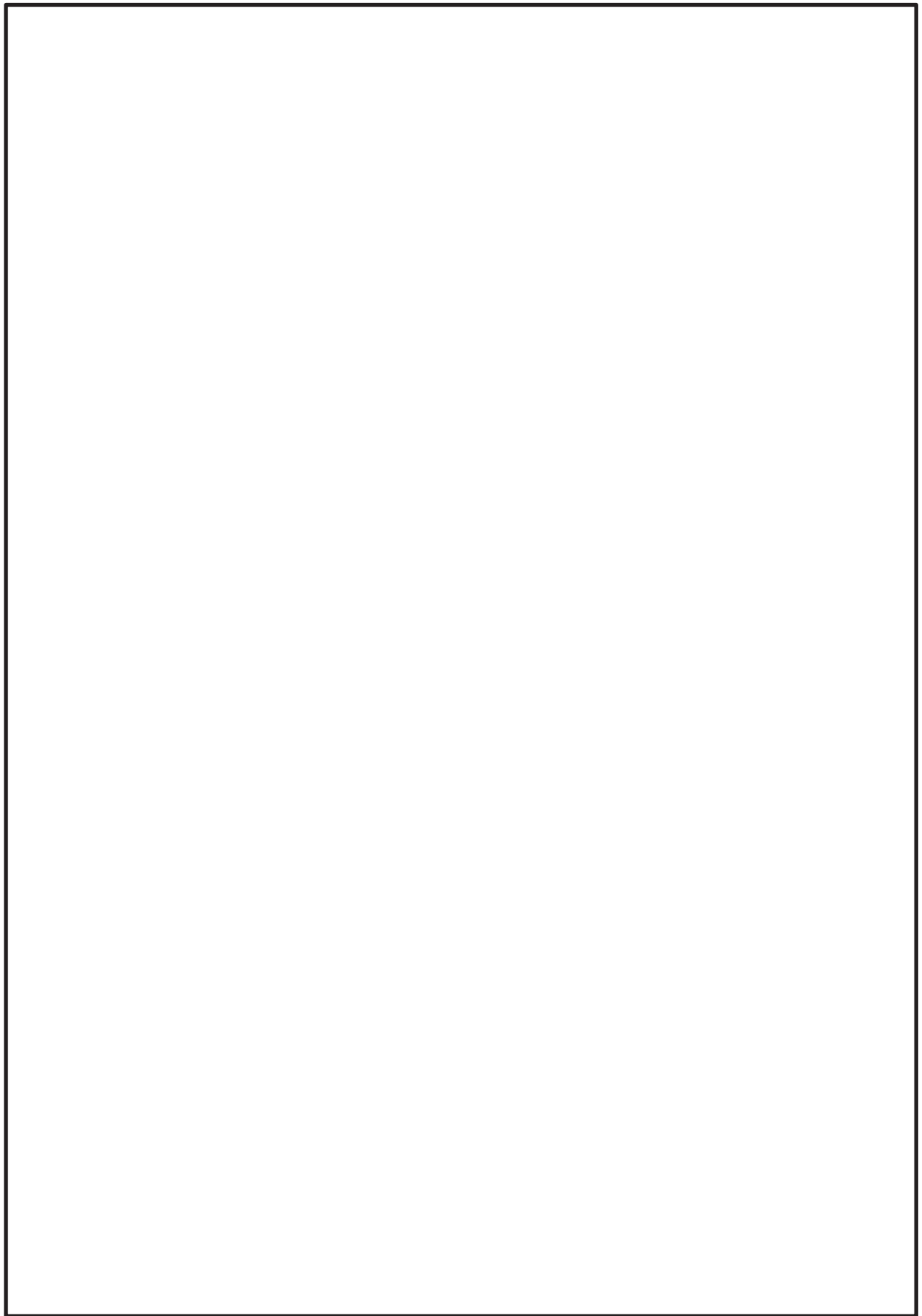


図 50-9-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

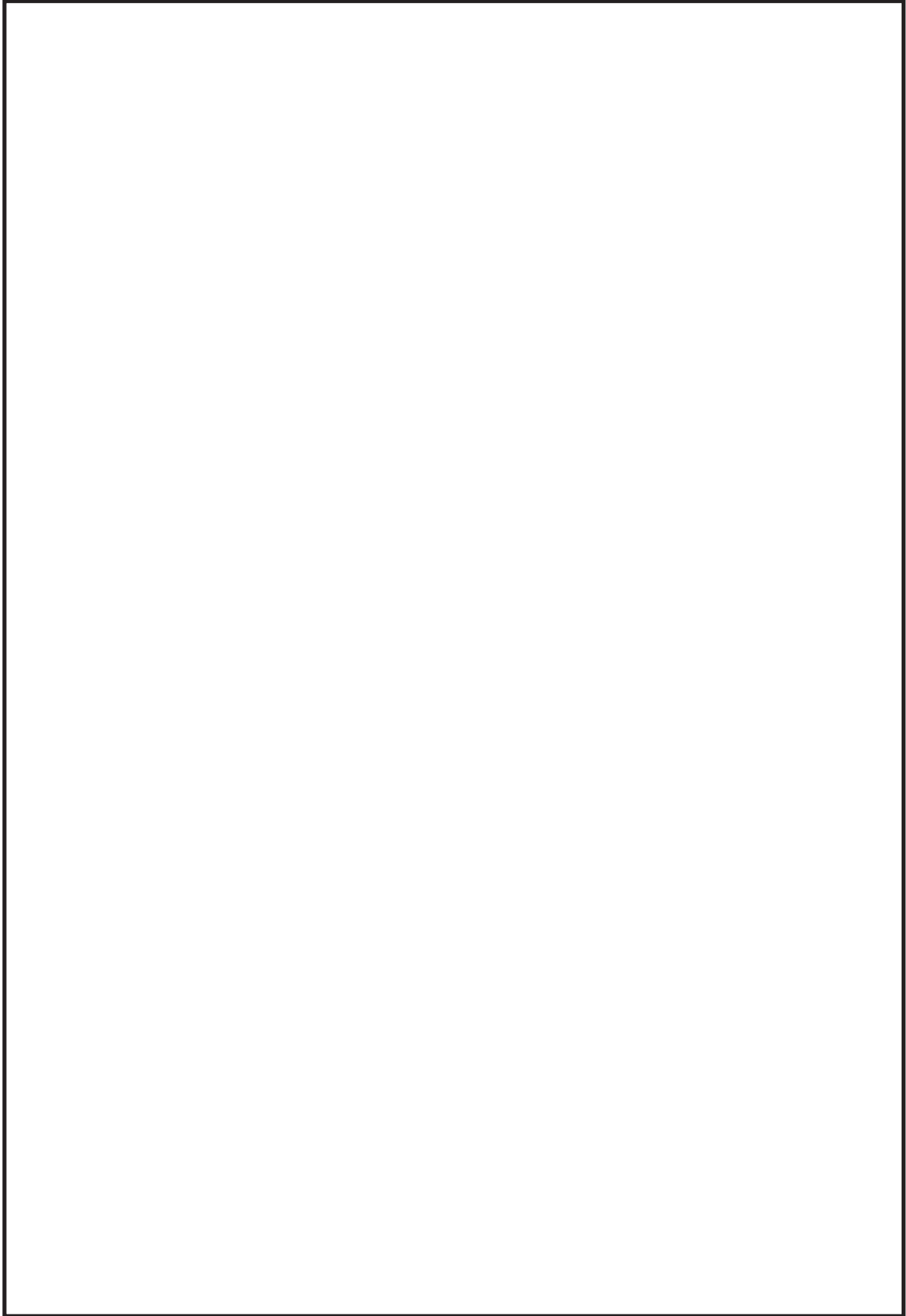


図 50-9-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

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

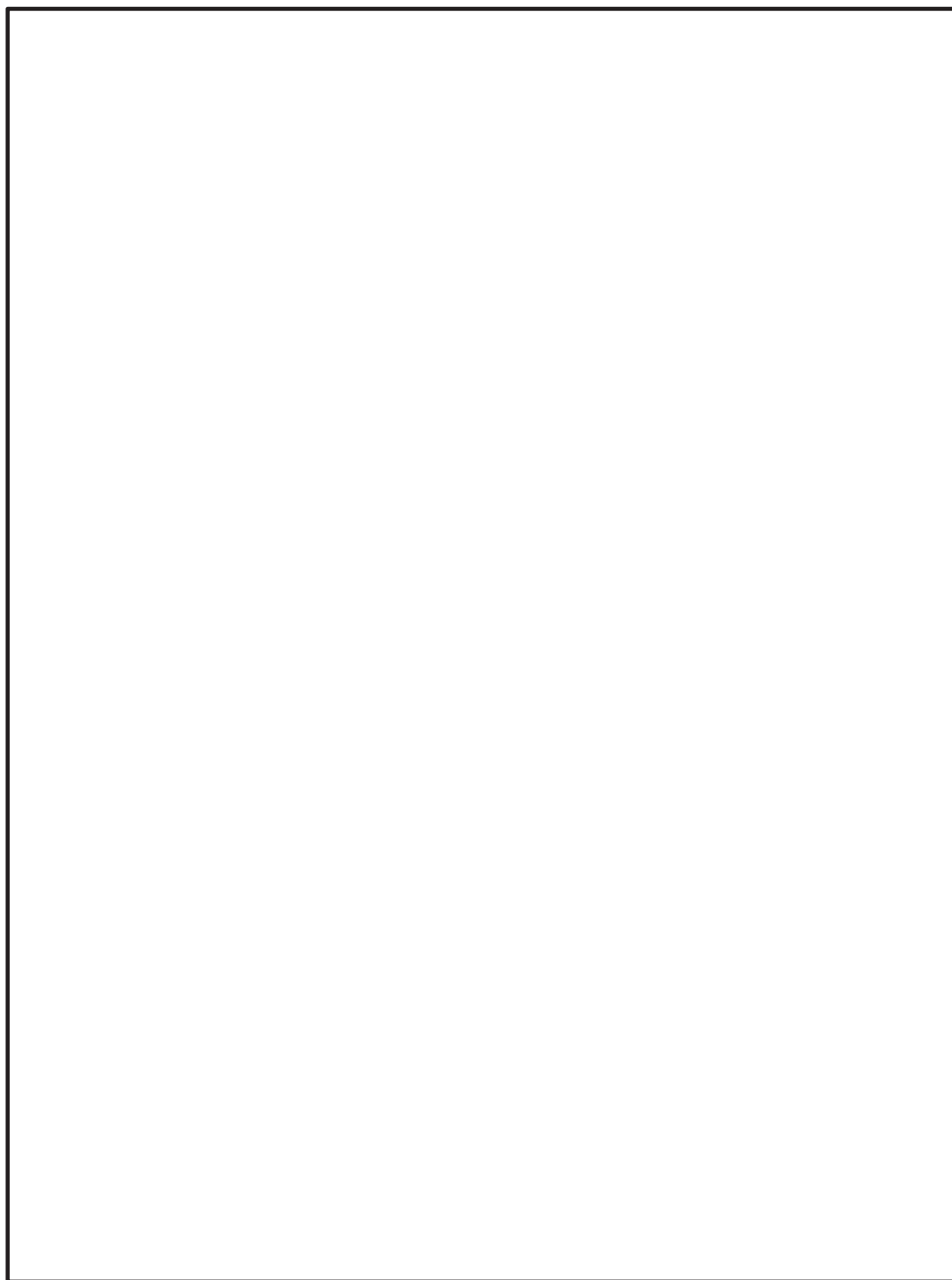


図 50-9-3 保管場所図（機器配置）

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

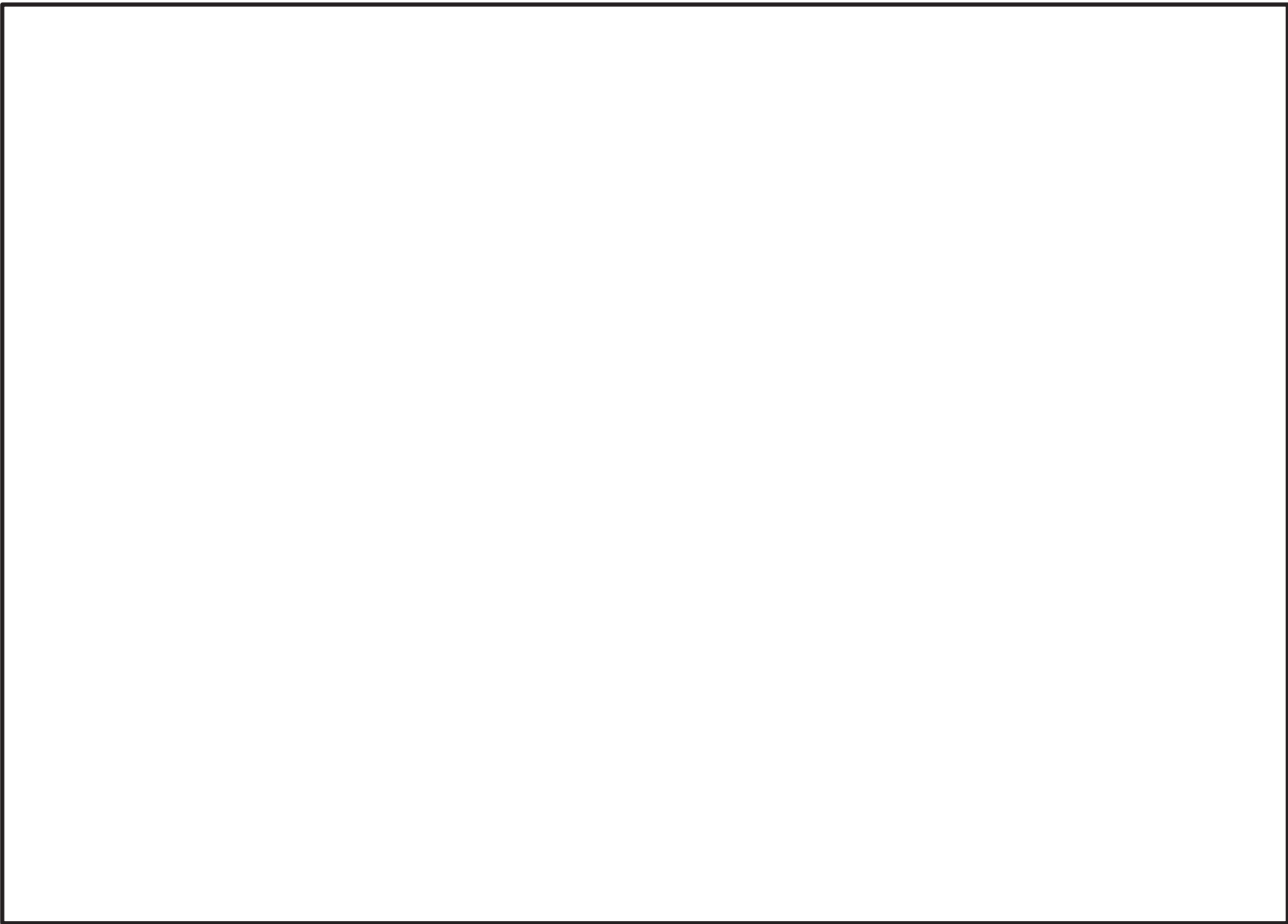


図 50-10-1 保管場所及びアクセスルート図

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

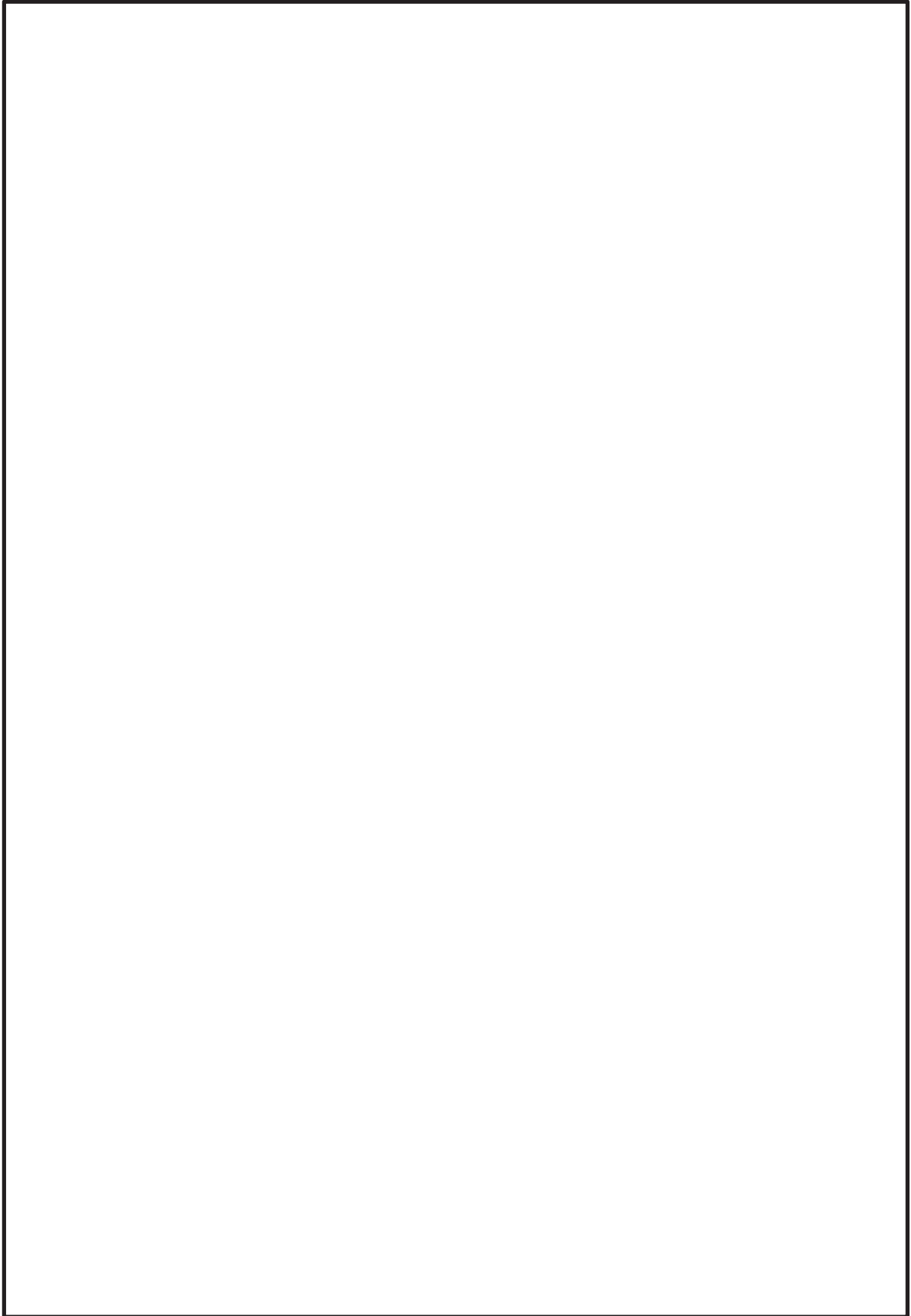


図 50-10-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

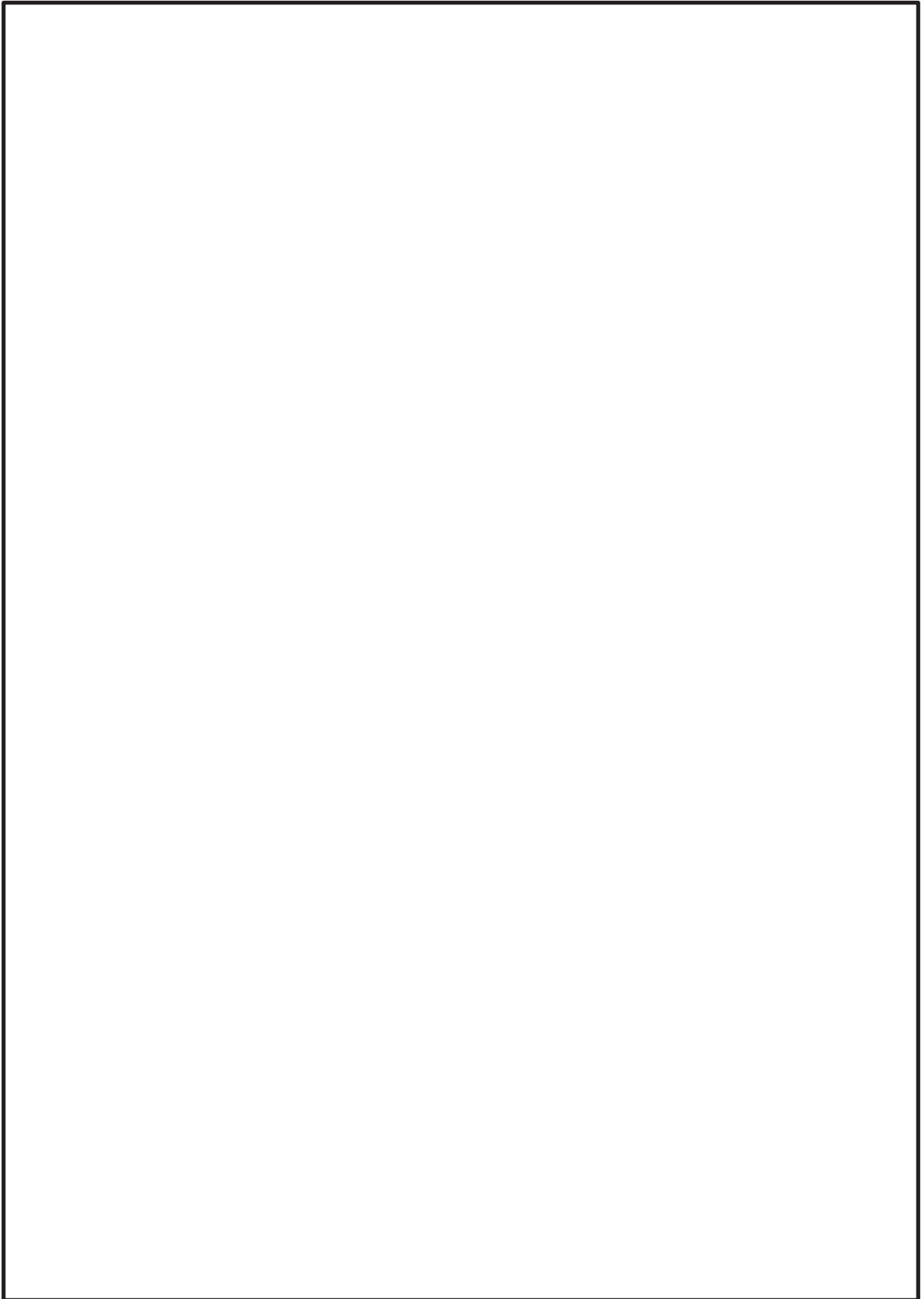


図 50-10-3 津波時のアクセスルート図

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

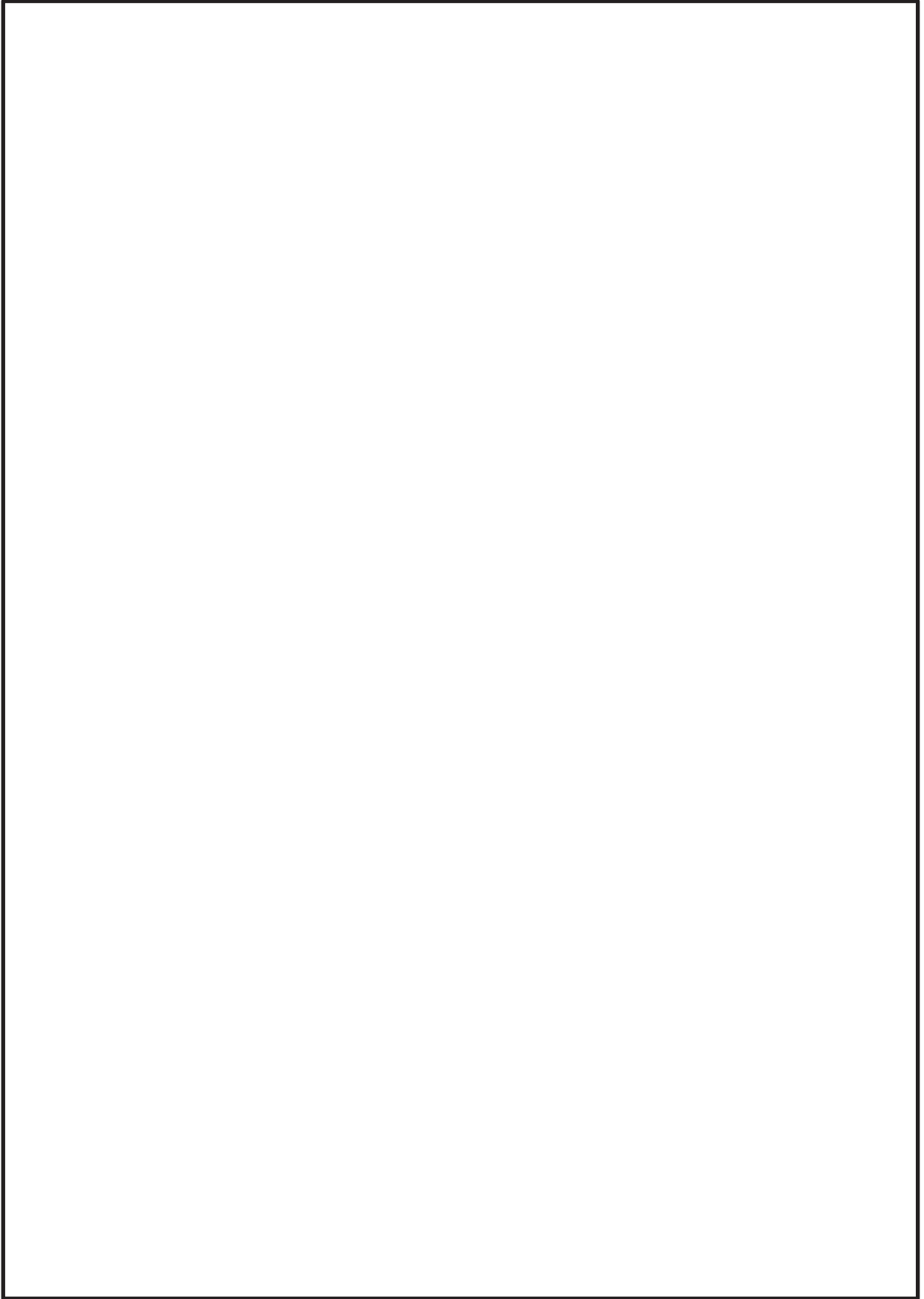


図 50-10-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

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 調整系】

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の保有水中によう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 調整系を設ける。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。

本系統は、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 調整系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。

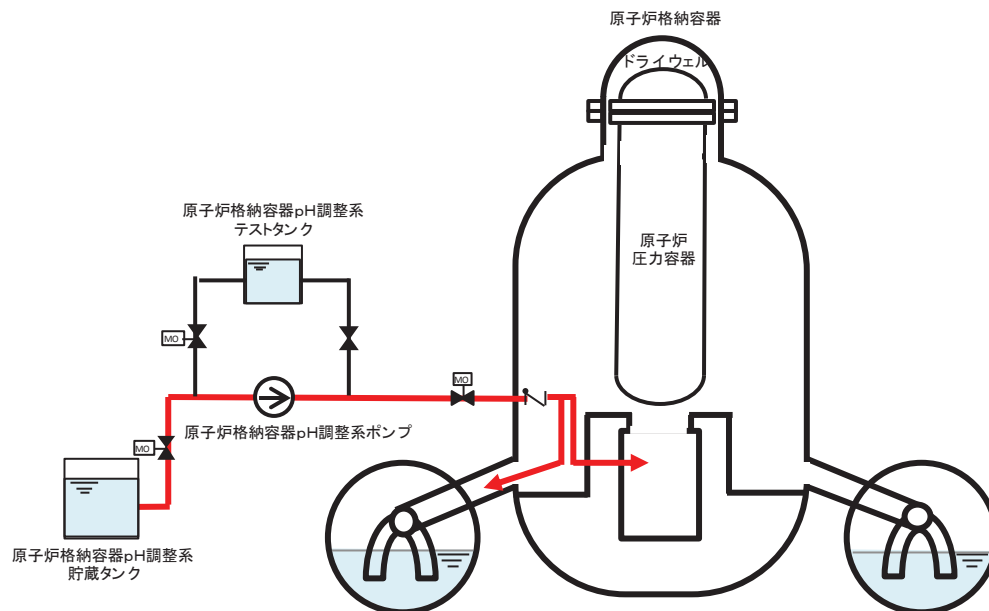


図 50-11-1 原子炉格納容器 pH 調整系 系統概要図

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。

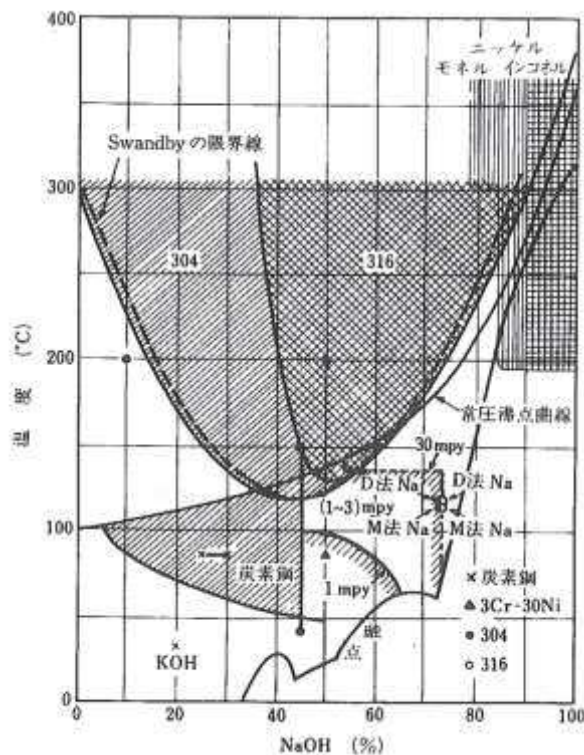


図 50-11-2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響^[1]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

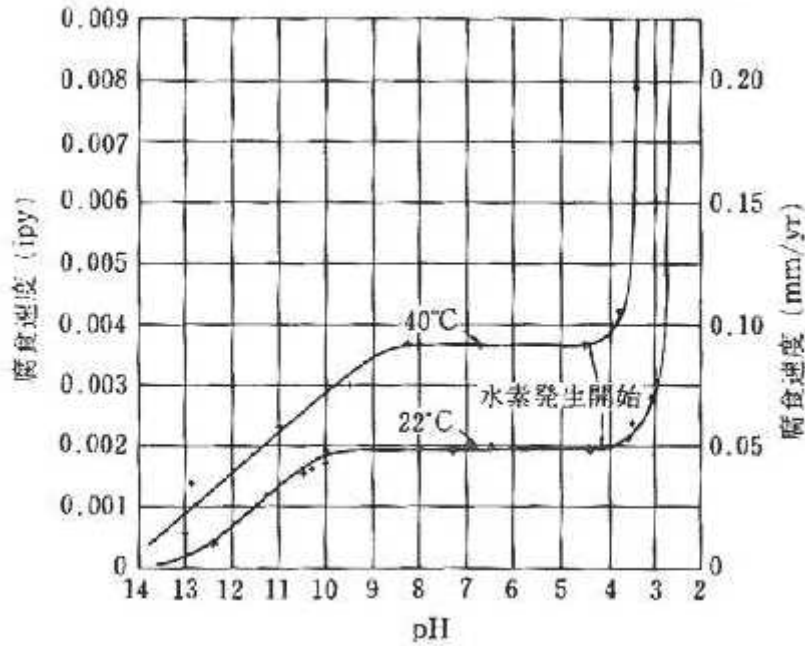


図 50-11-3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH 温度^[1]

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。

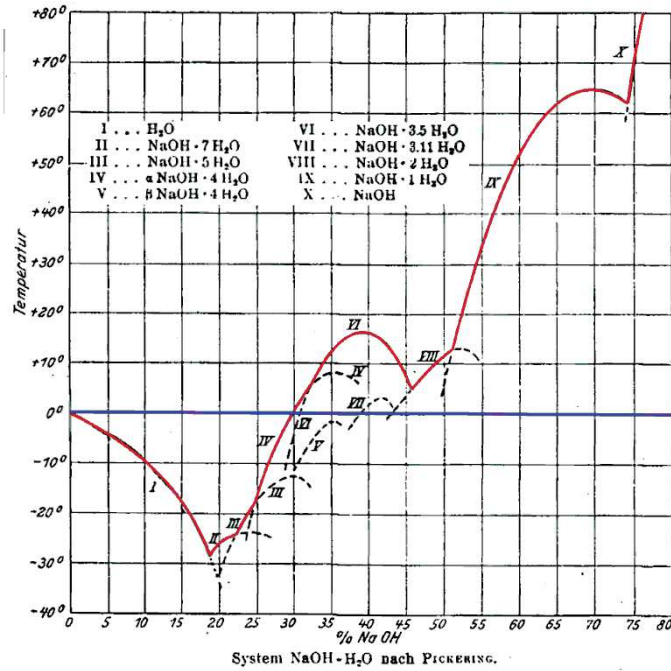


図 50-11-4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図^[2]

《参考図書》

[1] 小若, 金属の腐食と防食技術

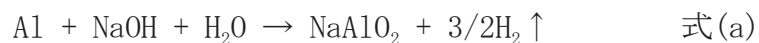
[2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928

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フォ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フォ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】

・アルミニウム原子量：27g/mol

【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。

$$\text{ kg} (= \text{ kg} / 27\text{g/mol} \times 3/2 \times 2.016\text{g/mol})$$

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全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】

・亜鉛密度：7.2g/cm³ (JIS H8641-2007 記載値)

・亜鉛原子量：65.4g/mol

【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約 kg となる。

$$\text{ kg} (= \text{ m}^2 \times \text{ } \mu\text{m} \times 7.2\text{g/cm}^3)$$

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。

$$\text{ kg} (= \text{ kg} / 65.4\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol})$$

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 調整系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。

【代替循環冷却系 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^{※1}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^{※2}

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^{※3}、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^{※4}、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

Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge		
Size Range μm	Average Size μm	% by weight
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 0.5 m 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。

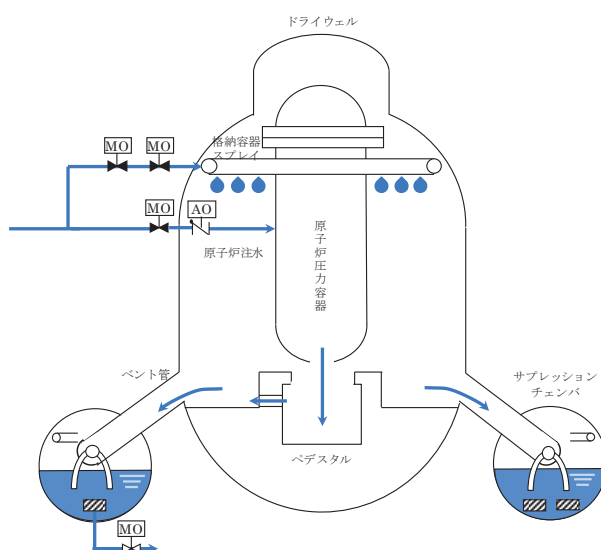


図50-11-5 RPV破損後の循環冷却による冷却の流れ

※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。

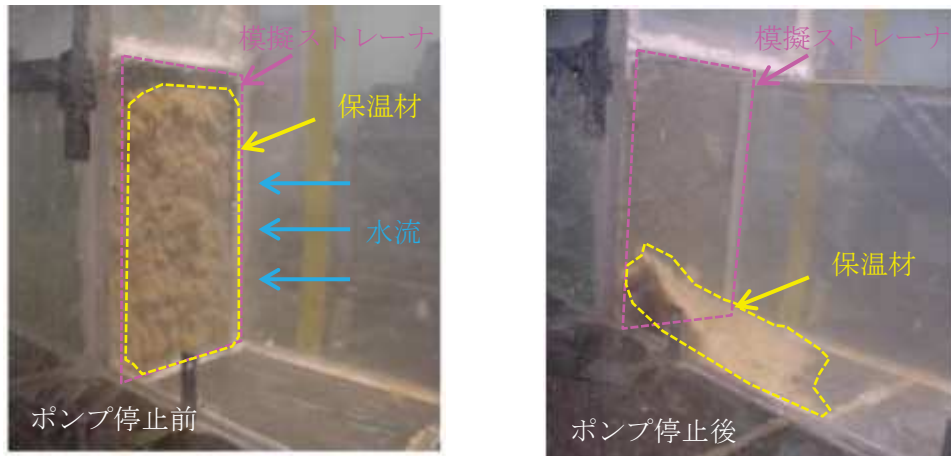


図50-11-6 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



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。

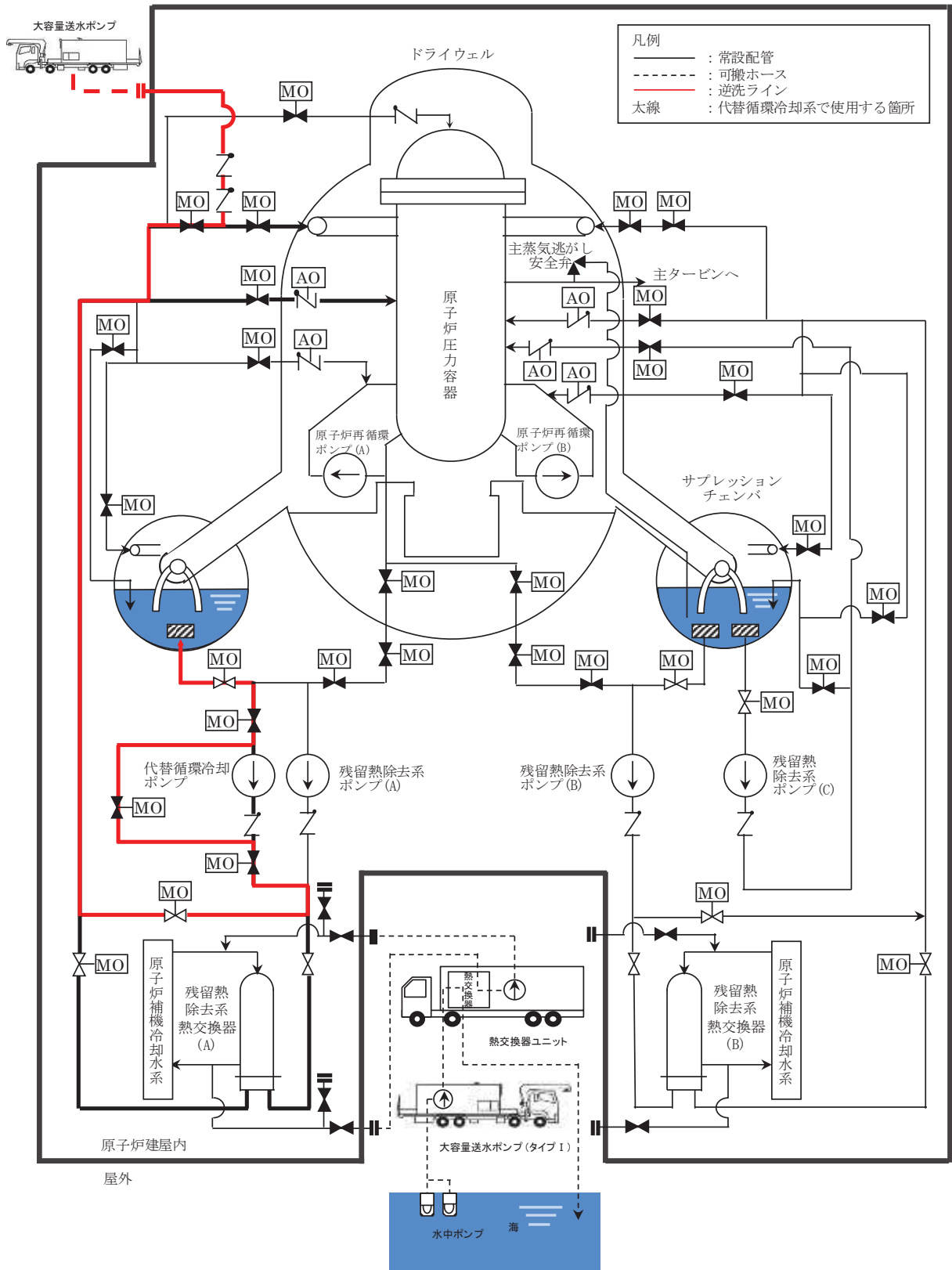


図 50-11-8 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

【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。

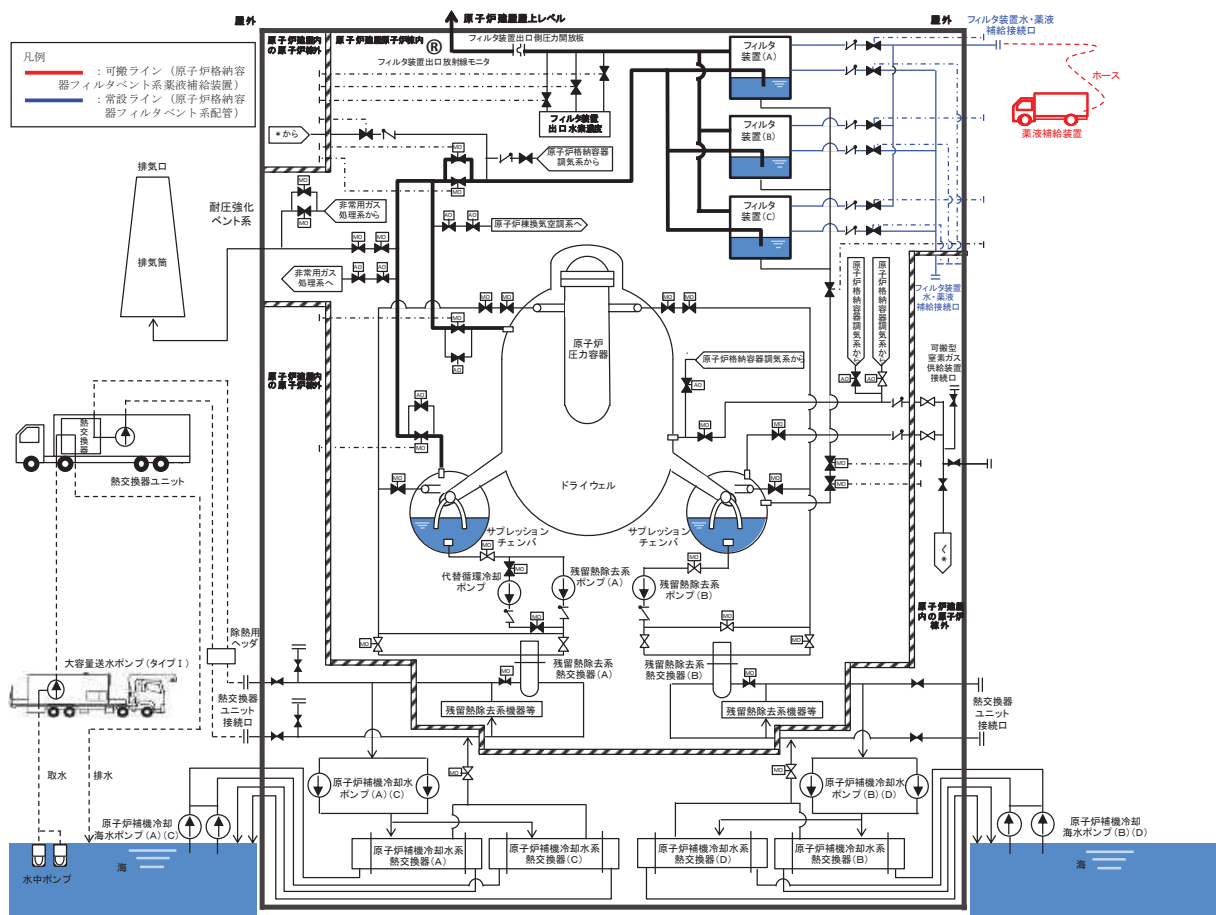


図 50-11-9 原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置 系統概要図

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。（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。

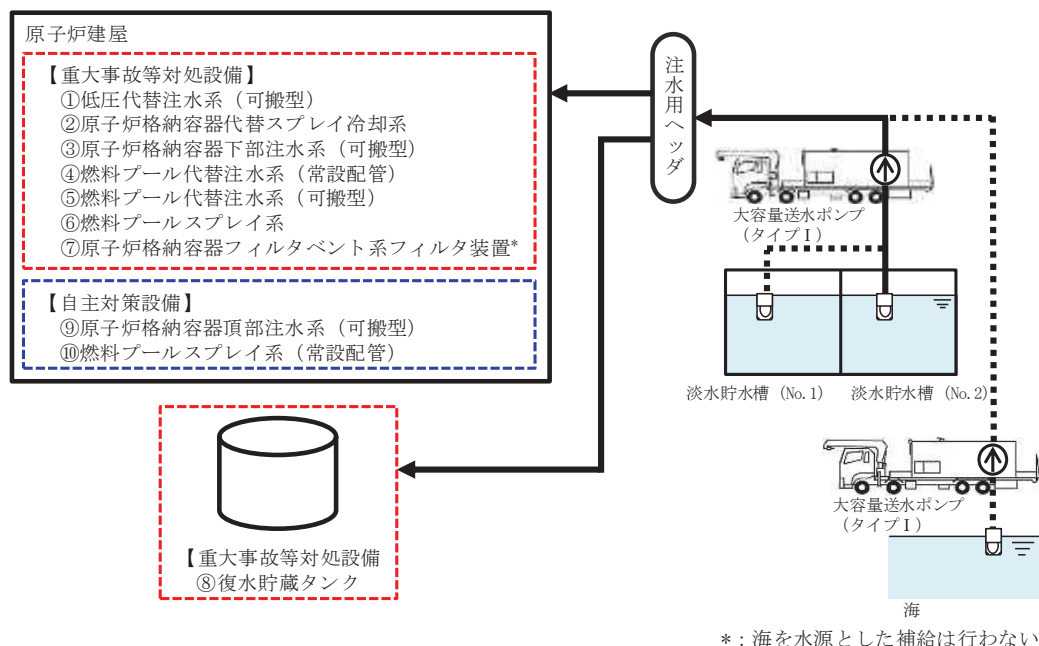


図 50-12-1 全体系統概要図

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 ^{*1,2}									
	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 ^{*3} 29h ^{*4}	—	—	—	—	—	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。

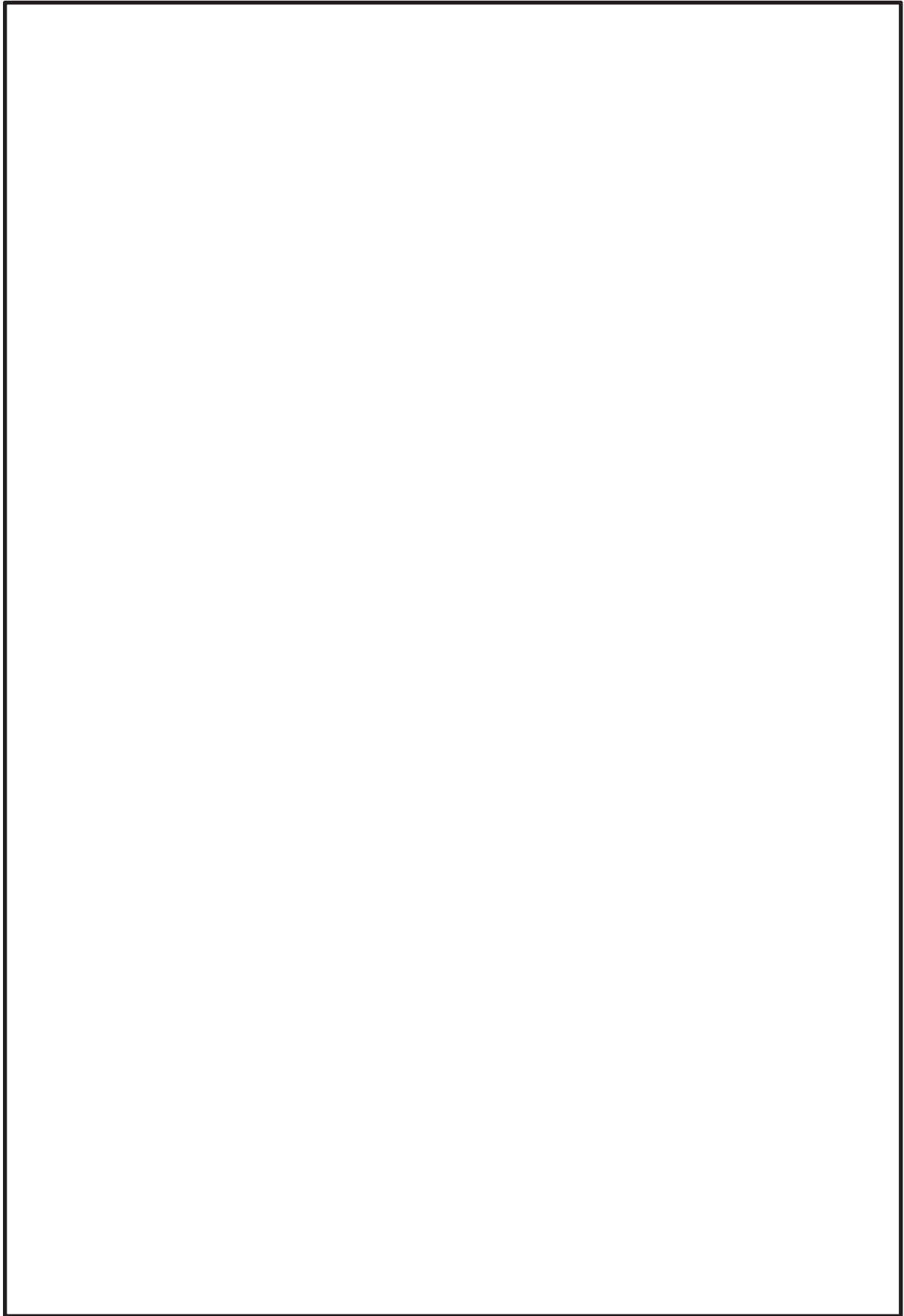


図 50-12-2 注水用ヘッダの接続状態概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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。

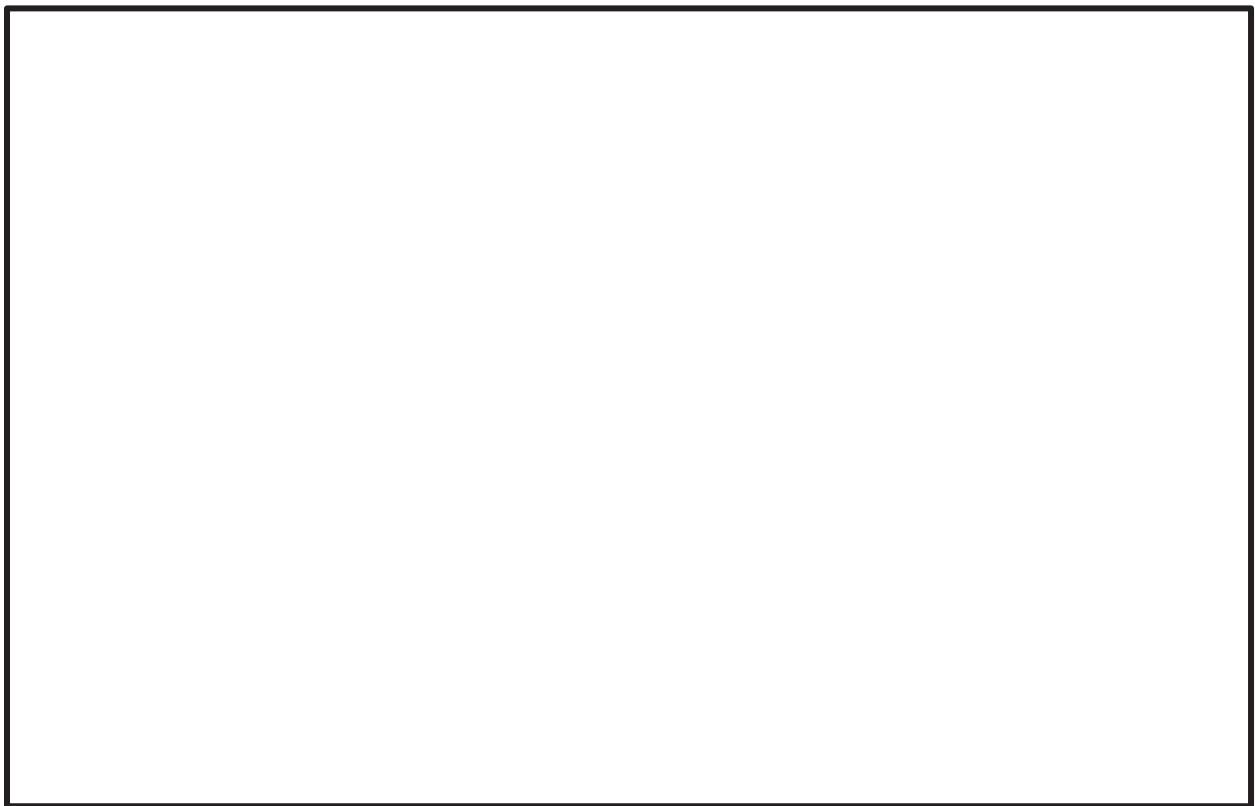


図 50-13-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

50-14

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 50-14-1 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。

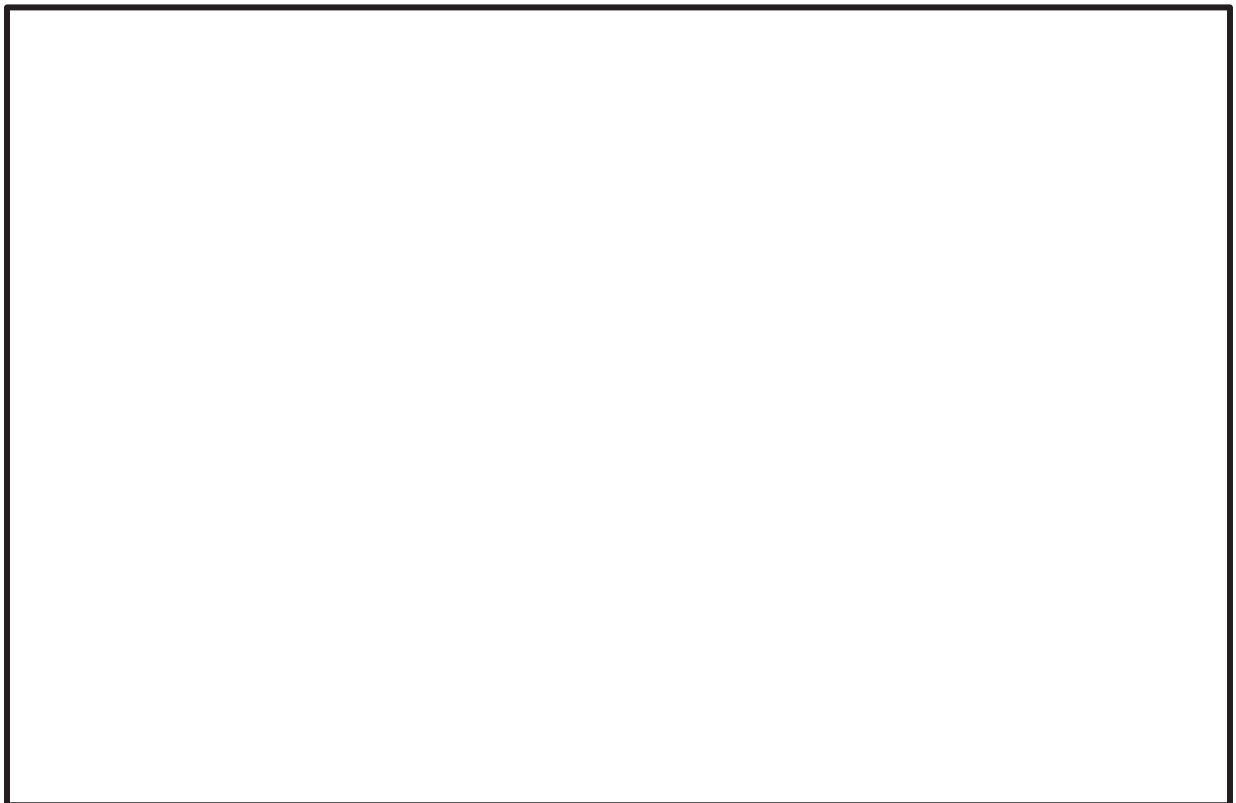


図 50-14-1 熱交換器ユニット 概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

52 条

52-1 SA 設備基準適合性一覧表

52-2 単線結線図

52-3 配置図

52-4 系統図

52-5 試験及び検査

52-6 容量設定根拠

52-7 接続図

52-8 保管場所図

52-9 アクセスルート図

52-10 その他設備

52-11 計測設備の測定原理

52-12 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

52-1

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52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		可搬型窒素ガス供給装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	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	52-7 接続図, 52-8 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	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-7 接続図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	圧縮機, 発電機	A, I	
		関連資料	52-5 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	52-4 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	52-4 系統図, 52-5 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	52-3 配置図, 52-7 接続図				
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	A	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続, より簡便な接続	B, C	
			関連資料	52-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	52-7 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	52-7 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	52-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	52-9 アクセスルート図			
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止・緩和以外) - 対象外 (同一目的の設備なし又は代替対象DB設備なし)	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			
	関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-7 接続図, 52-8 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 2 条：水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備		格納容器内水素濃度 (D/W)		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	52-3 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	52-5 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	52-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	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	52-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の 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, 冷却源	C a
	関連資料		52-2 単線結線図 52-3 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（常設）

第 5 2 条：水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備		格納容器内水素濃度 (S/C)		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	52-3 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	52-5 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	52-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	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	52-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の 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, 冷却源	C a
	関連資料	52-2 単線結線図 52-3 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（常設）

第 5 2 条：水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備		格納容器内雰囲気水素濃度		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)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	52-3 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	52-3 配置図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K		
		関連資料	52-5 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	52-4 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	—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	52-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	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	52-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の 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, 冷却源	C a
	関連資料		52-2 単線結線図 52-3 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（常設）

第 5 2 条：水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備		格納容器内雰囲気酸素濃度		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)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	52-3 配置図		
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A		
		関連資料	52-3 配置図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K		
		関連資料	52-5 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	52-4 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	—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	52-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	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	52-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の 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, 冷却源	C a
	関連資料		52-2 単線結線図 52-3 配置図			

52-2
単線結線図

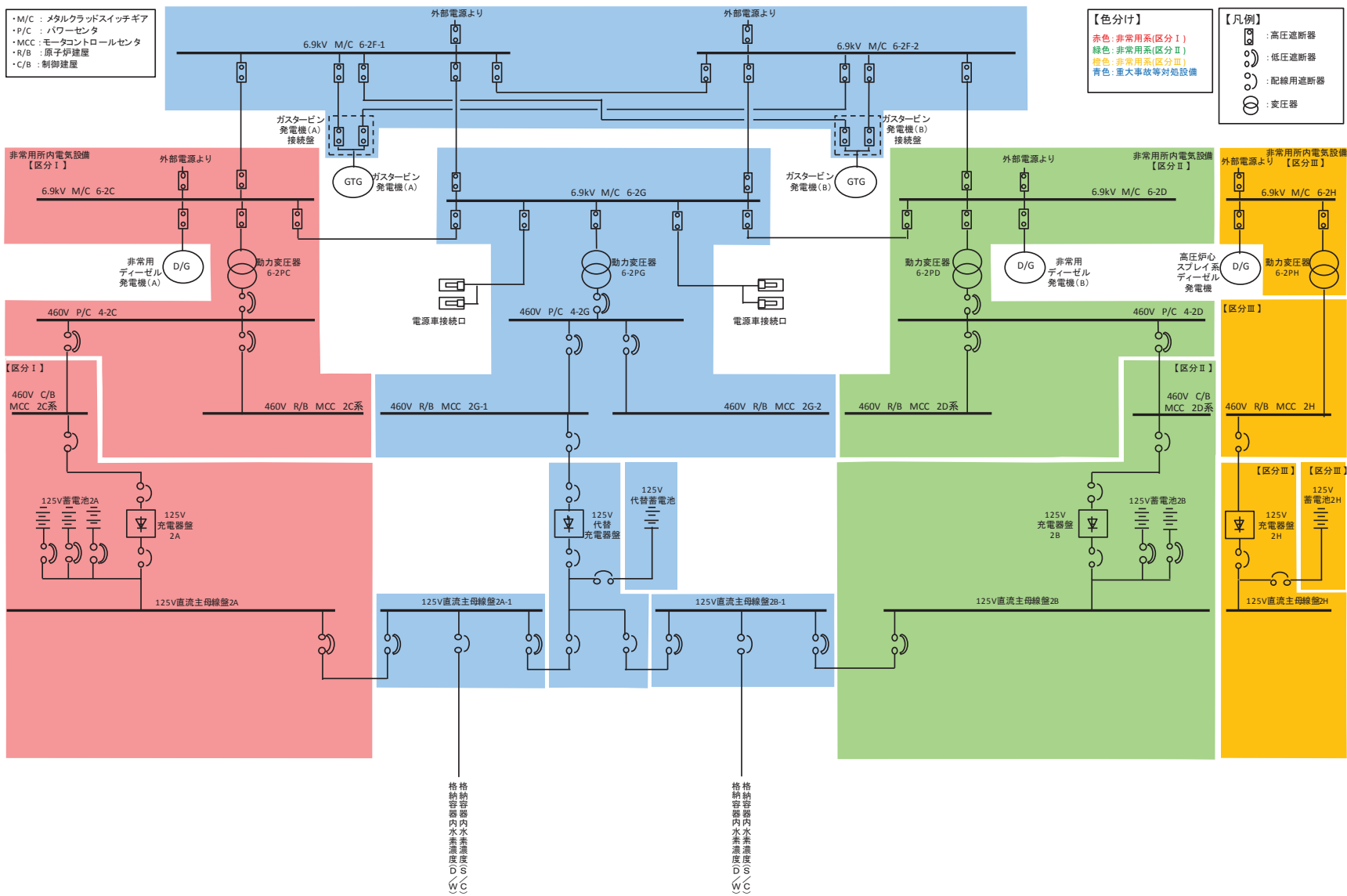






図 52-2-1 単線結線図 (直流)

52-2-1

・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モータコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

【色分け】
 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 青色: 重大事故等対処設備

【凡例】
 : 高圧遮断器
 : 低圧遮断器
 : 配線用遮断器
 : 変圧器

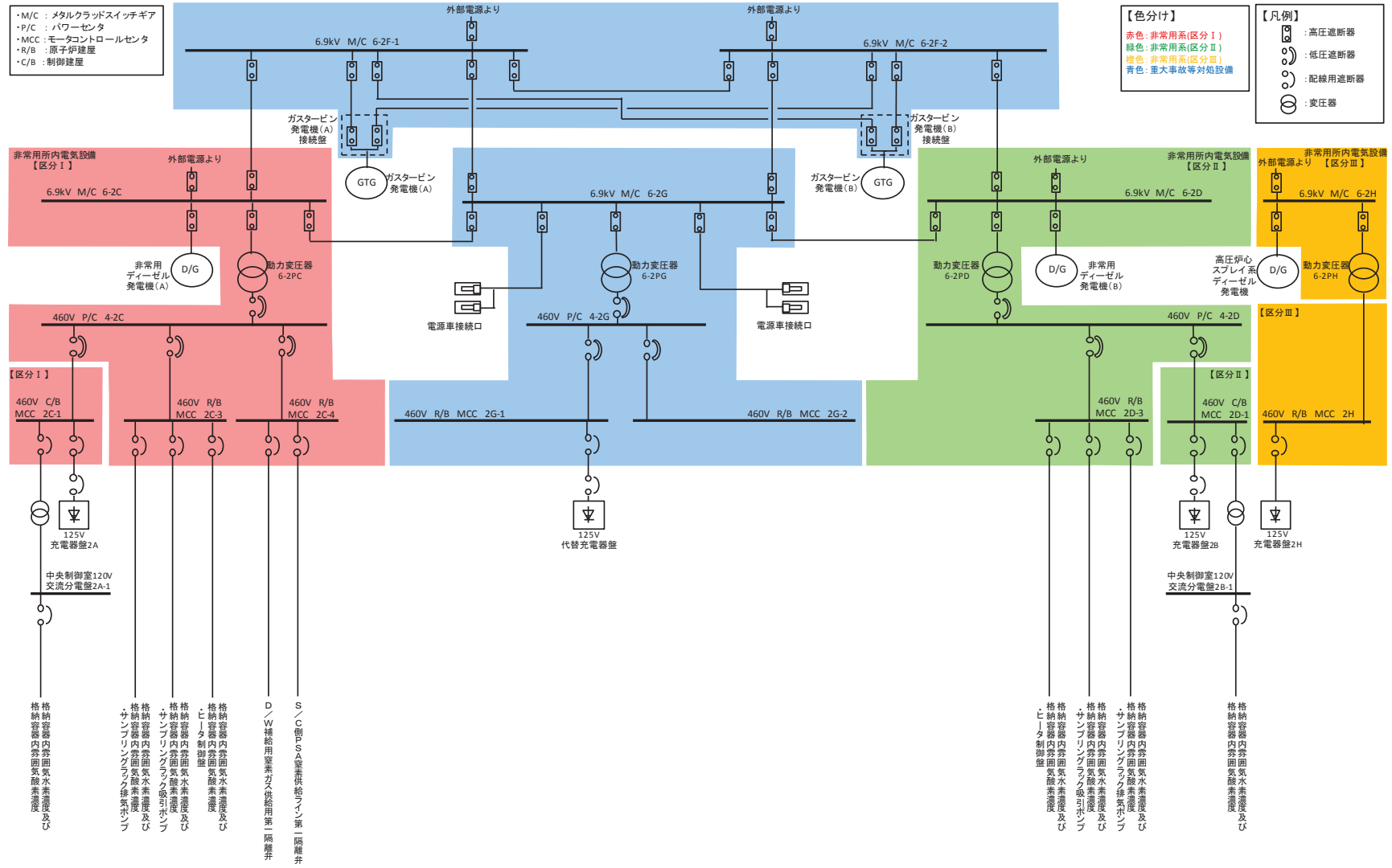


図 52-2-2 単線結線図 (交流)

52-3
配置図

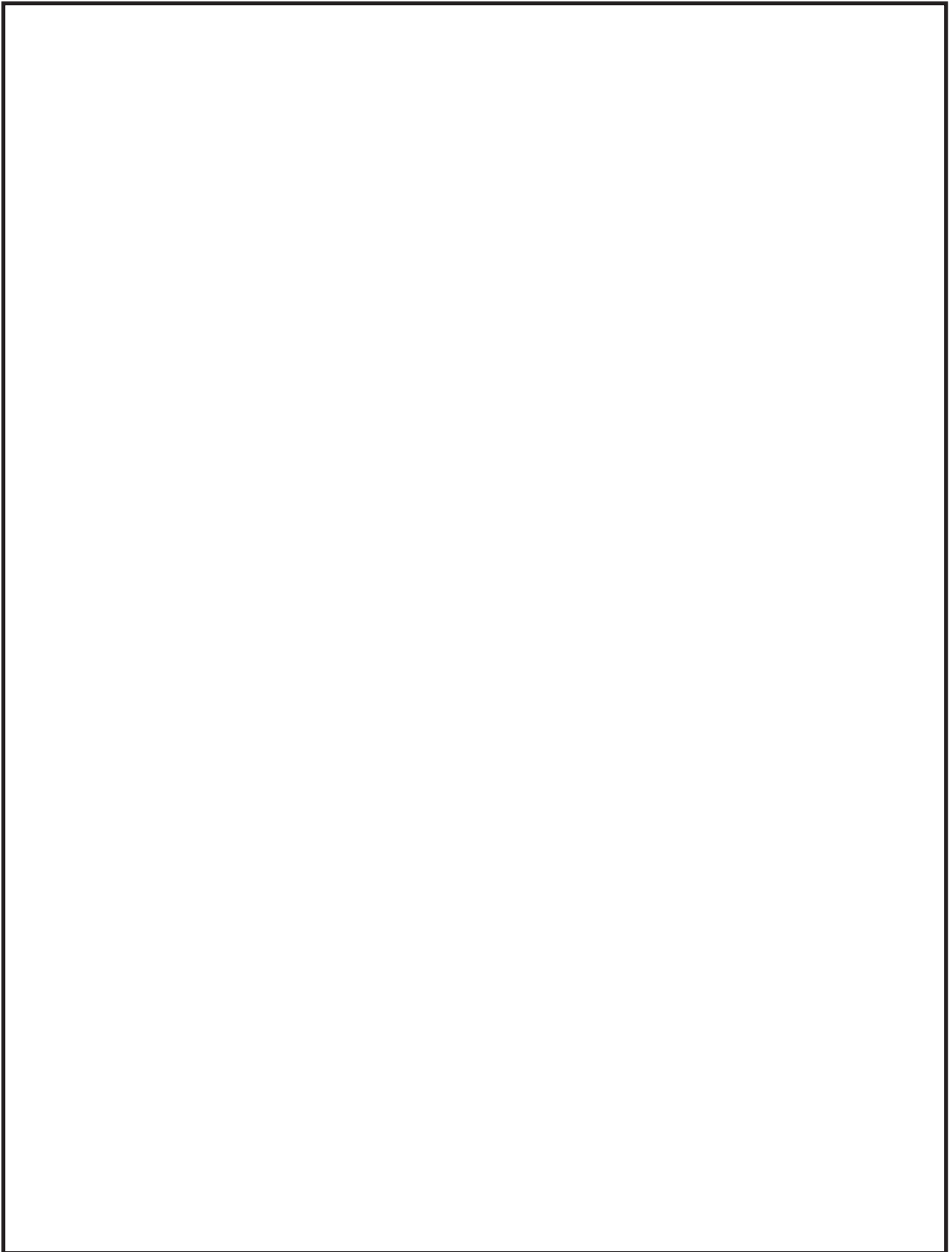


図 52-3-1 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-3-1

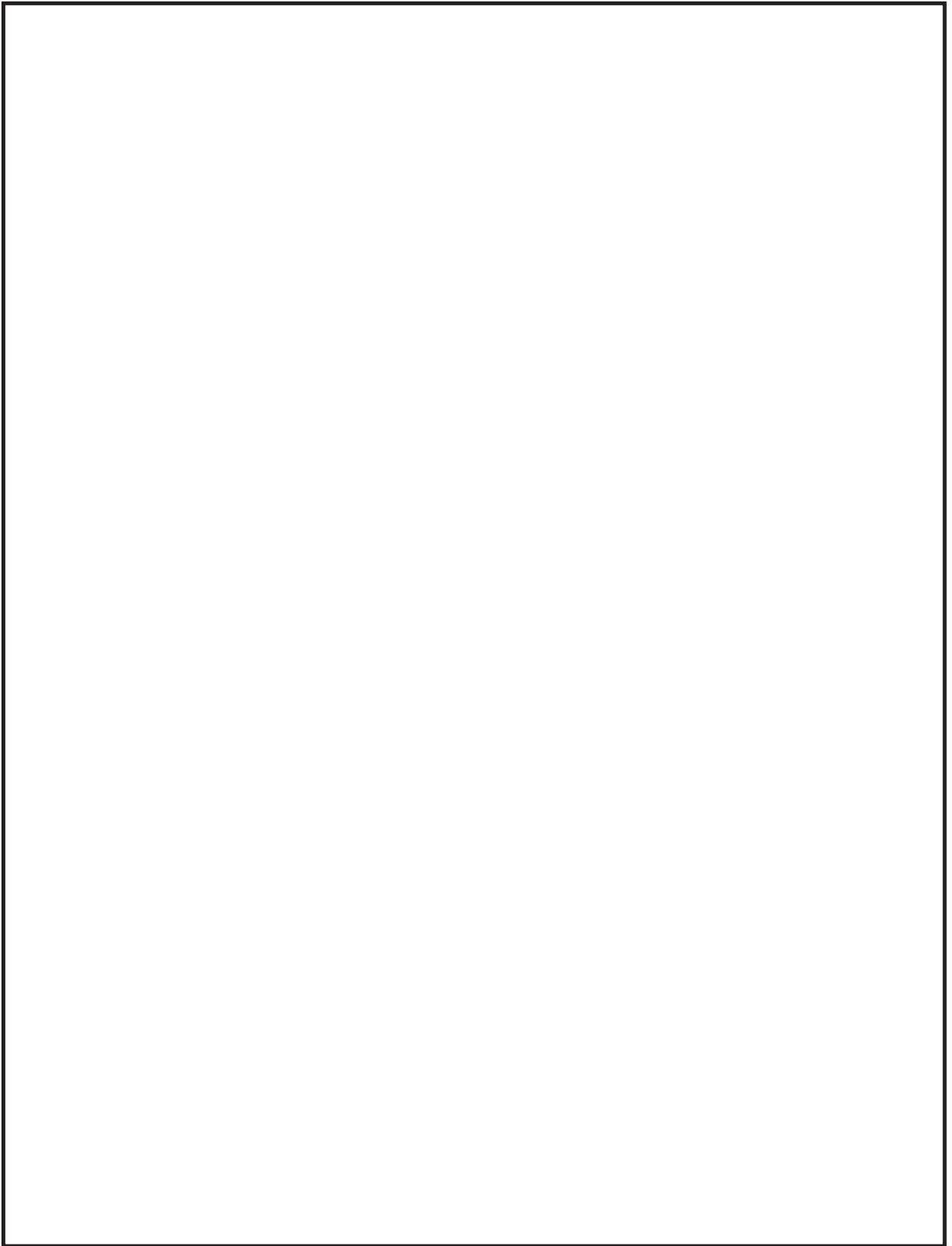


図 52-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 52-3-3 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。

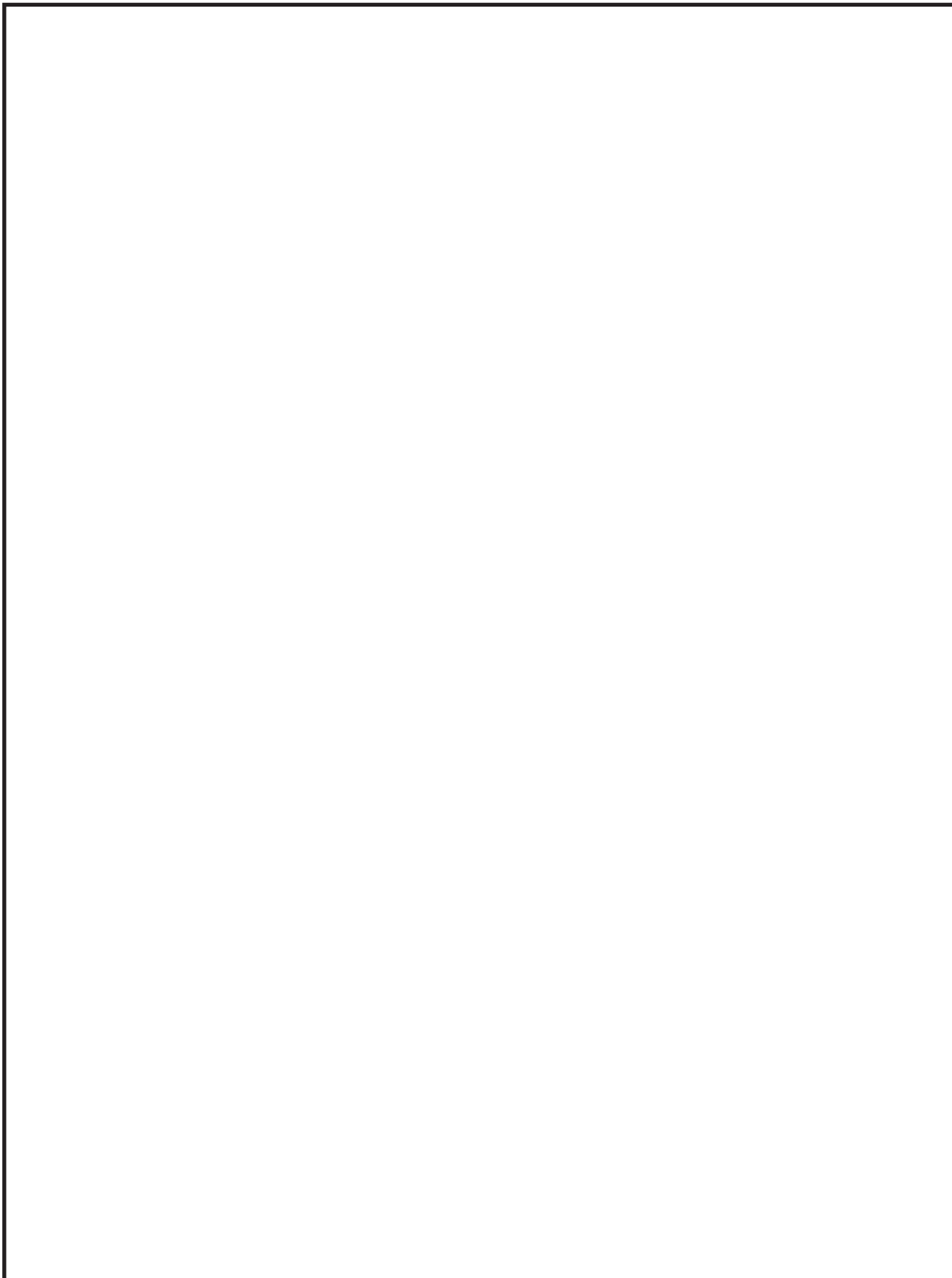


図 52-3-4 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-4
系統図

表 52-4-1 可搬型窒素ガス供給装置 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	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	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側への窒素供給時
③	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ドライウェル側への窒素供給時
④	可搬型窒素ガス供給装置	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑤	PSA 窒素供給ライン元弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外接続時
⑥	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋内接続時

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

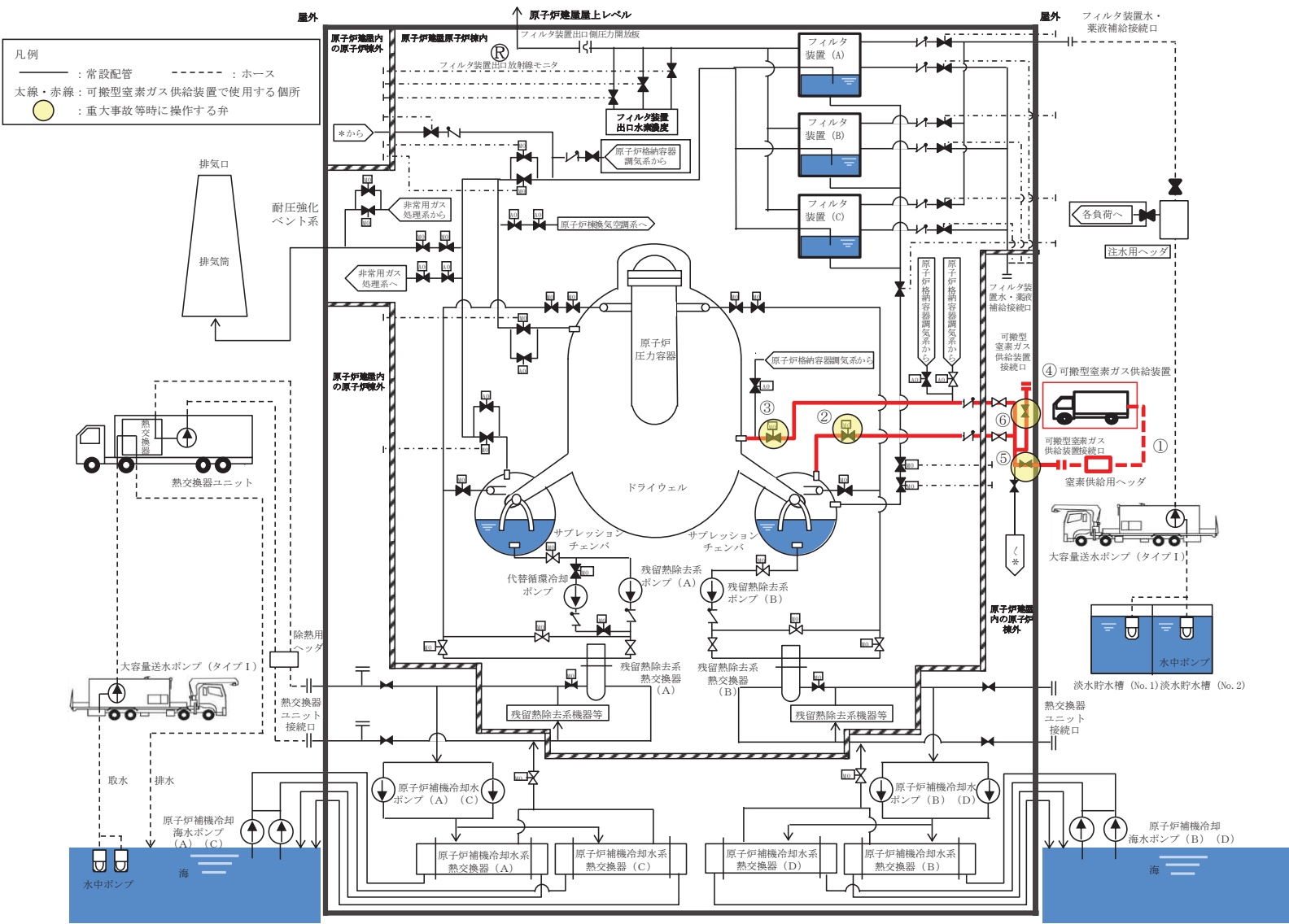


図 52-4-1 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化に関する系統概要図

格納容器内水素濃度，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系統概要図を図 52-4-2 に示す。

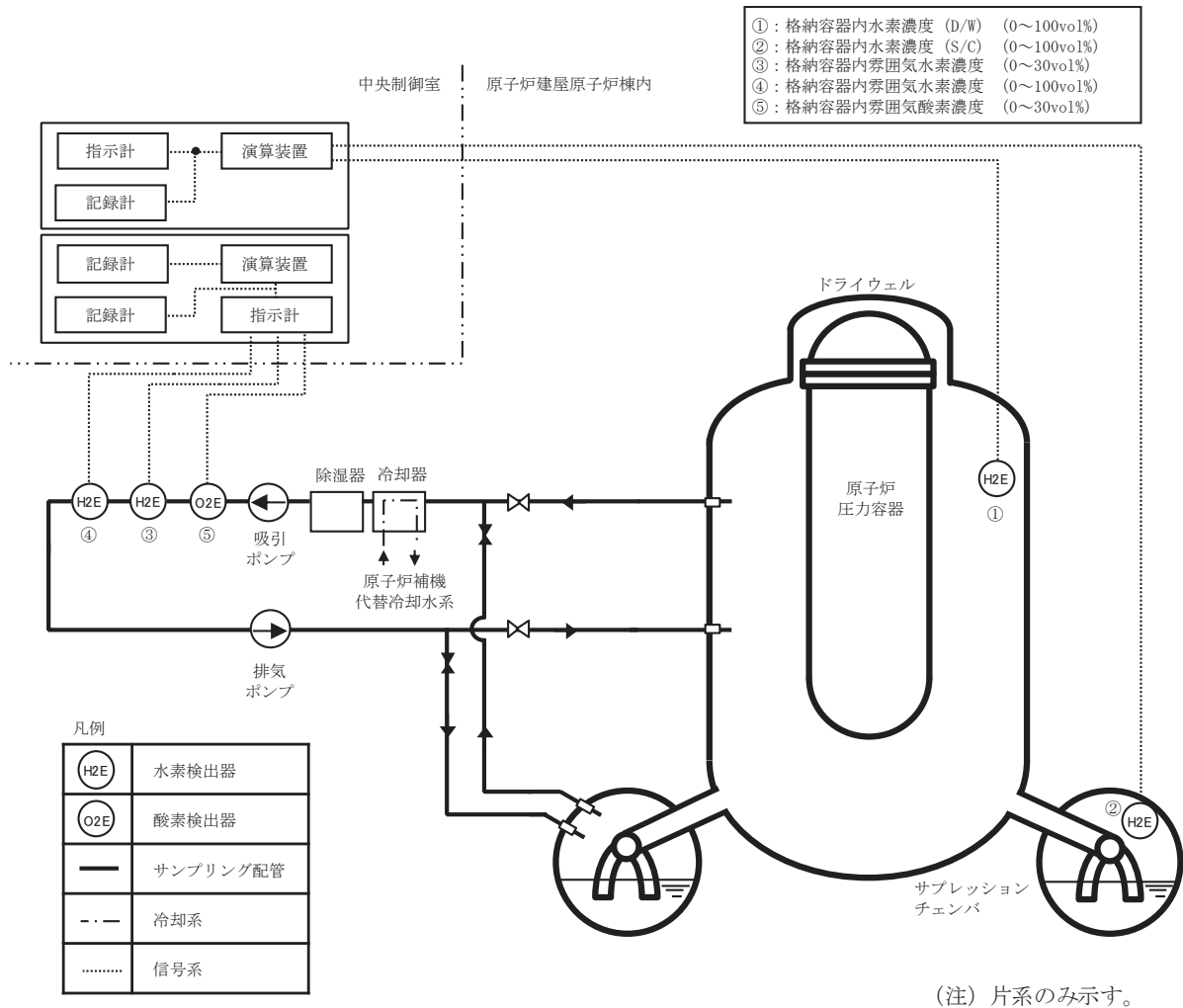


図 52-4-2 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

52-5
試験及び検査

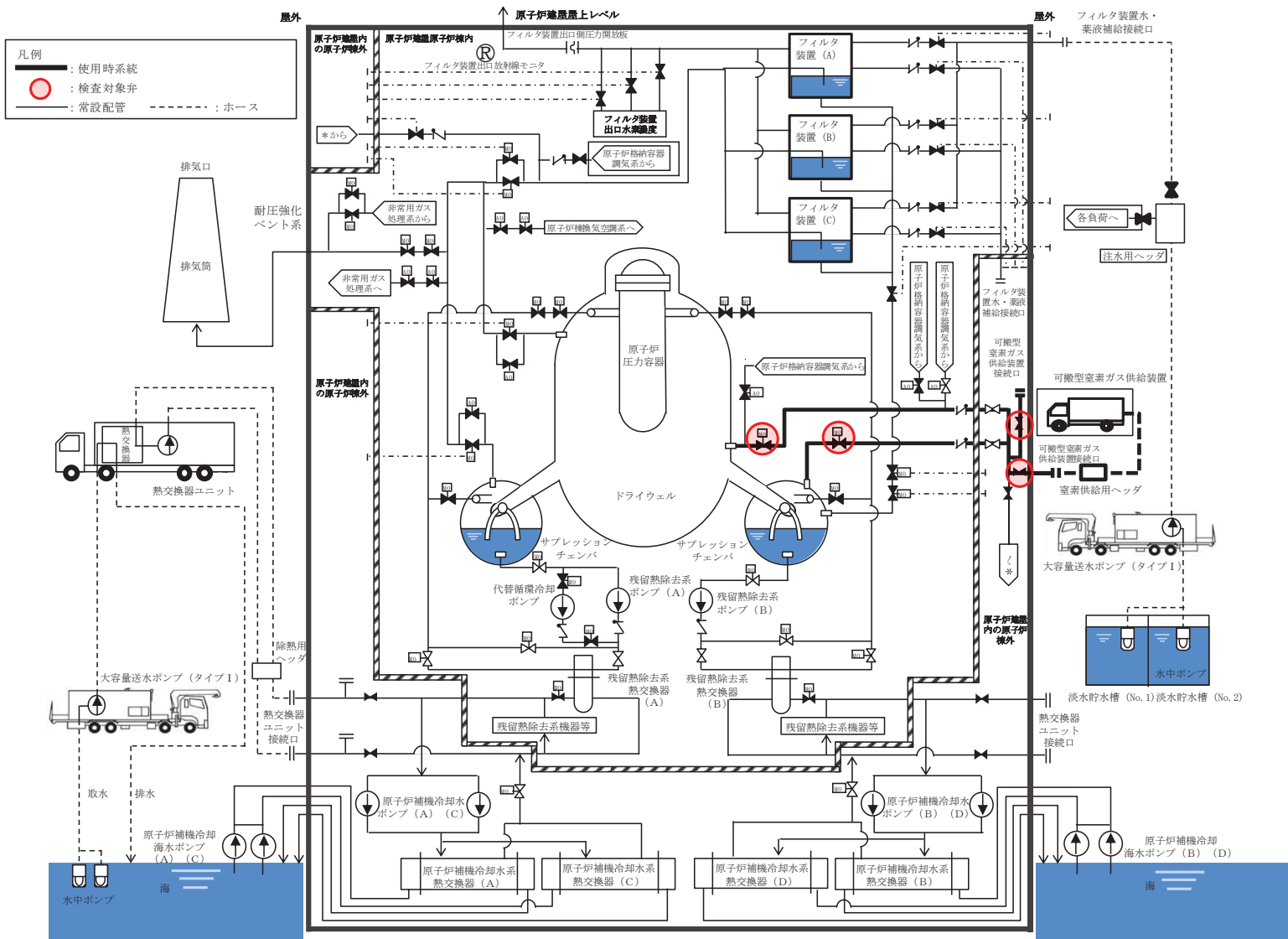


図 52-5-1 可搬型窒素ガス供給装置の試験及び検査

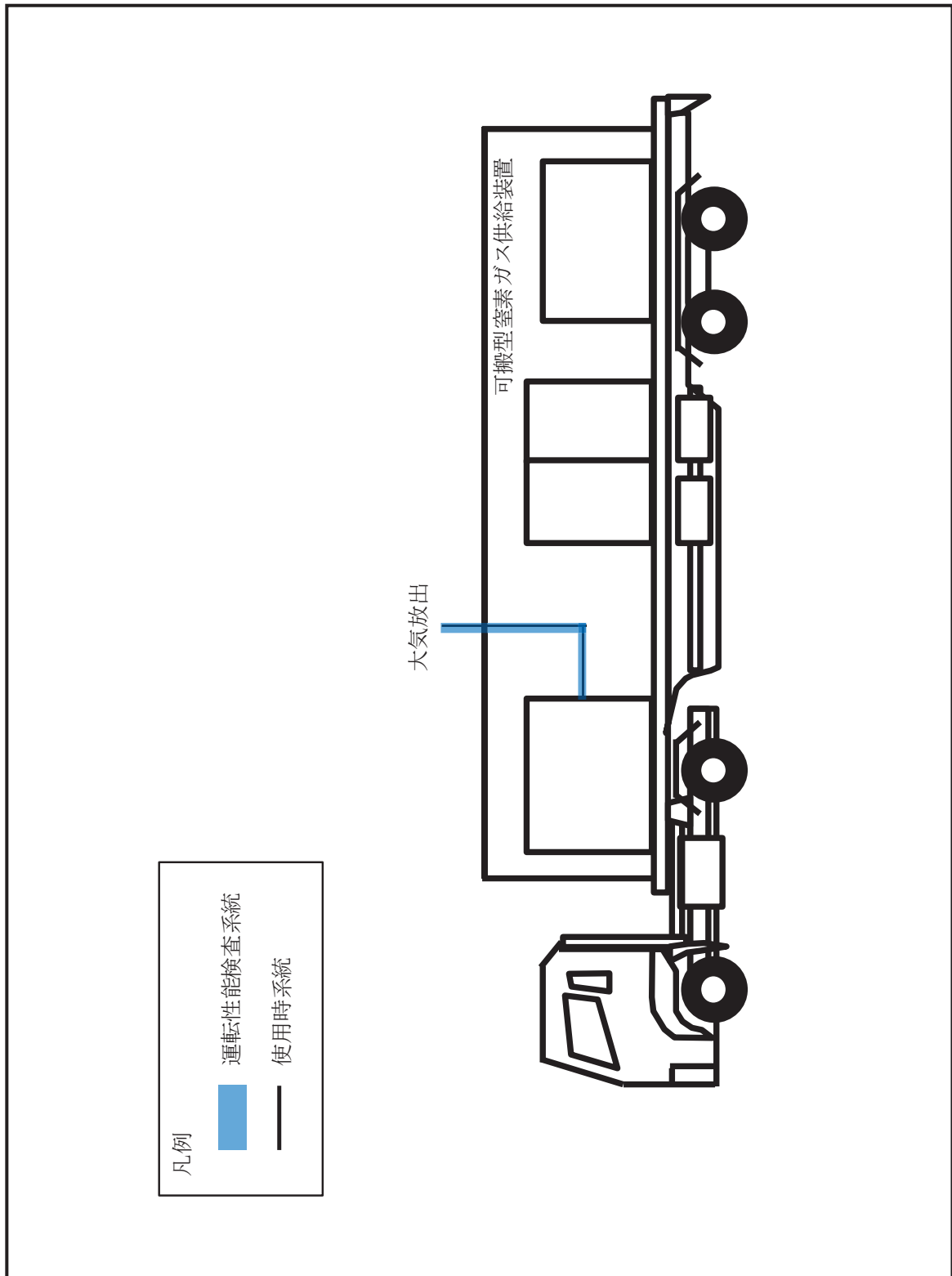


図 52-5-2 運転性能検査系統図（可搬型窒素ガス供給装置）

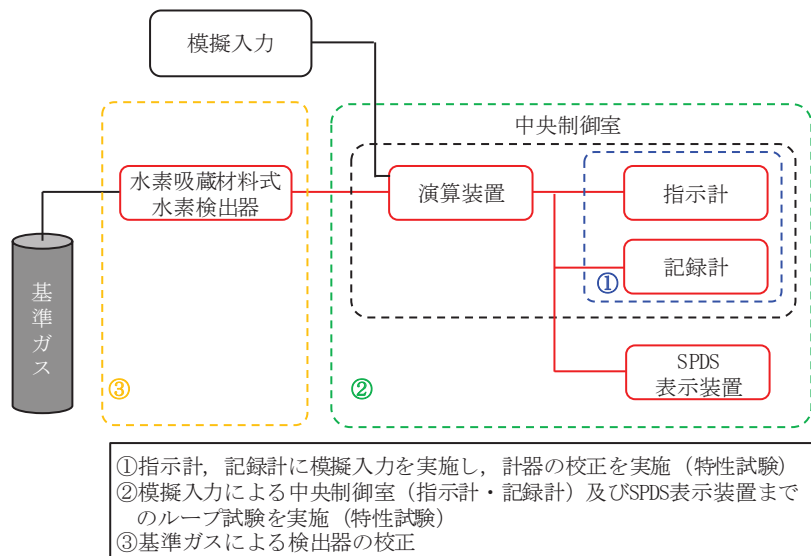


図 52-5-3 格納容器内水素濃度の試験及び検査

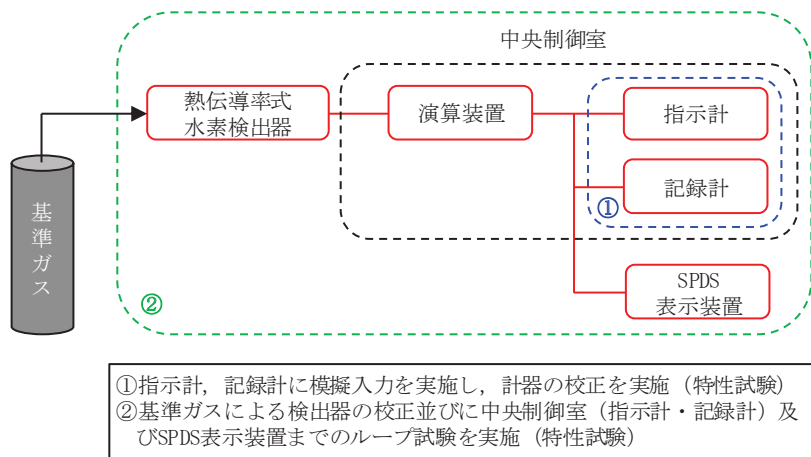


図 52-5-4 格納容器内雰囲気水素濃度の試験及び検査

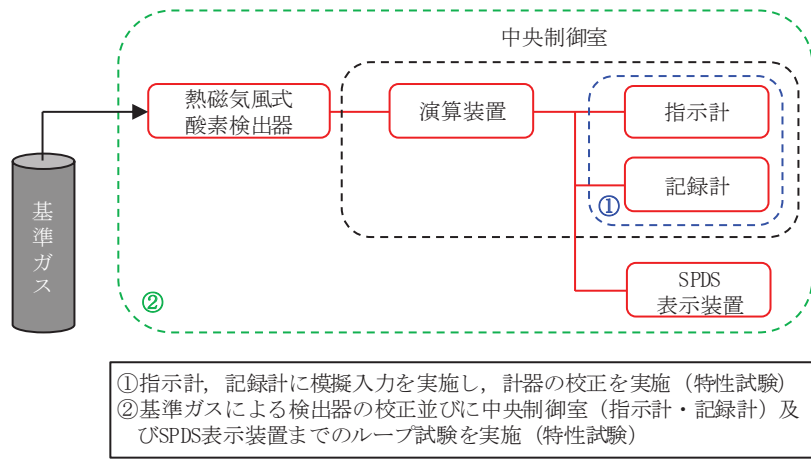


図 52-5-5 格納容器内雰囲気酸素濃度の試験及び検査

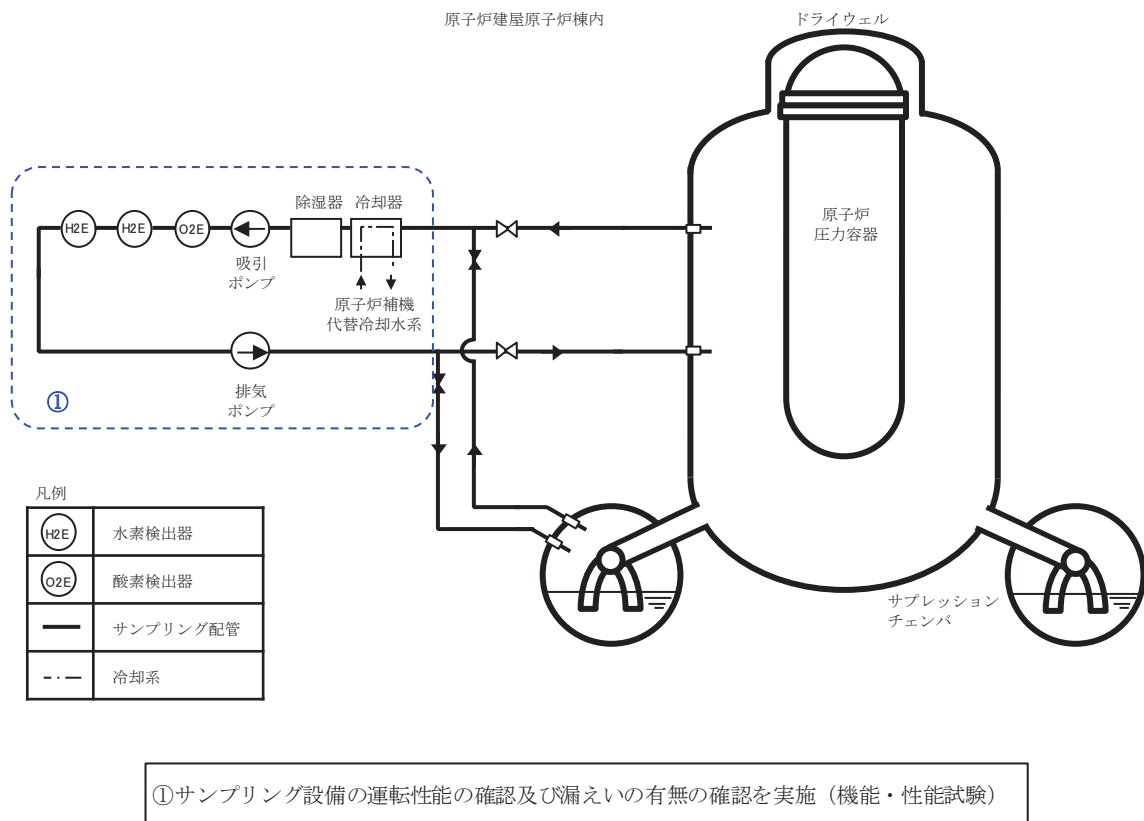


図 52-5-6 格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の試験及び検査

52-6
容量設定根拠

名 称		窒素ガス供給装置
窒素供給量	Nm ³ /h	220
窒素純度	Vol%	99.0 以上
供給圧力	kPa	427

【設定根拠】

(1) 窒素供給量及び純度

窒素ガス供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、原子炉格納容器酸素濃度がドライ条件において 4.0vol%に到達した時点で原子炉格納容器への窒素供給を実施する。

有効性評価シナリオ「水素燃焼」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のドライウエル及びサプレッションチェンバの気相の推移（ドライ条件）を図 52-6-1 及び図 52-6-2 に示す。事象発生約 39 時間後にサプレッションチェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol%に到達するため、サプレッションチェンバへの窒素供給を開始し、最大 220Nm³/h にて窒素供給を実施する。その後、格納容器圧力の上昇に伴い、格納容器内への窒素の注入量が減少することから、ドライウエル及びサプレッションチェンバの酸素濃度が上昇するが、事象発生 7 日後においても、ウェット条件で約 3.8vol%、ドライ条件で約 4.0vol%であり、可燃限界を下回る。

LOCA 後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサプレッションチェンバに送り込まれるため、事象発生から数時間後のドライウエルの気体濃度はほぼ 100%が水蒸気となる。このため、この時のドライ条件での気体組成は水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となるが、そのウェット条件での濃度は 1vol%未満であり、ドライウエルの圧力が低下すればサプレッションチェンバから気体が流入することから、この時点でのドライ条件が成立することは現実には起こり得ない。

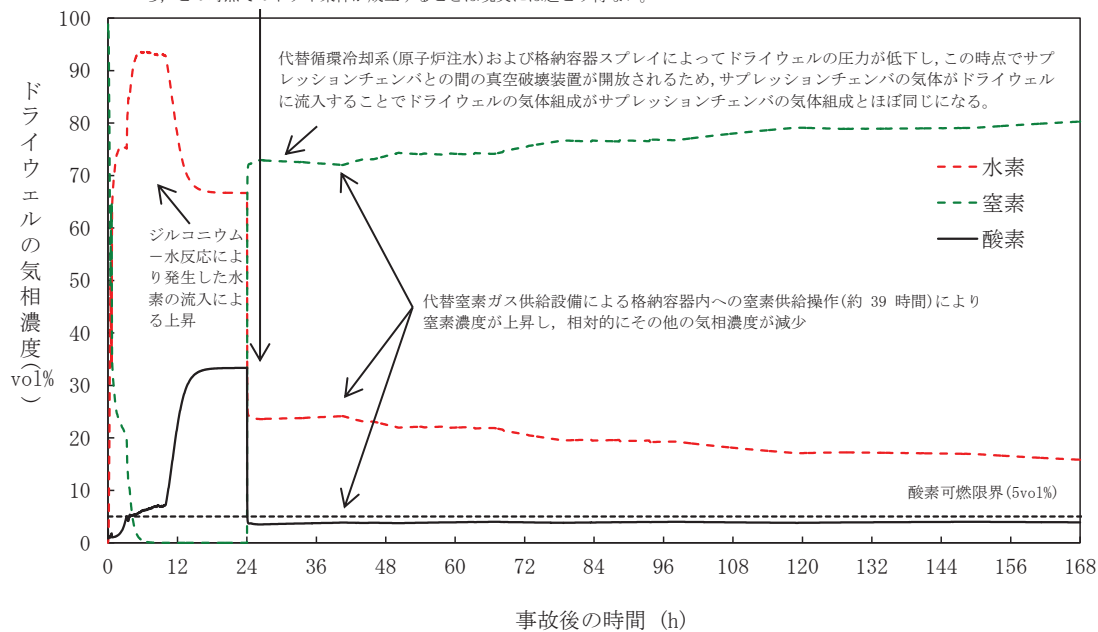


図 52-6-1 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

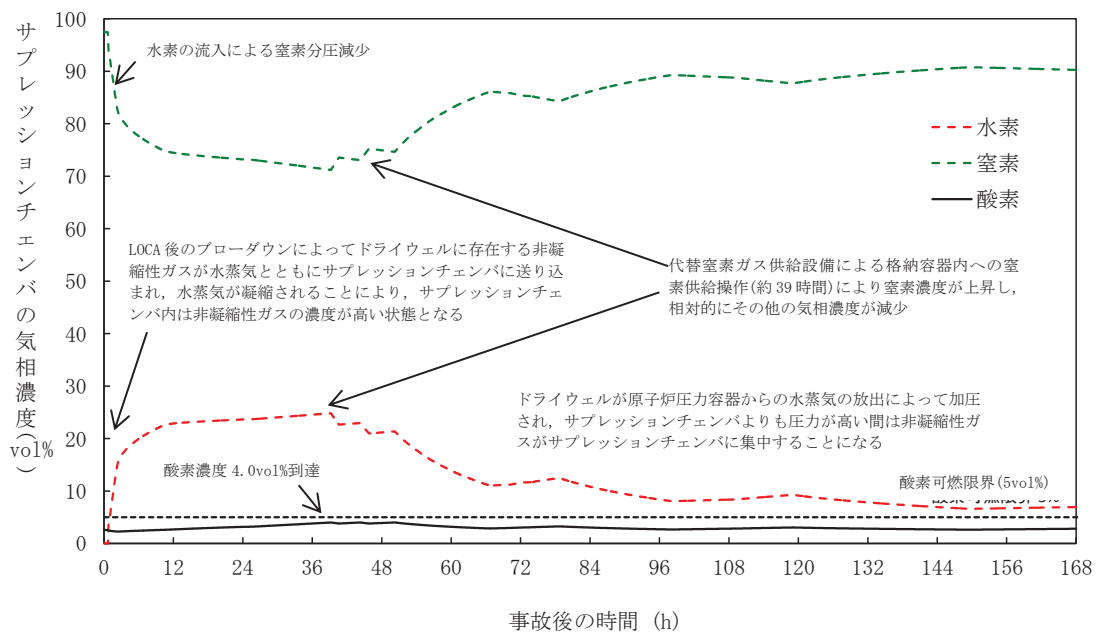


図 52-6-2 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 供給圧力

窒素ガス供給装置は、原子炉格納容器の最高使用圧力である 427kPa[gage]以上に過圧することがないように、窒素の供給圧力を 427kPa[gage]とする。

窒素ガス供給量の特性を図 52-6-3 に示す。

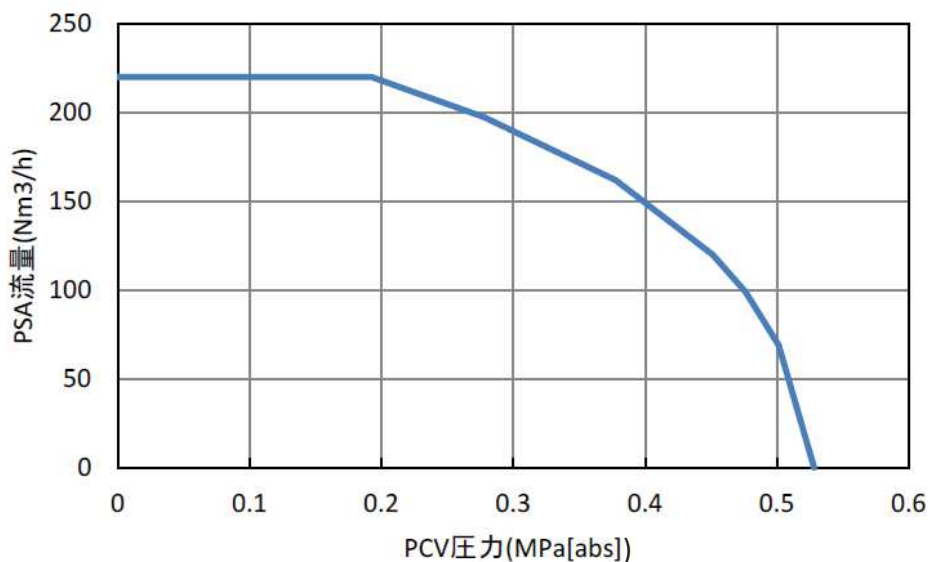


図 52-6-3 窒素ガス供給量特性表

1. 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C)

(1) 設置目的

格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として、原子炉格納容器内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) として中央制御室に指示し、記録する。(図52-6-4「格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図」参照。)

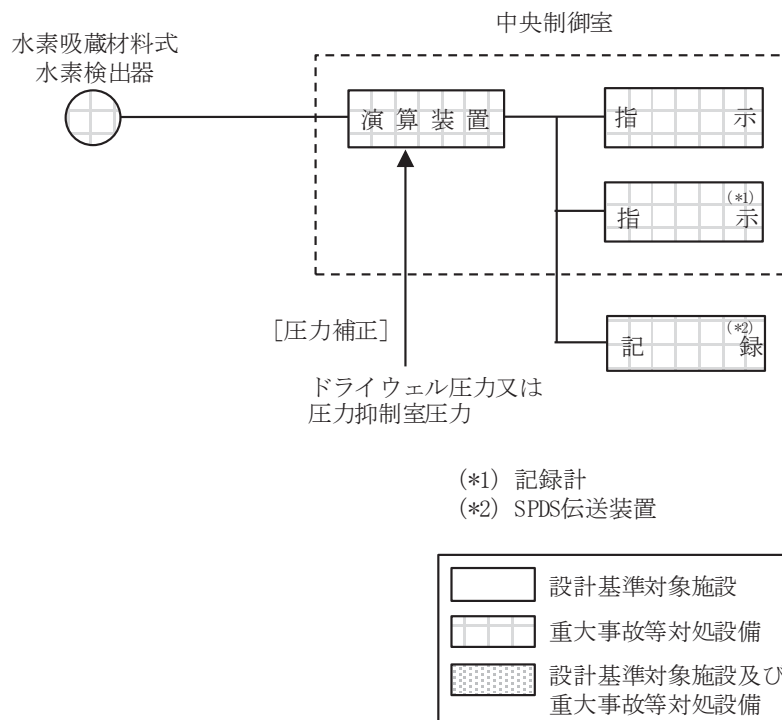


図52-6-4 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の仕様を表 52-6-1 に、計測範囲を表 52-6-2 に示す。

表 52-6-1 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び (S/C) の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内

表 52-6-2 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び (S/C) の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する 考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内 水素濃度 (D/W)	0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%	0~ 24.1vol%	重大事故等時において、 原子炉格納容器内の水素 燃焼の可能性（水素濃 度：4vol%）を把握する上 で監視可能。 炉心の著しい損傷時に原 子炉格納容器内の水素濃 度が変動する可能性のある 範囲（0~100vol%）を監 視可能。
格納容器内 水素濃度 (S/C)						

*：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行なわれる起動、停止、運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であつて、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も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つて、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. 格納容器内雰囲気水素濃度

(1) 設置目的

格納容器内雰囲気水素濃度は、炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として、原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内雰囲気水素濃度は、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、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、格納容器内雰囲気水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。（図52-6-5「格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図」参照。）

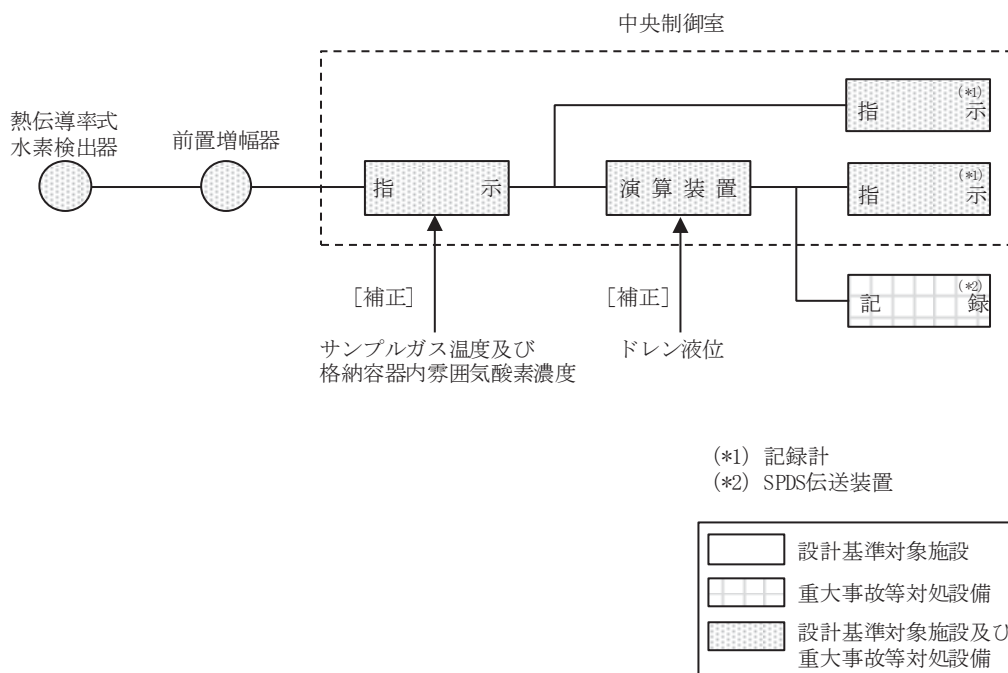


図52-6-5 格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内雰囲気気水素濃度の仕様を表 52-6-3 に、計測範囲を表 52-6-4 に示す。

表 52-6-3 格納容器内雰囲気気水素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内雰囲気気水素濃度	熱伝導率式 水素検出器	0～30vol%	2	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)
		0～100vol%	2	原子炉建屋 <input type="text"/> (原子炉建屋原子炉棟内)

表 52-6-4 格納容器内雰囲気気水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内 雰囲気気水素濃度	0～30vol% 0～100vol%	0vol%	0～1.9vol%	0vol%	0～ 24.1vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能。 炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0～100vol%)を監視可能。

*: 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行なわれる起動、停止、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つて、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も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つて、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。

3. 格納容器内雰囲気酸素濃度

(1) 設置目的

原子炉格納容器フィルタベント系によるベント実施後は、原子炉格納容器内に蓄積されていた可燃性ガスが放出され、ほぼ水蒸気雰囲気となるため、水素燃焼の可能性は極めて低いですが、ベント実施により窒素も併せて排出されること、また、原子炉格納容器内に蓄積した放射性物質により、水の放射線分解で水素ガス及び酸素ガスが発生するため、水素濃度の監視設備に加え、格納容器内の酸素濃度を監視することを目的として、原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内雰囲気酸素濃度は、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、熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて酸素濃度信号に変換した後、格納容器内雰囲気酸素濃度として中央制御室に指示し、記録する。(図 52-6-6「格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図」参照。)

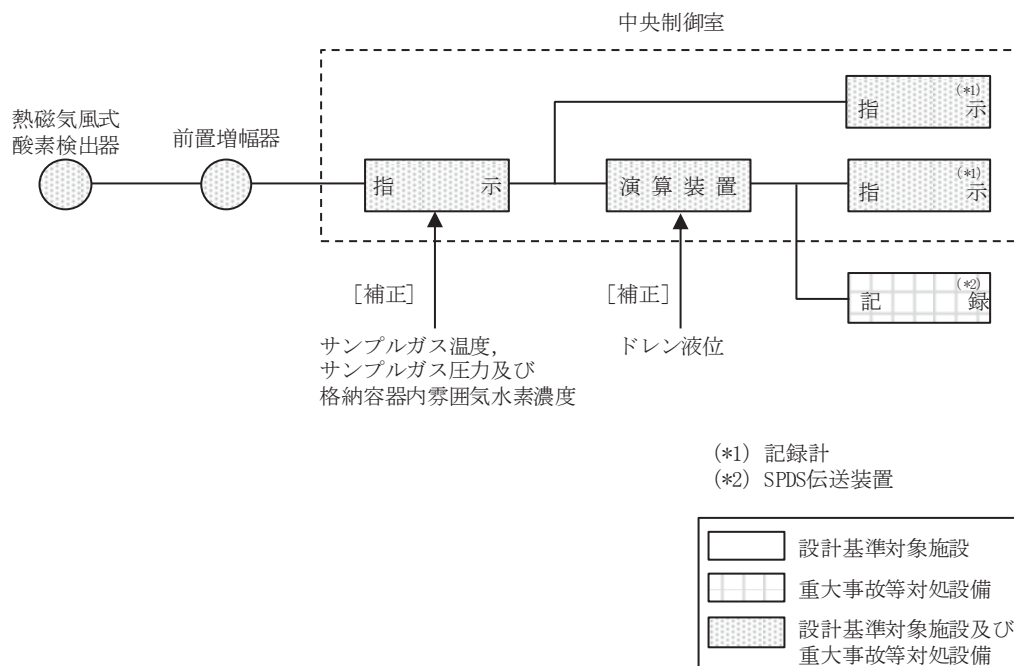


図 52-6-6 格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内雰囲気酸素濃度の仕様を表 52-6-5 に、計測範囲を表 52-6-6 に示す。

表 52-6-5 格納容器内雰囲気酸素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内雰囲気酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0～30vol%	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

表 52-6-6 格納容器内雰囲気酸素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内 雰囲気酸素濃度	0～30vol%	2.5vol% 以下	約 4.3vol%	2.5vol% 以下	約 3.6vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲(0～4.3vol%)を監視可能。

*: 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行なわれる起動、停止、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も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。

52-7
接続図

- ・可搬型窒素ガス供給装置



図 52-7-1 接続図
(可搬型窒素ガス供給装置から接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-8
保管場所図

- ・可搬型窒素ガス供給装置

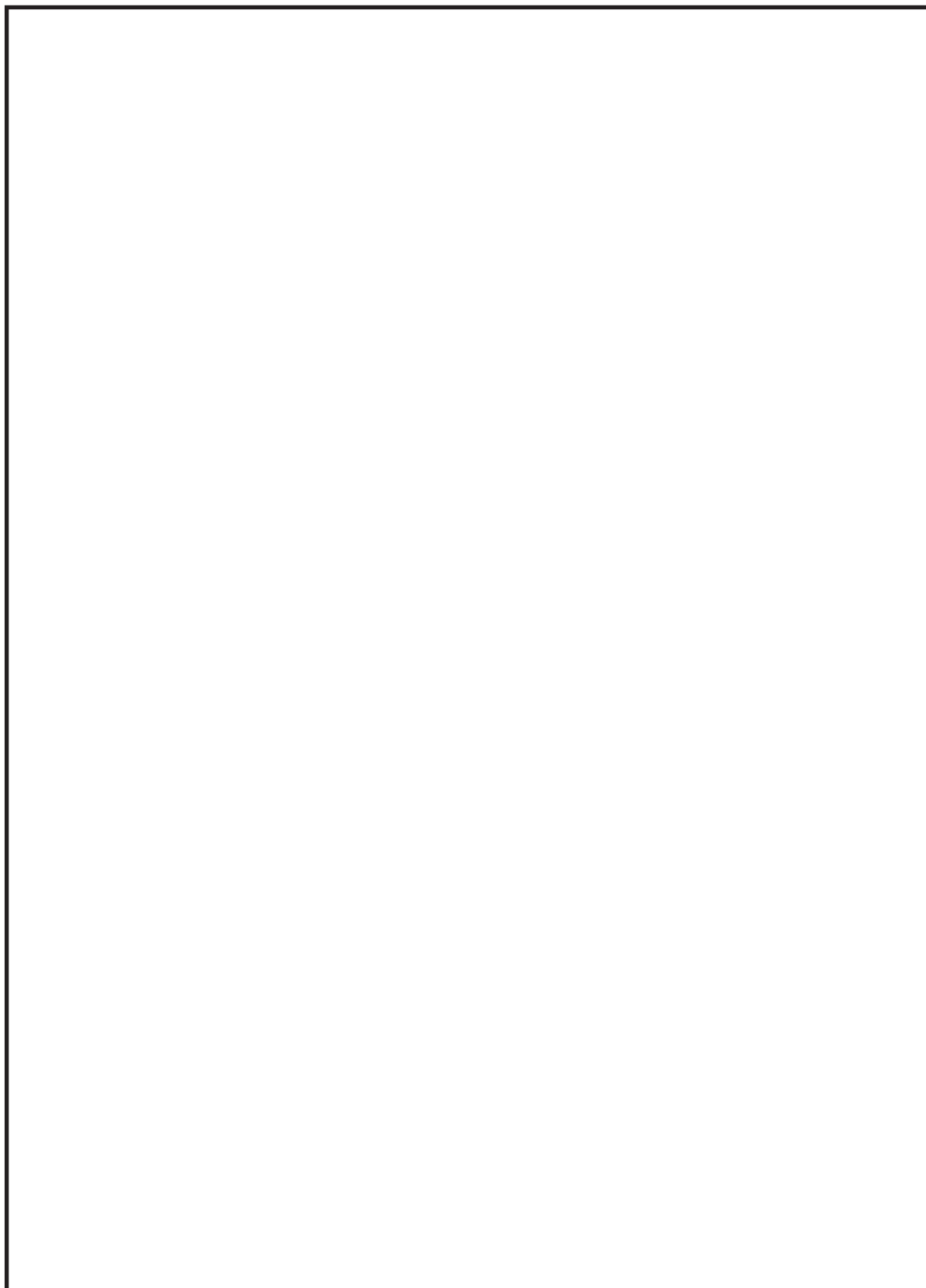


図 52-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置



図 52-8-2 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。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

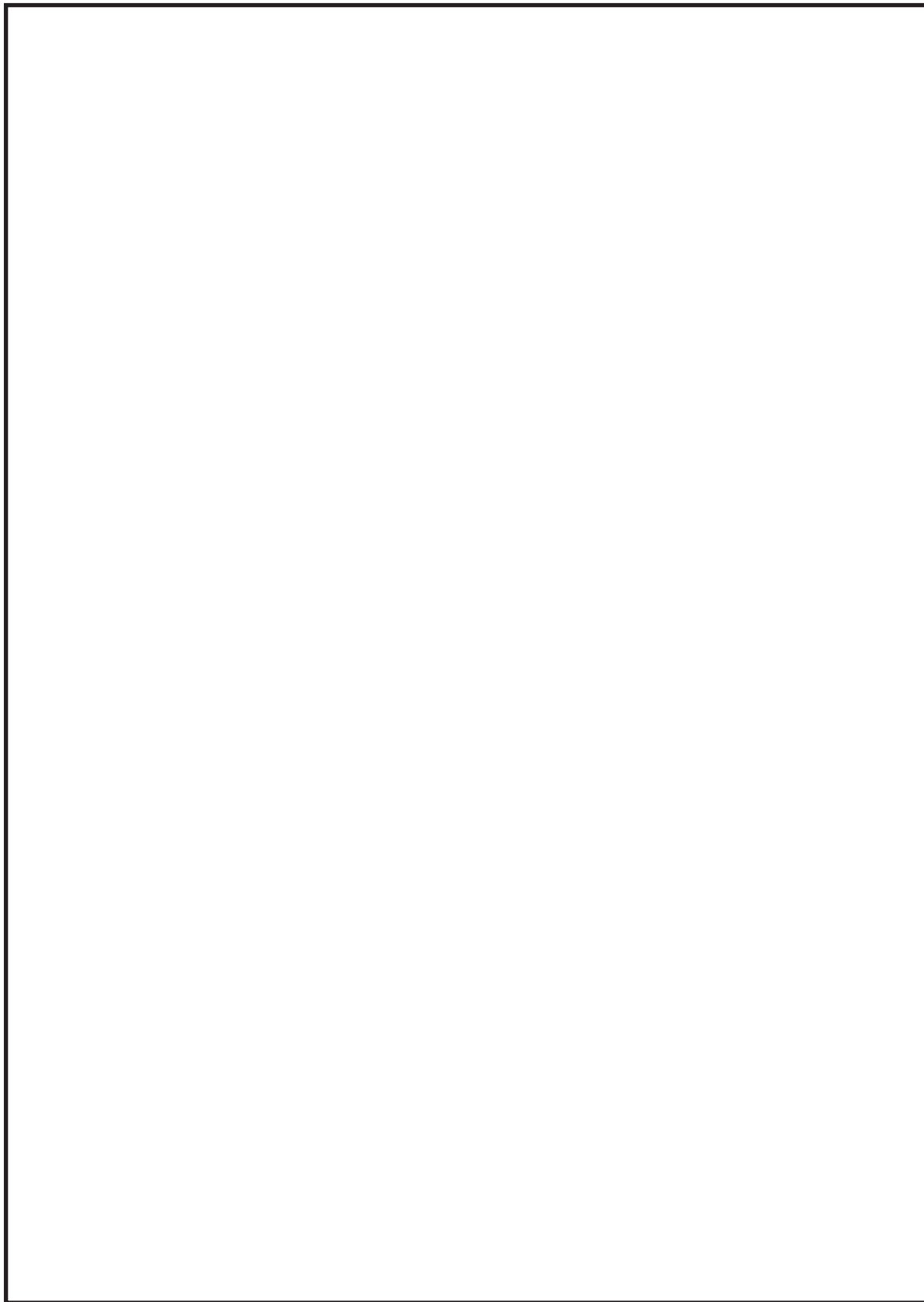
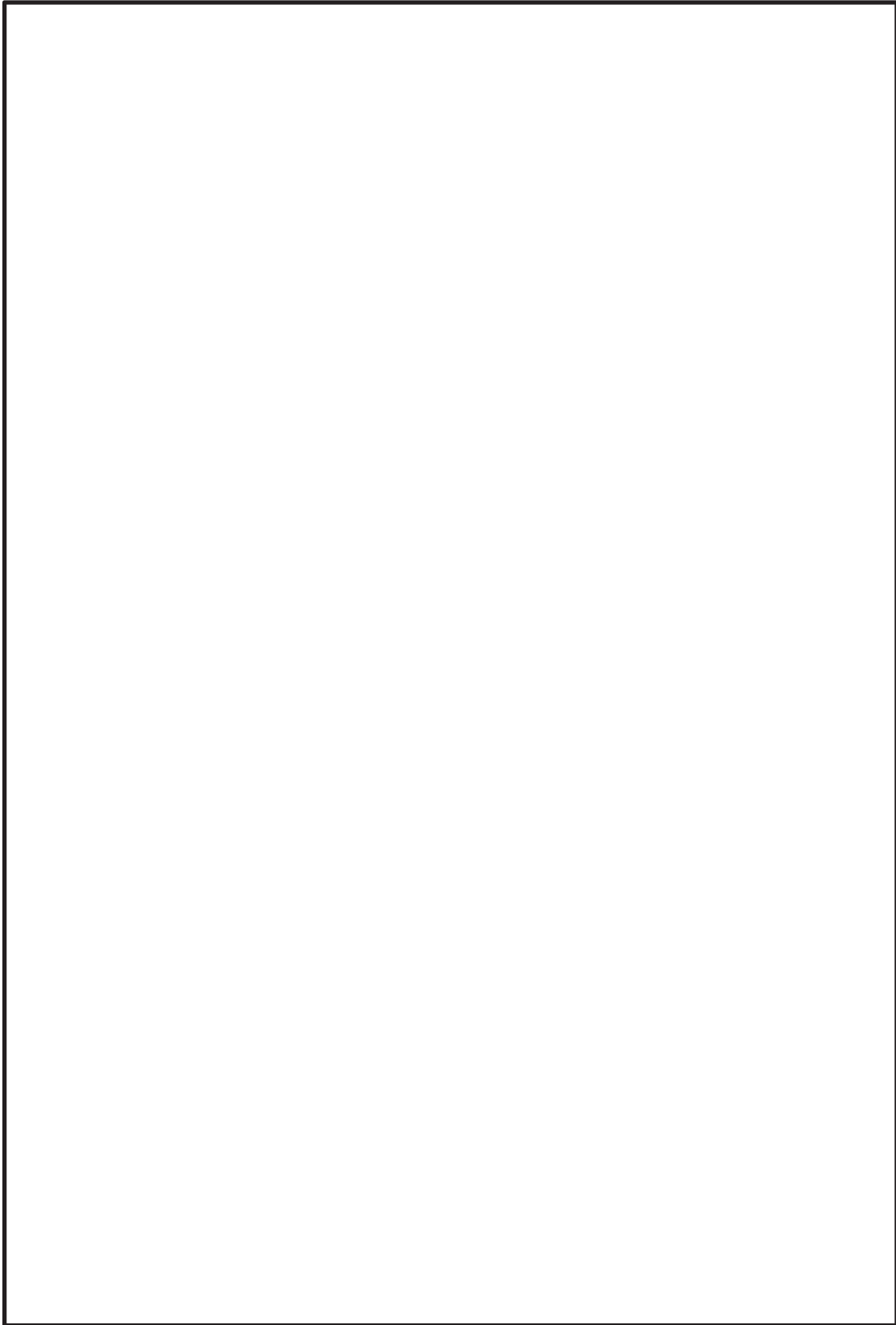


図 52-8-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-9
アクセスルート図

- ・可搬型窒素ガス供給装置



(平成30年4月19日 提出版) より抜粋

図 52-9-1 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。

52-9-1

- ・可搬型窒素ガス供給装置

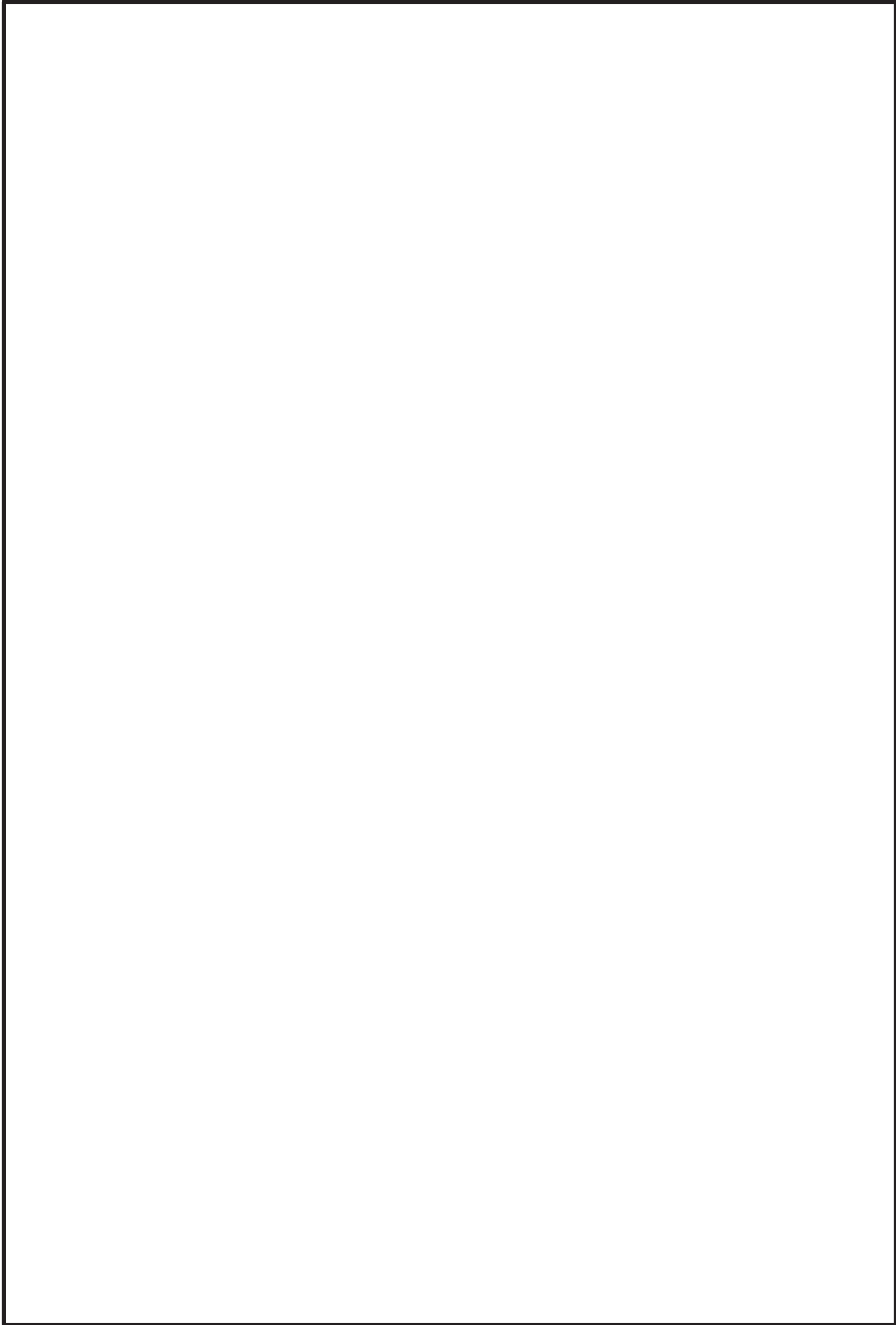


図 52-9-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

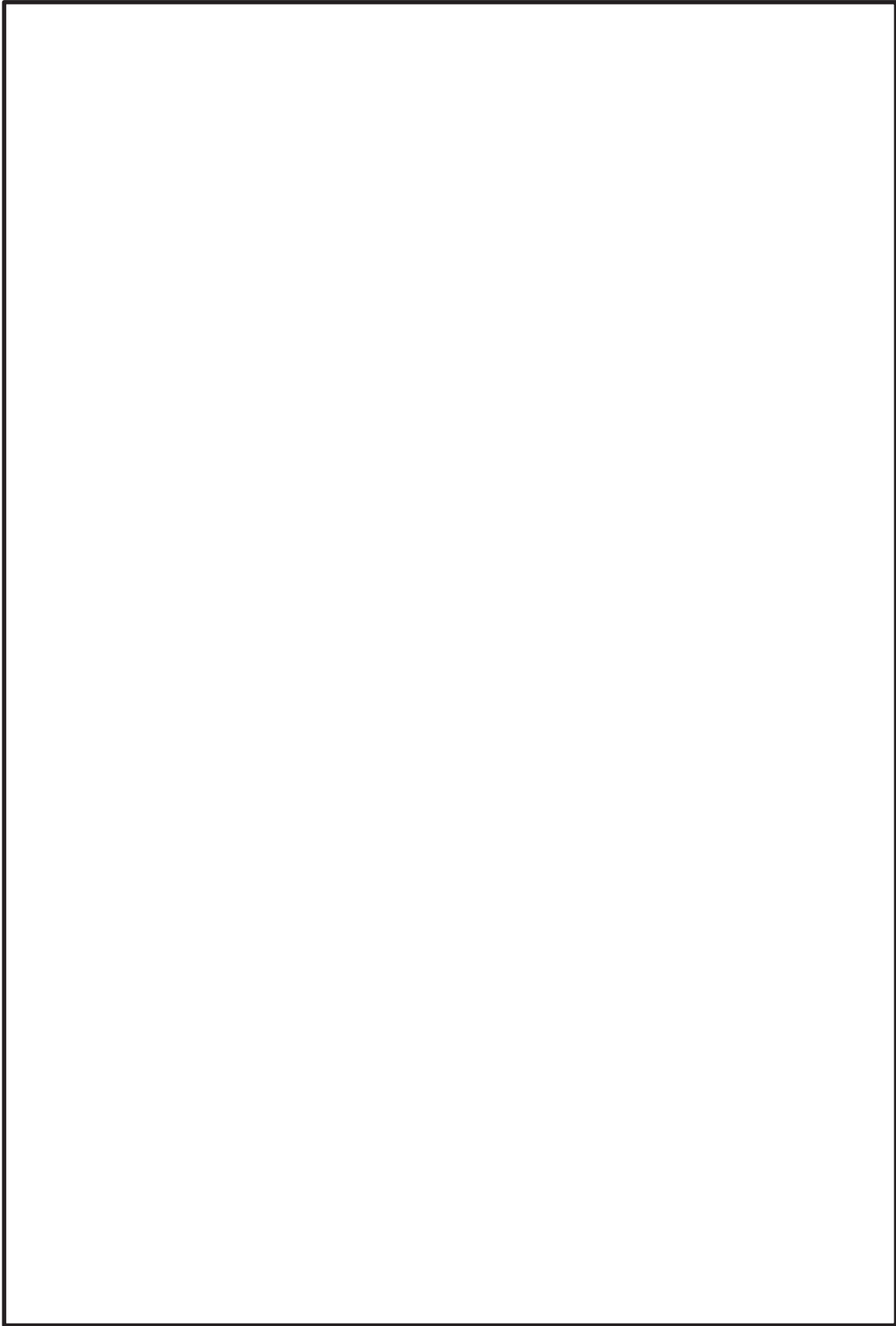


図 52-9-3 津波時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

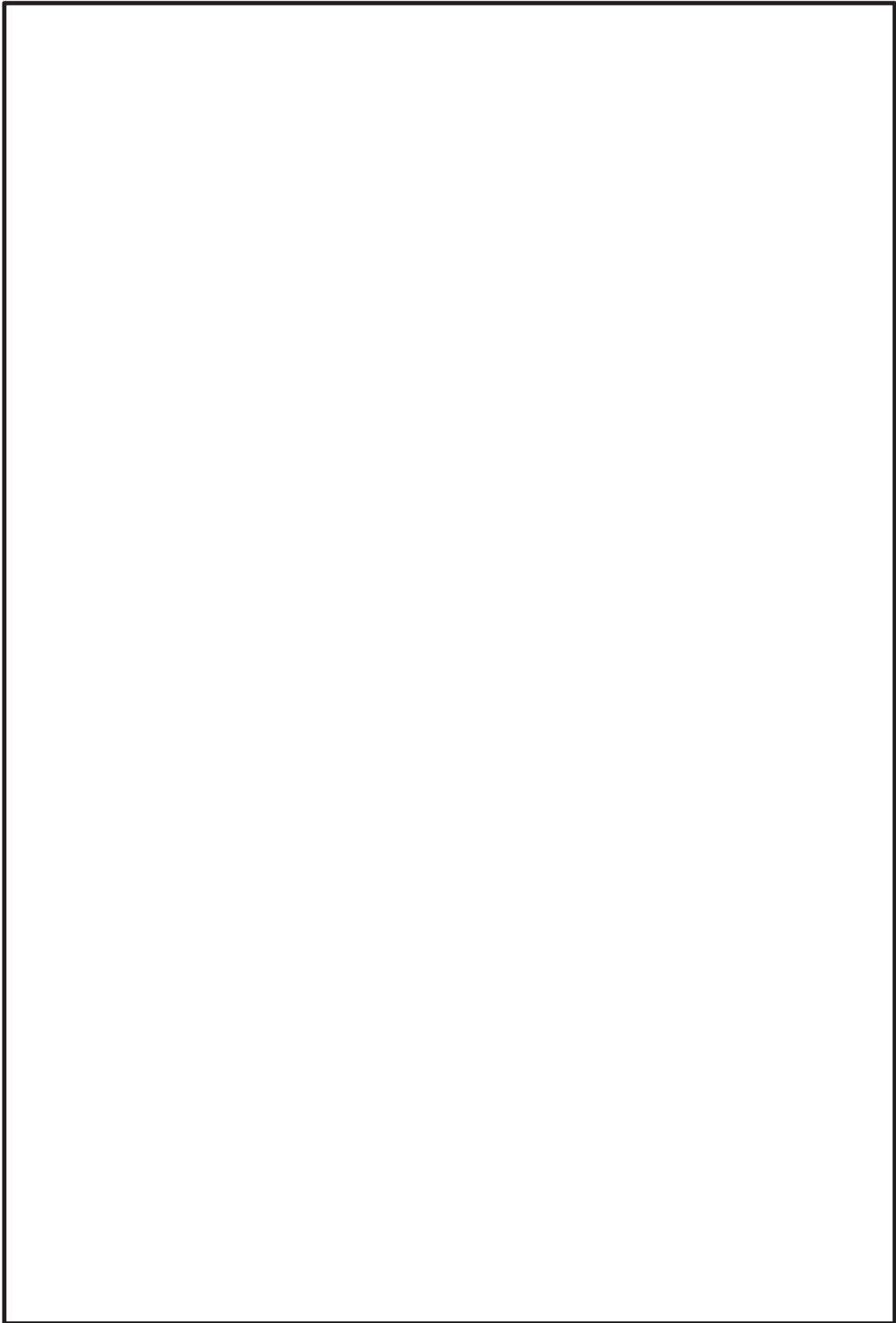


図 52-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-10
その他設備

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自主対策設備として、以下を整備する。

1. 可燃性ガス濃度制御系を用いた格納容器内水素濃度制御

可燃性ガス濃度制御系は設計基準事故対処設備として設置するものであり、重大事故時には使用できない可能性があるが、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手段として有効であるため、可燃性ガス濃度制御系を用いた格納容器内水素濃度制御の手段を自主対策設備として整備している。

可燃性ガス濃度制御系は、ドライウエルのガスを FCS 再結合装置ブロウによって吸気し、再結合器でガス中の水素ガスと酸素ガスを再結合させる。再結合反応により生じた水蒸気は、冷却器で冷却凝縮した後、サプレッションチェンバへ戻す設計とする。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	FCS 再結合装置ブロウ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	FCS 再結合装置ブロウ (A) 起動で一括連動
②	FCS A 系入口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	FCS A 系入口流量調節弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
④	FCS A 系出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FCS A 系冷却水止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	FCS A 系冷却水入口弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

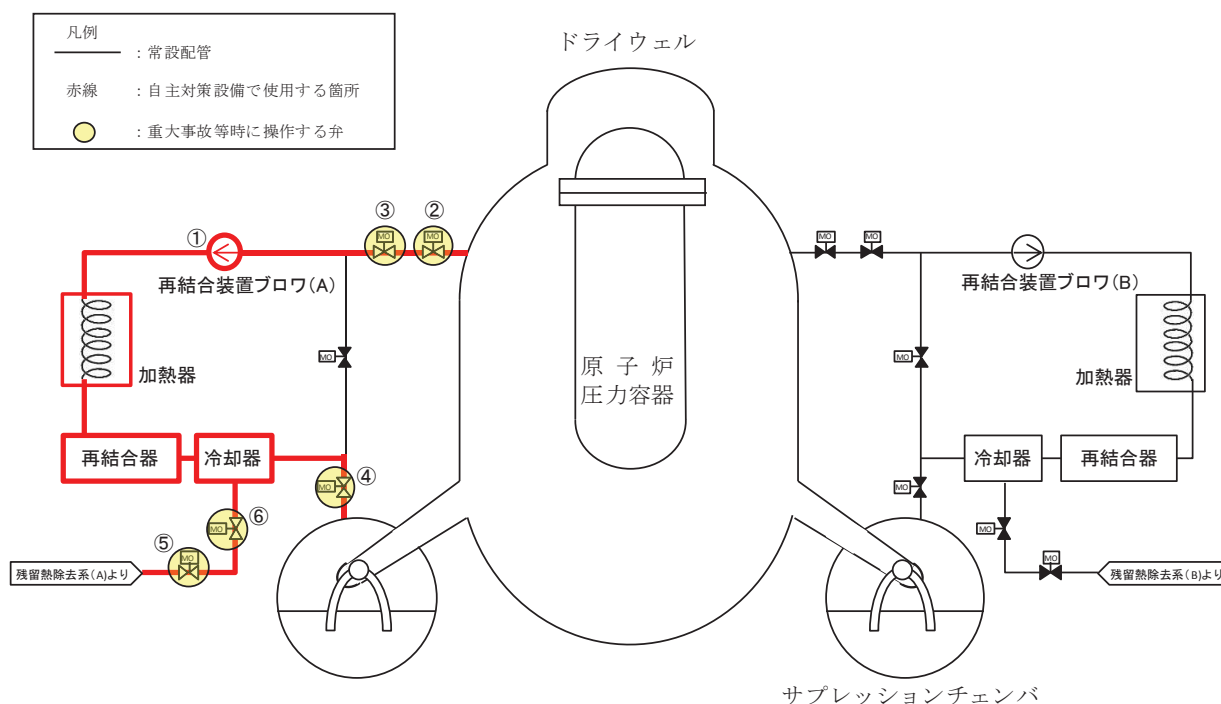


図 52-10-1 可燃性ガス濃度制御系 A 系による格納容器内水素濃度制御

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	FCS 再結合装置ブロワ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	FCS 再結合装置ブロワ (B) 起動で一括連動
②	FCS B 系入口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	FCS B 系入口流量調節弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
④	FCS B 系出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FCS B 系冷却水止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	FCS B 系冷却水入口弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

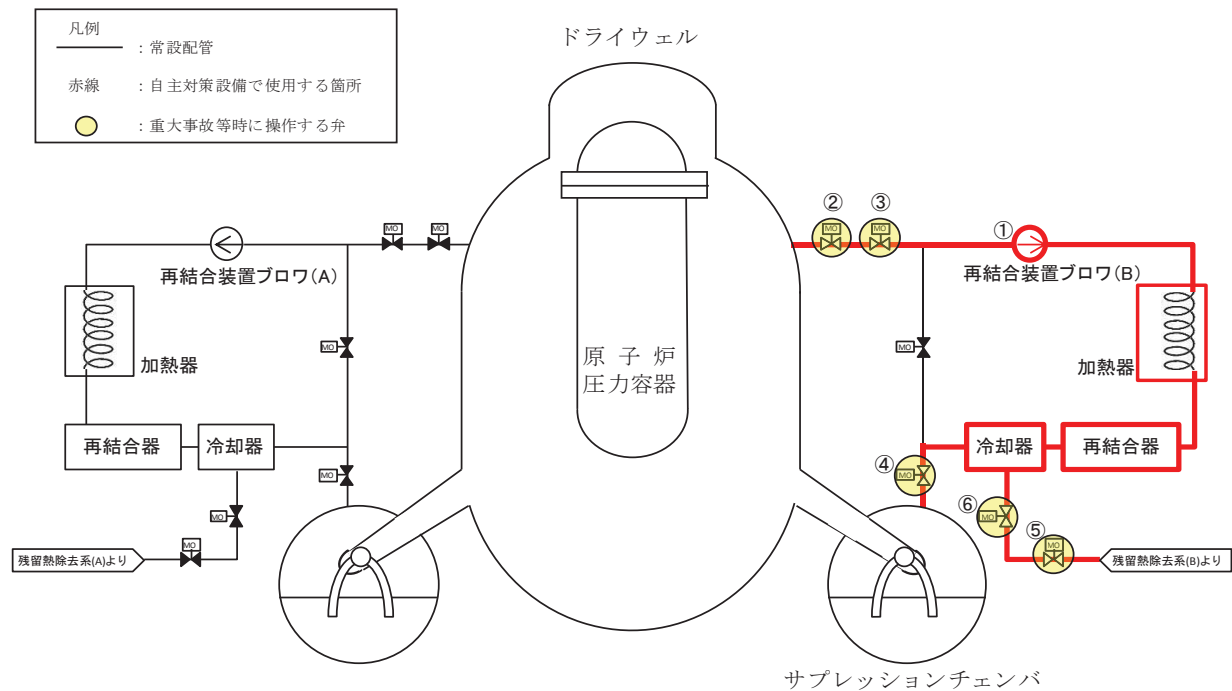


図 52-10-2 可燃性ガス濃度制御系 B 系による格納容器内水素濃度制御

52-11

計装設備の測定原理

1. 計装設備の測定原理

(1) 格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、水素吸蔵材料式水素検出器を用いる。

水素吸蔵材料式水素検出器は、水素吸蔵材料(Pd:パラジウム)が水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。

水素吸蔵材料式水素検出器の測定原理を図52-11-1に示す。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へ分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へ侵入し、パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により、パラジウムの中で自由電子が散乱することにより、パラジウムの電気抵抗が増加する。

水素検出器に内蔵しているパラジウム素子に水素を含む原子炉格納容器内の雰囲気ガスが接触すると、水素吸蔵によりパラジウム素子の電気抵抗が大きくなる。この電気抵抗の変化を計測することにより、水素濃度を測定する。

なお、格納容器内水素濃度は、 $\pm 2\text{vol}\%$ 程度の誤差を有している。

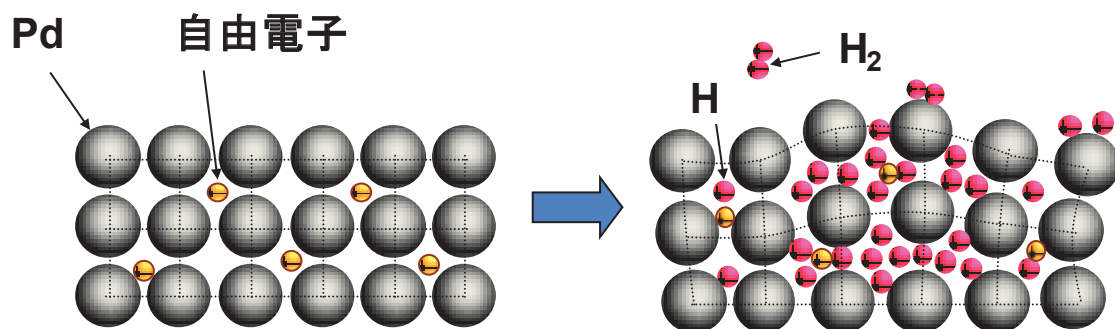


図 52-11-1 水素吸蔵材料式水素検出器の測定原理

(2) 格納容器内雰囲気気水素濃度

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内雰囲気気水素濃度は、熱伝導率式水素検出器を用いる。

熱伝導率式水素検出器は、図 52-11-2 に示すとおり、検出素子、補償素子及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検出素子にはサンプリングされた原子炉格納容器内の雰囲気気ガスが流れ、補償素子には基準ガスである窒素が封入されており、サンプリングされた原子炉格納容器内の雰囲気気ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示部より電圧を印加して検出素子と補償素子の両方を加熱した状態で、検出素子側に水素を含むガスを流すと、ガスが熱を奪い、検出素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検出素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図 52-11-2 の AB 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器内雰囲気気水素濃度は、 $\pm 0.6\text{vol}\%$ (0~30vol%) 程度及び $\pm 2\text{vol}\%$ (0~100vol%) 程度の誤差を有している。

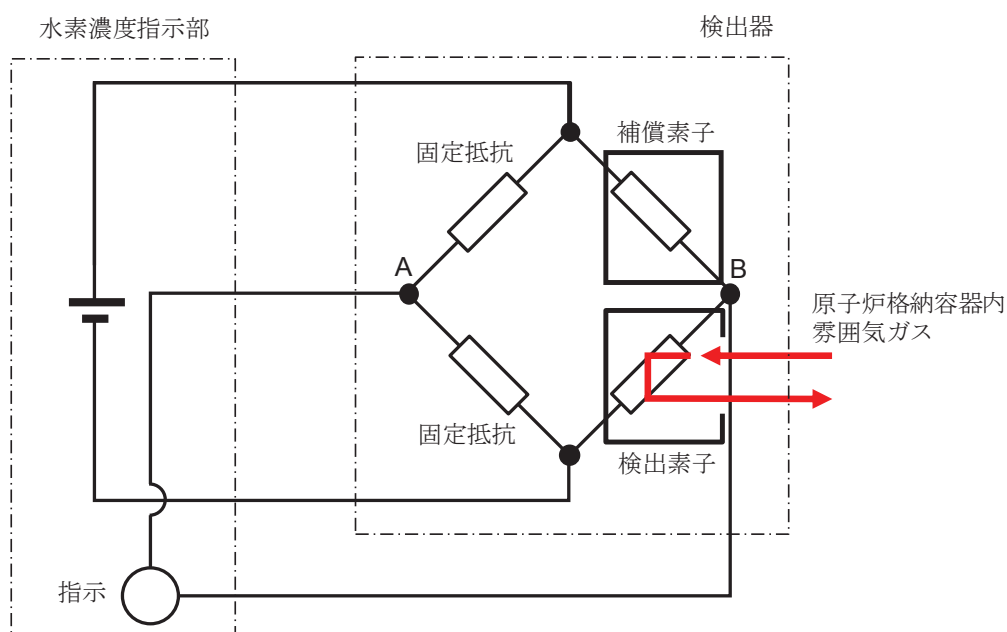


図52-11-2 熱伝導率式水素検出器の測定原理

(3) 格納容器内雰囲気酸素濃度

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器内酸素濃度は、熱磁気風式酸素検出器を用いる。

熱磁気風式酸素検出器は、図 52-11-3 に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子，受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。

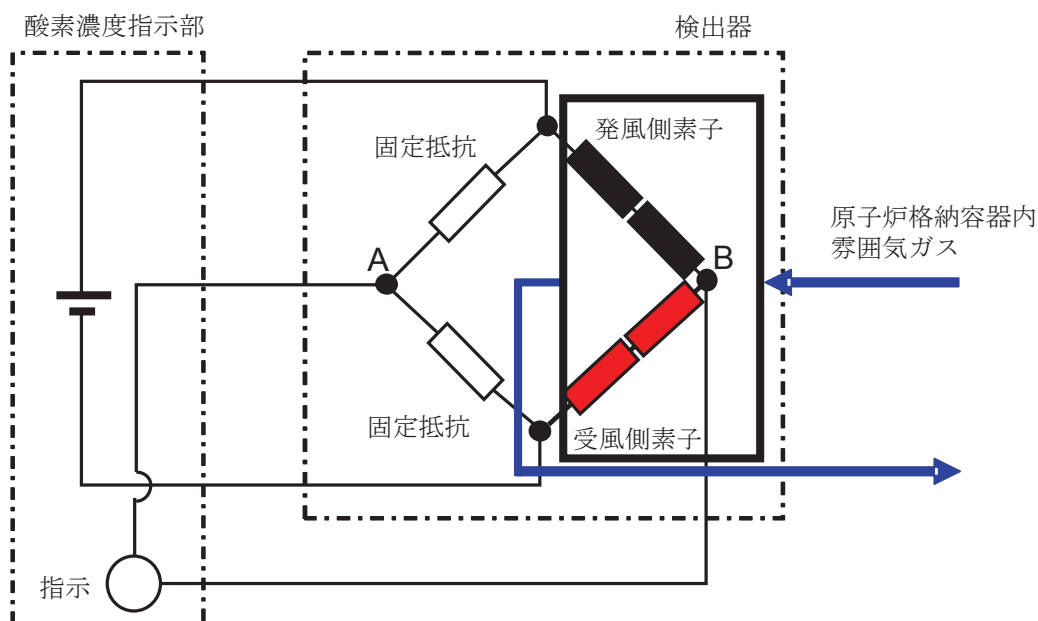


図 52-11-3 熱磁気風式酸素検出器の測定原理

酸素を含むガスの流れを図 52-11-4 に示す。検出器は2層構造のチャンバーで構成されており、サンプリング入口より下部流入チャンバー内にサンプリングガスが流入する。サンプリングガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプリング出口へ流出するが、少量のサンプリングガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプリングガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプリングガスにより、高温となったサンプリングガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプリングガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。

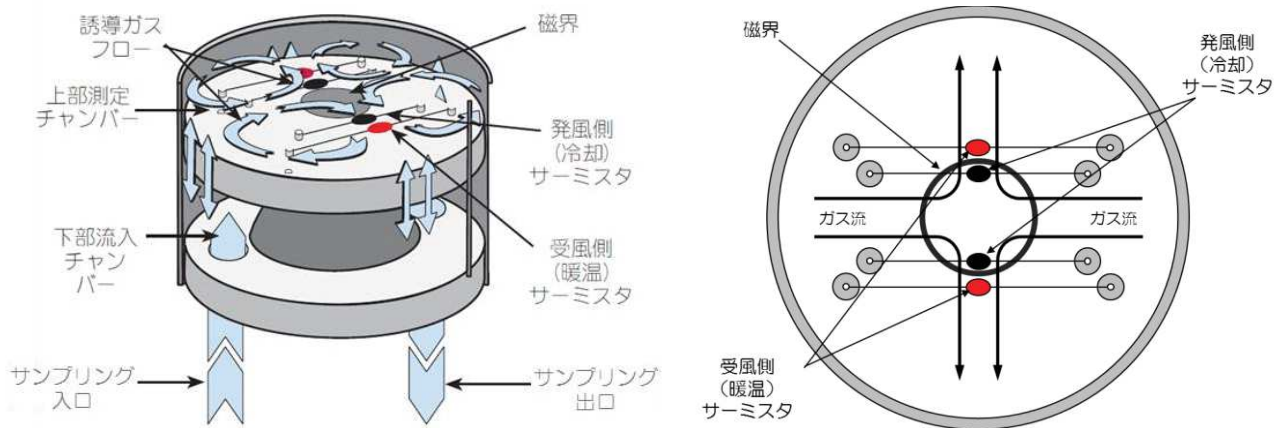


図 52-11-4 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内の雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が失われ、図 52-11-3 の AB 間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器内雰囲気酸素濃度は、 $\pm 0.6\text{vol}\%$ 程度の誤差を有している。

1. サンプル装置における測定ガス条件の水素濃度及び酸素濃度計測精度への影響について

(1) 温度

原子炉格納容器内の雰囲気ガスは、冷却器において原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系の冷却水と熱交換することにより、検出器の許容温度範囲内（水素検出器：50℃以下，酸素検出器：40℃以下）に冷却し、ほぼ一定温度で検出器にサンプルングガスを供給することが可能である。よって、重大事故等時において、原子炉格納容器内の雰囲気ガスの温度による水素濃度及び酸素濃度測定への影響は小さい。

(2) 流量

検出器へ流れるサンプルングガスの流量は、 ℓ/min の小流量としており、流量の変動がないよう流量の制御を行う。なお、検出器へ流れるサンプルングガス流量を ℓ/min の範囲で変動させた試験を行っており、水素濃度及び酸素濃度の指示に有意な変化が認められなかったことを確認している。

(3) 湿度

検出器へ流れるサンプルングガスに含まれる水蒸気が除去されていない場合は、水素濃度及び酸素濃度の計測値へ影響することが考えられるが、サンプルングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスは冷却器により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系の冷却水と熱交換されることで冷却され*、下流の除湿器によりサンプルングガス中の湿分を除去する設計としており、水素濃度及び酸素濃度の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また、湿度が変動する要因としては、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系の供給温度（冷却性能）及び雰囲気温度が考えられるが、いずれも急激な変動は考えられず、冷却器及び除湿器を用いることにより、検出器での湿度をほぼ一定に保つことで、測定が可能な状態にあることから、水素濃度及び酸素濃度の測定へ影響を及ぼすことはない。

* 重大事故時の原子炉格納容器内温度を約 178℃とし、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系の冷却水の温度を最大値の 35℃とした場合でも、冷却器により約 40℃に冷却できる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. サンプル装置内における水素ガスの滞留について

サンプル装置では、以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。

- 通常運転時、原子炉格納容器内は窒素ガスによって不活性化され、酸素濃度は2.5vol%以下に維持されており、常時サンプルしていることから、サンプル装置の配管内においても同様である。
- 設計基準事故時（運転時の異常な過度変化時を含む）においては、原子炉設置変更許可申請書添付書類十の事故解析（可燃性ガスの発生）で示しているとおおり、水素濃度はドライ換算で1.9vol%、酸素濃度はドライ換算で4.3vol%であるため、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- 重大事故時においては、有効性評価で示しているとおおり、水素濃度はドライ換算で13vol%を上回るが、酸素濃度はドライ換算で約3.6vol%以下であるため、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- 水素の燃焼又は爆轟が生じる条件については、図52-11-5に示す水素、空気及び水蒸気の三元図が知られている。図52-11-5は、水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素、空気、水蒸気の濃度の比率を図中に可燃領域又は爆轟領域として示している。重大事故等対策の有効性評価（格納容器破損モード「水素燃焼」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」）におけるシナリオでは、ドライ条件下で最大の酸素濃度となる事故発生から7日後（168時間）の酸素濃度が約3.6vol%である。一般に空気中の酸素の割合が約21%であることから、酸素濃度が約3.6vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約17.2vol%以下となる。これは図52-11-5で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。

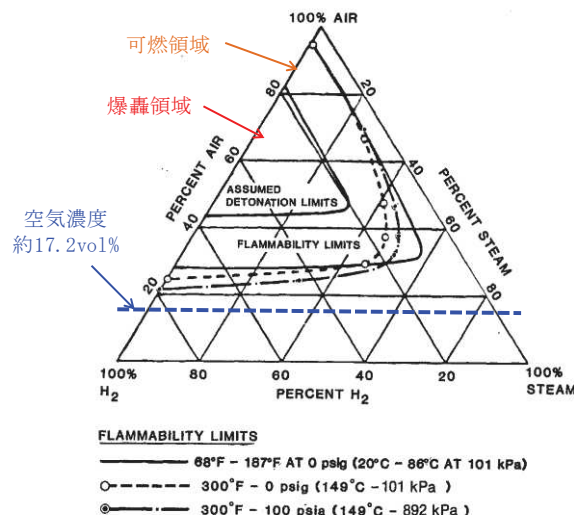


図 52-11-5 水素、空気、水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界*

*出典：NUREG/CR-2726

3. 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計測に伴うサンプリングガスの冷却について

重大事故等対策の有効性評価（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）」及び「水素燃焼」における評価事故シナリオ「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」）における原子炉格納容器内の雰囲気温度は、最大で約 178℃まで上昇する。一方、重大事故時の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計測では、除湿器を使用するが、その吸込み温度条件は、40℃以下の制限を受ける。したがって、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計測のためには、サンプリングガスを冷却する必要があるが、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）より冷却水が供給されるが、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失時には、原子炉補機代替冷却水系より冷却水が供給される。

原子炉補機代替冷却系を用いた場合の冷却性能を評価した結果を以下に示す。

(1) 評価条件

- ・サンプリング入口温度：□℃
- ・サンプリング出口温度：□℃
- ・サンプリング流量：□ l/min
- ・原子炉格納容器内の蒸気割合：90%
- ・冷却水入口温度：35℃
- ・冷却水出口温度：制約なし
- ・冷却水流量：400 kg/h

(2) 評価条件の根拠

- ・サンプリング入口温度：□℃
(根拠) 原子炉格納容器設計限界圧力 (0.854 MPa) における飽和蒸気温度に余裕を見込んだ値で設定している。
- ・サンプリング出口温度：□℃
(根拠) 除湿器の吸込み温度条件 (□℃以下) を設定している。
- ・サンプリング流量：□ l/min
(根拠) 酸素検出器の流量保証範囲が□ l/min であるため、流量は□ l/min に設定している。
- ・原子炉格納容器内の蒸気割合：90%
(根拠) 格納容器スプレイ後の原子炉格納容器内の水蒸気割合が 90%以下で使用可能となる設備としている。
- ・冷却水入口温度：35℃
(根拠) 重大事故等時の原子炉補機代替冷却水温度の最大値 35℃を設定して

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

いる。

- ・ 冷却水出口温度：制約なし

(根拠) 原子炉補機代替冷却水系統側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため、制約はない。

- ・ 冷却水流量：400 kg/h

(根拠) 原子炉補機代替冷却水系による通水流量 (0.4 m³/h) を 10 \div 1kg で換算。

(3) 冷却性能の評価

以上の条件においてサンプリング出口温度を °Cへ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要断面積約 m²を上回る冷却器伝熱面積 m²を有することを確認した。

4. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策について

サンプルング装置を用いた格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の計測は、計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成としており、外部に対して閉じた系である。系外への漏えいが発生しないよう表 52-11-1 に示すと通りの漏えい防止対策を行う設計である。よって、サンプルング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表 52-11-1 サンプルング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁	サンプルング装置の配管, 弁は原子炉格納容器内の雰囲気ガスを測定するために設計された系統であり, 系外へサンプルングガスが漏えいするような設計ではない。
2	冷却器	配管接続部は溶接構造としており, 内部ガスの気密を保持している。なお, 溶接部を含む当該冷却器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
3	除湿器	配管接続部はシール構造としており, 内部ガスの気密を保持している。なお, シール構造部を含む当該除湿器は, 事故時に想定される温度, 圧力条件を包絡した仕様である。
4	水素検出器 酸素検出器	配管接続部はシール構造としており, 漏えい防止対策をとっている。なお, シール構造部を含む当該水素検出器及び酸素検出器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
5	サンプルングラック	サンプルング装置のラック内の配管と機器の接続部はシール構造としており, 漏えい防止対策がとられている。 また, ラック内は減圧弁により, ほぼ大気圧に減圧しており, 系内外への圧力差で系外への大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。

5. サンプルング装置の計測時間遅れについて

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ルング点は原子炉格納容器であり，サンプルング装置によりサンプルングを行い，原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) に設置される水素検出器及び酸素検出器にて計測を行っているため，サンプルング配管長等に応じた計測時間遅れが生じる。以下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計測時間遅れを示す。

表 52-11-2 サンプルング配管長による計測時間遅れ

サンプルング点		サンプルング配管長*	サンプルング配管の内容積*	吸引ポンプの定格流量	時間遅れ*
A系	D/W				
	S/C				
B系	D/W				
	S/C				

* 詳細設計により変更となる可能性がある。

表 52-11-3 冷却器及びサンプルングラック内配管による計測時間遅れ

機器・配管	配管長*	配管の内容積*	吸引ポンプの定格流量	時間遅れ*
冷却器				
サンプルングラック内配管				

* 詳細設計により変更となる可能性がある。

表 52-11-4 サンプルング点から検出器までの計測時間遅れ

サンプルング点		時間遅れ*
A系	D/W	
	S/C	
B系	D/W	
	S/C	

* 詳細設計により変更となる可能性がある。

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。

52-12

水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

1. 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

(1) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

原子炉格納容器が窒素置換により不活性化されている BWR では、水素燃焼防止の観点で、酸素濃度が重要となる「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる。評価事故シーケンスとしては、水素発生量が少なく、相対的に酸素濃度が大きくなるシーケンスであり、かつ、炉心損傷防止対策が有効とならないシーケンスである「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」が選定される。

よって、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」の対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

(2) 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移は、重大事故（格納容器破損モード「水素燃焼」）の有効性評価に示すとおりである。水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報である原子炉格納容器内の気体の組成の推移を図 52-12-1 及び図 52-12-2 に示す。

(3) 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

a. 測定範囲について

一般に気相中の体積割合で 5vol%以上の酸素ガスと共に水素ガスが存在する場合、水素濃度 4vol%で燃焼、13vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、水素濃度は 4vol%、酸素濃度は 5vol%までの測定が必要である。

b. 測定が必要となる時間

図 52-12-1 及び図 52-12-2 のとおり、解析上は事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度は水素燃焼の可能性が生じる 5vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、酸素濃度は上昇し続けることから、除熱系（原子炉補機代替冷却水系）が使用可能となった時点で速やかに酸素濃度を測定可能とすることが必要である（水素濃度については事故初期から継続して監視が可能）。

除熱系（原子炉補機代替冷却水系）が復旧されない場合、炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され、それに伴い発生する蒸気の過圧によって格納容器内圧力は上昇し、原子炉格納容器の限界圧力（0.854MPa[gage]）に到達するまでに格納容器ベントを実施することとなる（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）」のうち「代替循環冷却系を使用できない場合」では約 51 時間後に格納容器ベントを実施）。格納容器ベ

ントを実施する約 51 時間までは、水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから、原子炉格納容器内の酸素濃度は水素燃焼の可能性が生じる 5vol%に到達するおそれはない。

なお、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」事故時において、G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた値（沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$, 非沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.25$, $G(\text{O}_2)=0.125$) とした場合においても、図 52-12-3 及び図 52-12-4 のとおり、解析上は事象発生から除熱系（原子炉補機代替冷却水系）が復旧する約 24 時間後まで酸素濃度は水素燃焼の可能性が生じる 5vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。また、原子炉補機代替冷却水系の運転開始以降は酸素濃度を監視しながらの対応が可能となるため、酸素濃度を水素燃焼の可能性が生じる 5vol%未満に抑制しながらの運転操作が可能である。

さらに、過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることになることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。

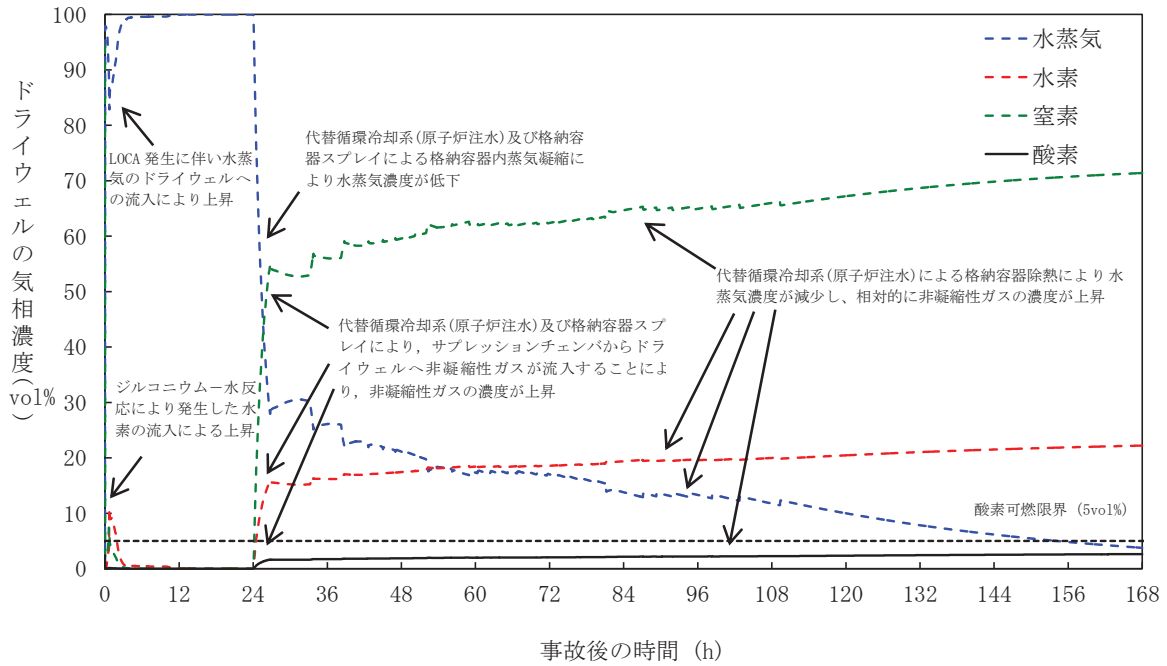


図 52-12-1 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウエット条件)
水素燃焼 (代替循環冷却系を使用する場合)

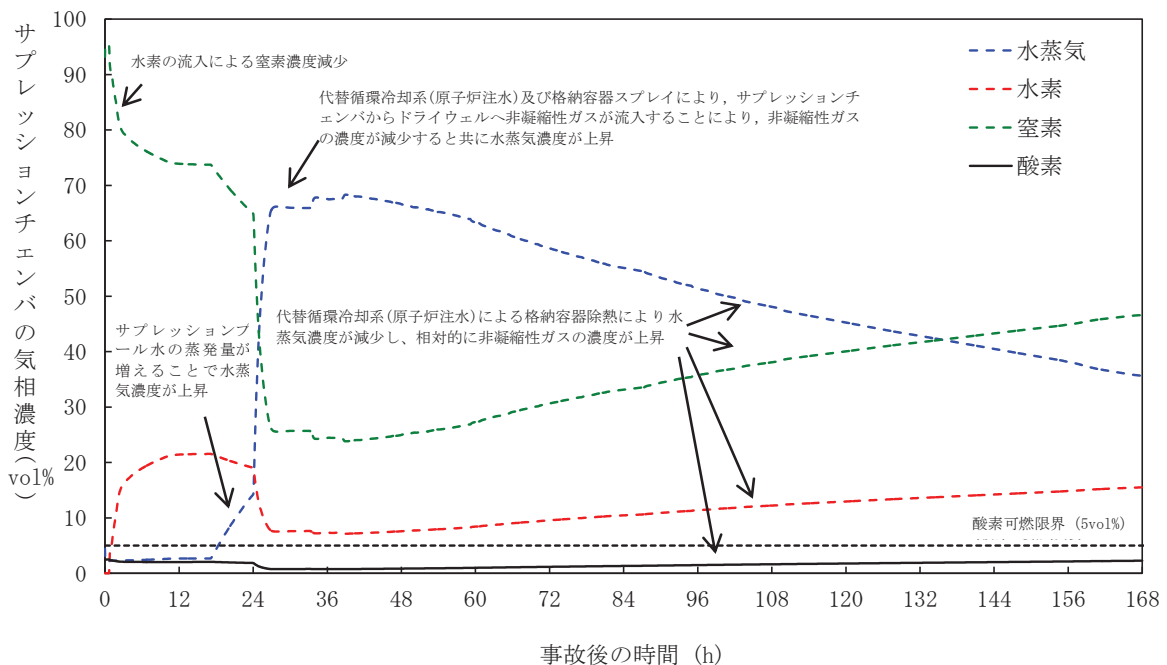


図 52-12-2 サブプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウエット条件)
水素燃焼 (代替循環冷却系を使用する場合)

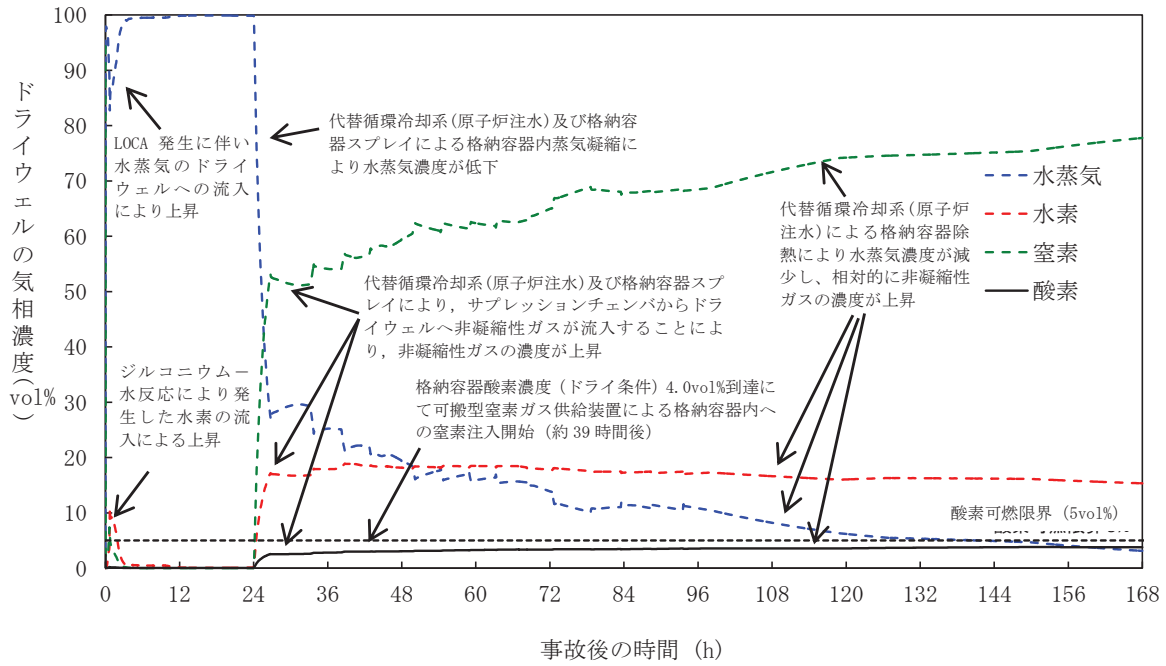


図 52-12-3 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

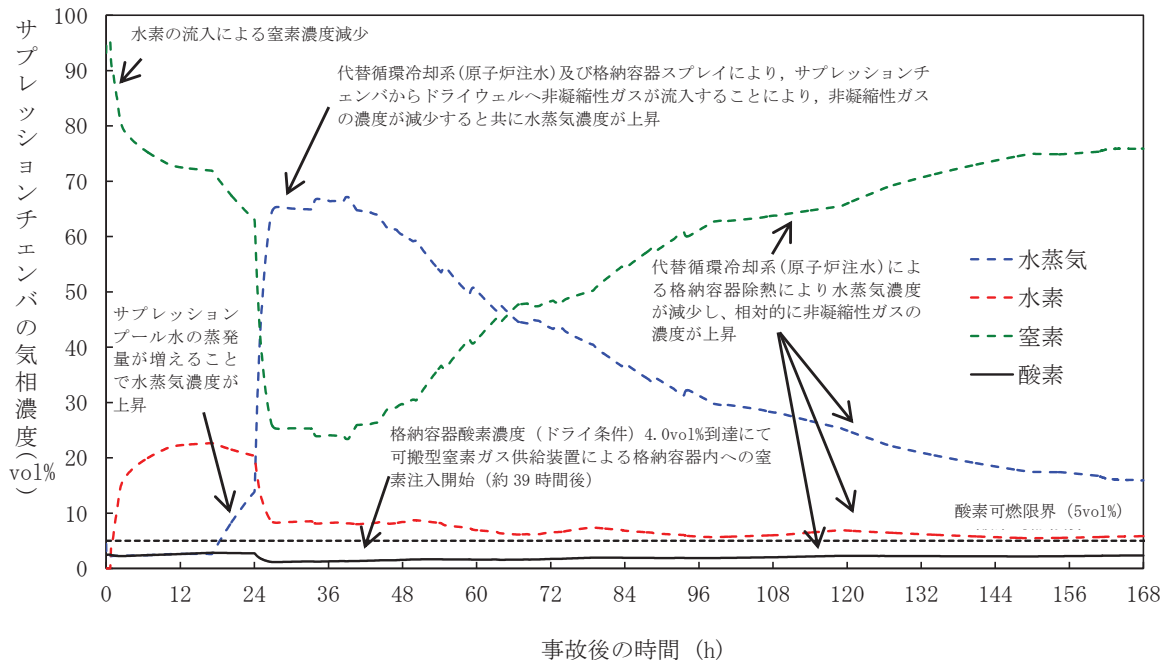


図 52-12-4 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

2. 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は4vol%，酸素濃度は5vol%までの測定が必要であることから、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」事故時における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表 52-8-1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
		0~100vol%	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
格納容器内雰囲気酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

3. 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、重大事故等時の環境下におけるG値に基づき、7日間以内に水素ガス及び酸素ガスの両方の濃度が水素燃焼の可能性が生じる濃度に到達しないことを確認している。

しかしながら、ここでは7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が水素燃焼の可能性が生じる濃度に到達した場合と事故発生後8日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

(1) 7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が水素燃焼の可能性が生じる濃度に到達した場合

機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は原子炉格納容器フィルタベント系により格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5vol%に至るまでに原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器外への放出を実施する。なお、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外への放出の実施により蒸気と共に非凝縮性ガスは排出され、その後の原子炉格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。

(2) 事故発生後8日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

この場合、機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ、多様な手段を確保することができる。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

状況に応じて、可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで、水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また、(1)と同様に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外への放出も可能であり、水素ガス及び酸素ガスの処理については多様な手段を有する。

4. 原子炉補機代替冷却水系の運用以前における原子炉格納容器内の酸素濃度の推定
原子炉格納容器内の酸素を把握する目的としては、事故後の原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

有効性評価においては、原子炉補機代替冷却水系による除熱機能の復旧が完了する事故発生後約 24 時間以前に原子炉格納容器内の酸素濃度が 5vol%に至らないことを確認しているが、事故発生後から約 24 時間までの原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する方法として、推定手段を整備している。

格納容器内雰囲気酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的な G 値 (沸騰状態の場合 $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$, 非沸騰状態の場合 $(H_2)=0.25$, $G(O_2)=0.125$) を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度の推移を図 52-12-5 及び図 52-12-6 に示す。

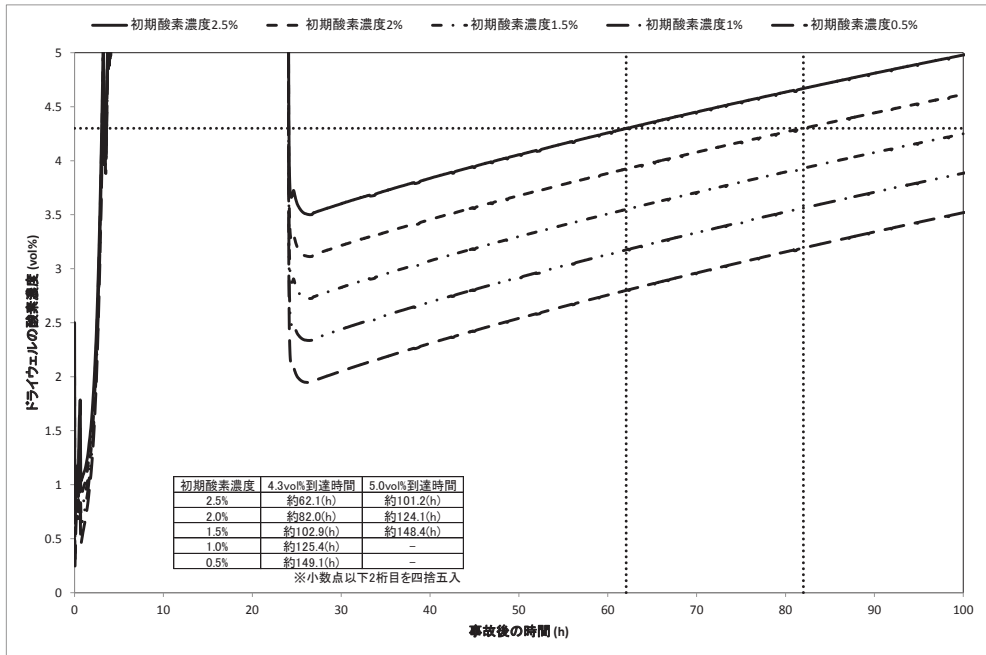


図 52-12-5 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度 (ドライウエル)

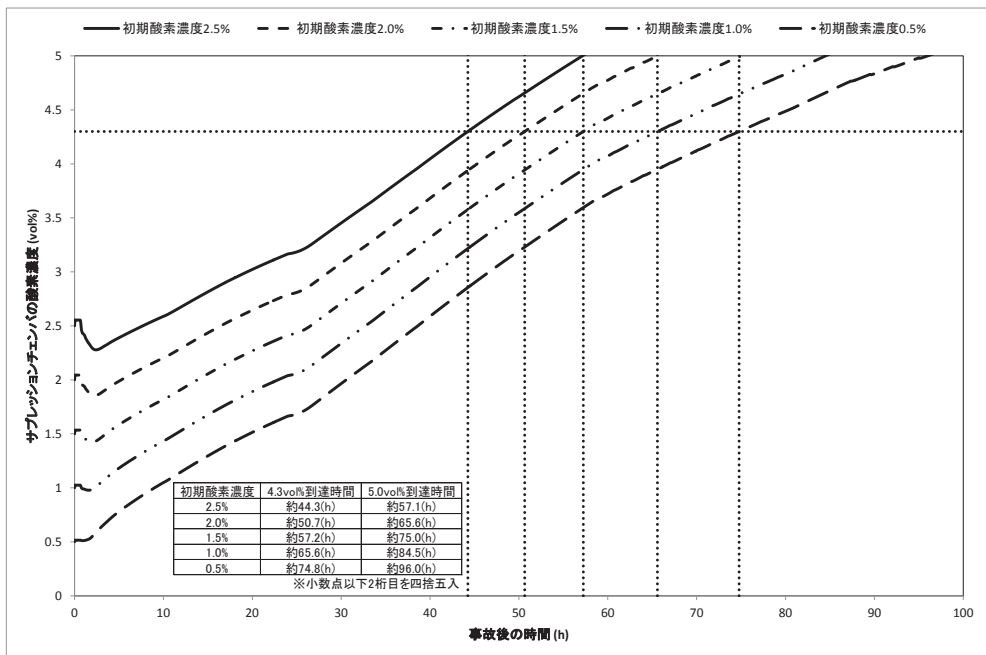


図 52-12-6 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度 (サプレッションチェンバ)

また、ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力により、原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、非常時操作手順において、原子炉格納容器内の圧力を変化させる原子炉格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止を目的として、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力が 13.7kPa[gage]以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。

格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の変化を図 52-12-7 に示す。有効性評価の結果では、原子炉格納容器の圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

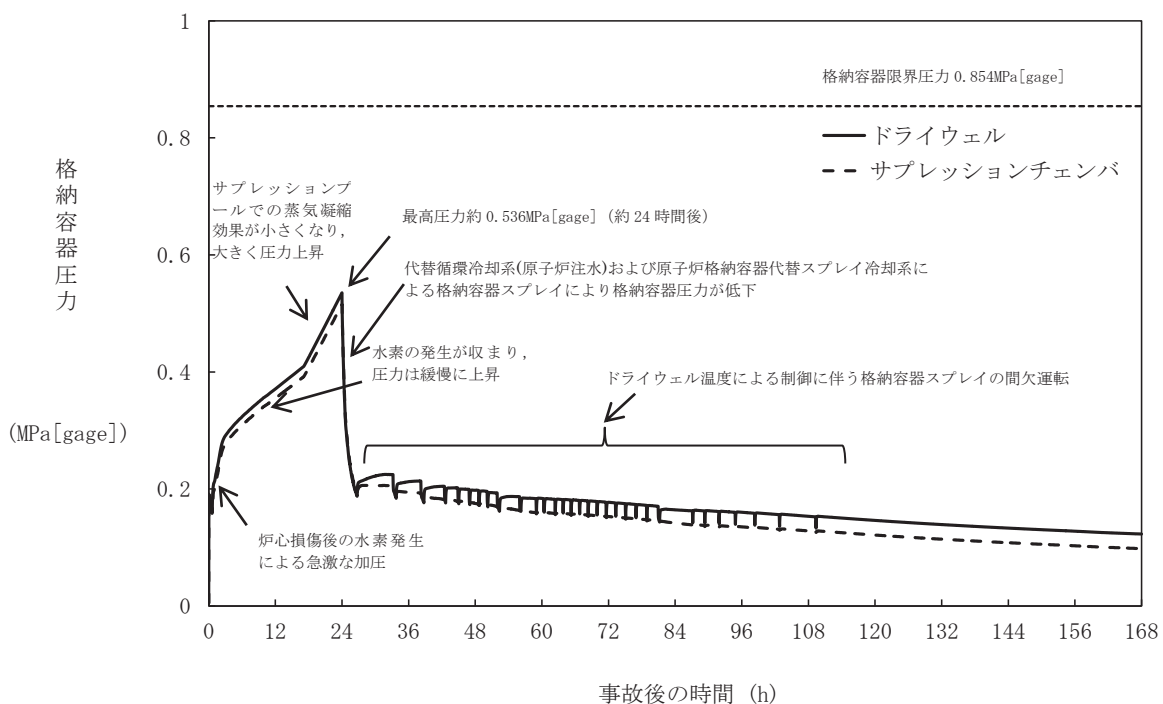


図 52-12-7 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の推移

炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。

また、格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的なG値を入力とした評価結果（解析結果）の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目

的のためには、妥当な推定手段である。

なお、原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（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)、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力）による原子炉格納容器内の酸素濃度の傾向及び原子炉格納容器への空気流入の有無の傾向を把握でき、計器誤差（格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の誤差：±0.29 デカード($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5$ Sv/h)、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の誤差：±0.29 デカード($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5$ Sv/h)、ドライウエル圧力の誤差：±0.006MPa、圧力抑制室圧力の誤差：±0.006MPa)を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。

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
	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
電源車	主要設備	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	-
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
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
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	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	-	-	-	-	-
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 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 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デイトank	-	-	-	-	-	-	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 燃料デイトank	-	-	-	-	-	-	-	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	自主対策設備									
号炉間電力融通設備	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57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	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57条：電源設備		ガスタービン発電機		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	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	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 5 7 条：電源設備		125V 充電器盤 2B		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		非常用高压母線 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 5 7 条：電源設備		非常用ディーゼル発電機		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	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57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	-			
		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 5 7 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 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		-		
		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 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デイトンク		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	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

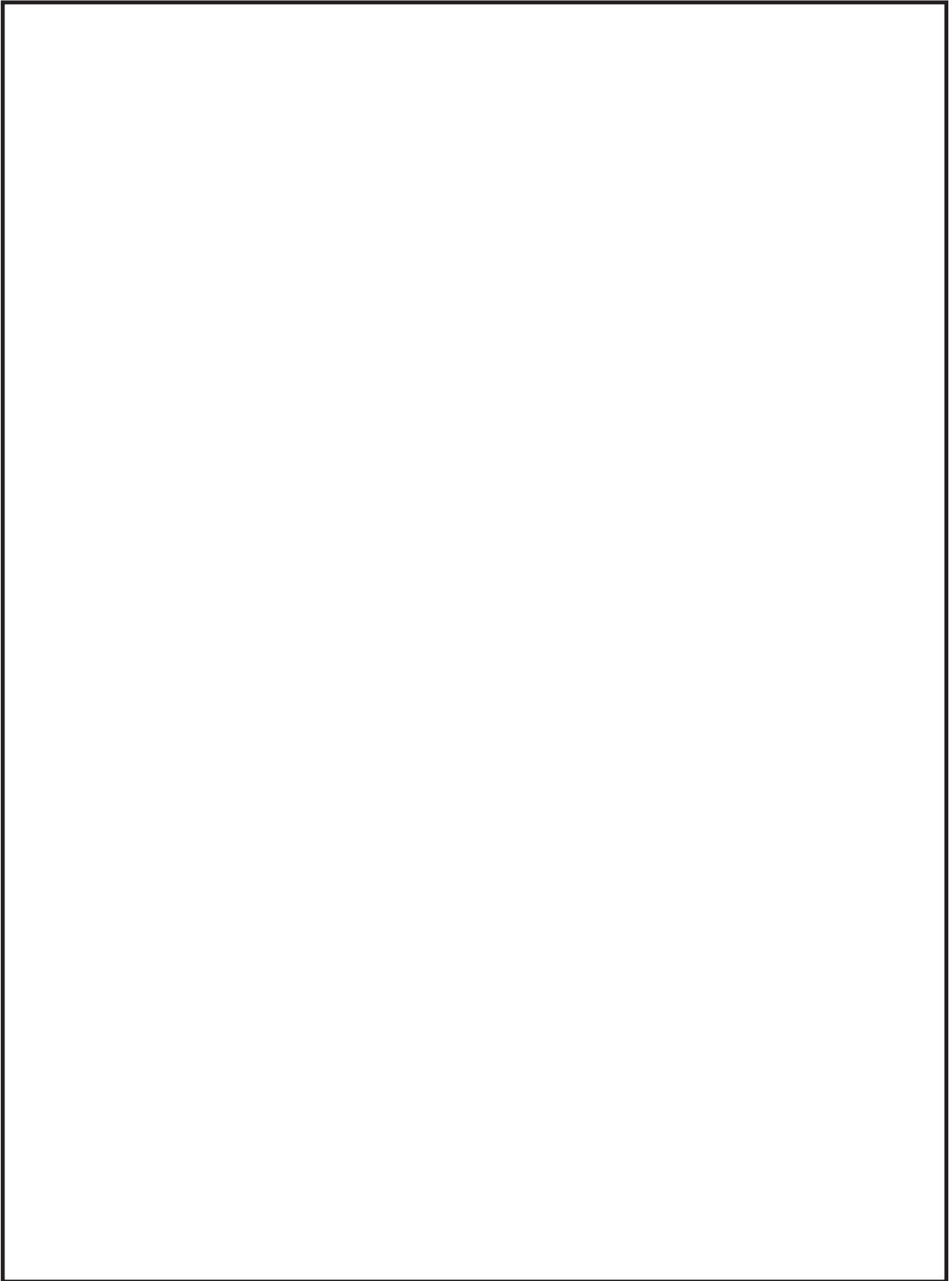


図 57-2-1 屋外配置図（原子炉建屋・緊急用電気品建屋・第2～4保管エリア）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

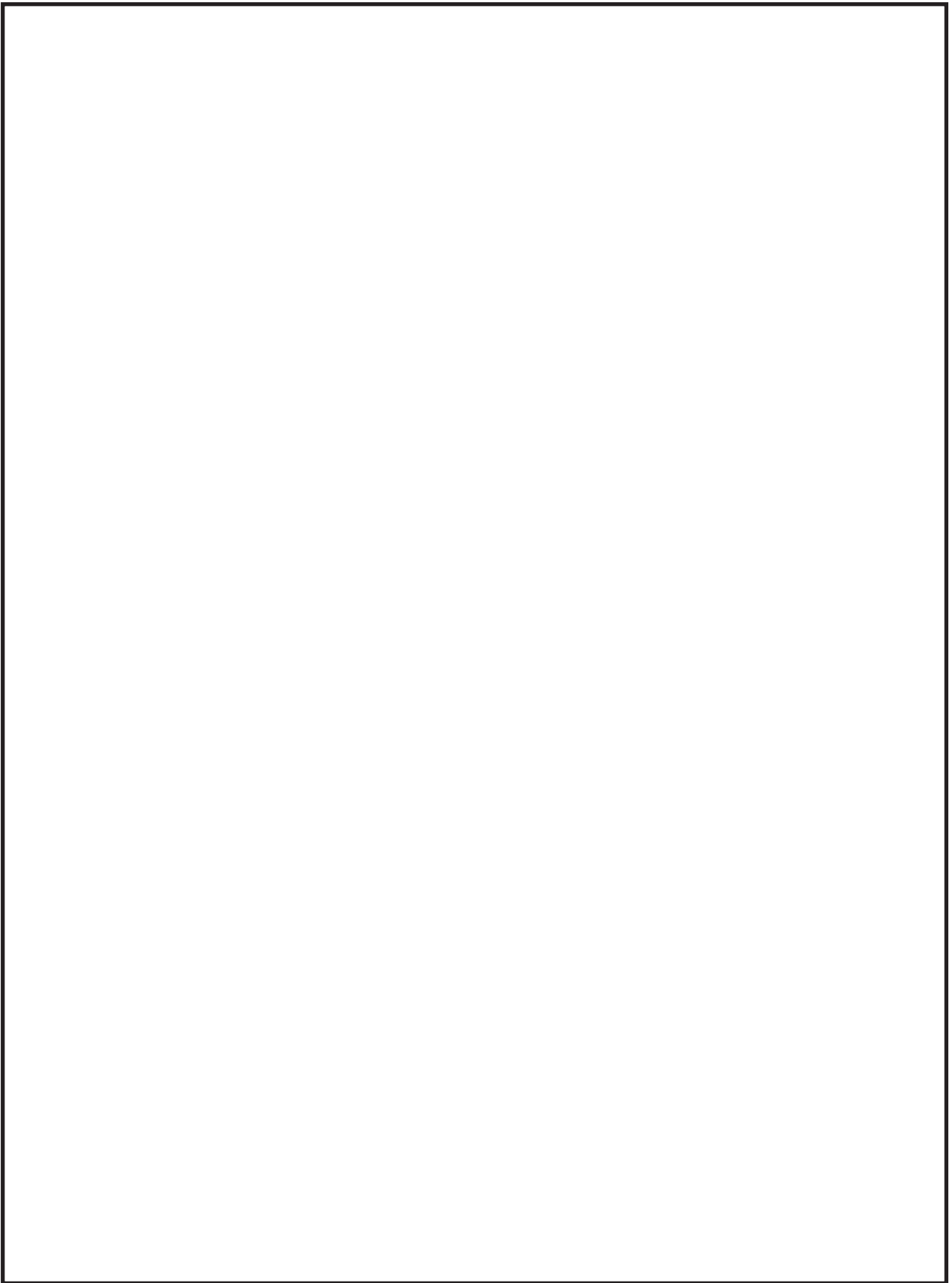


図 57-2-2 屋外配置図（電源車保管場所・設置場所）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

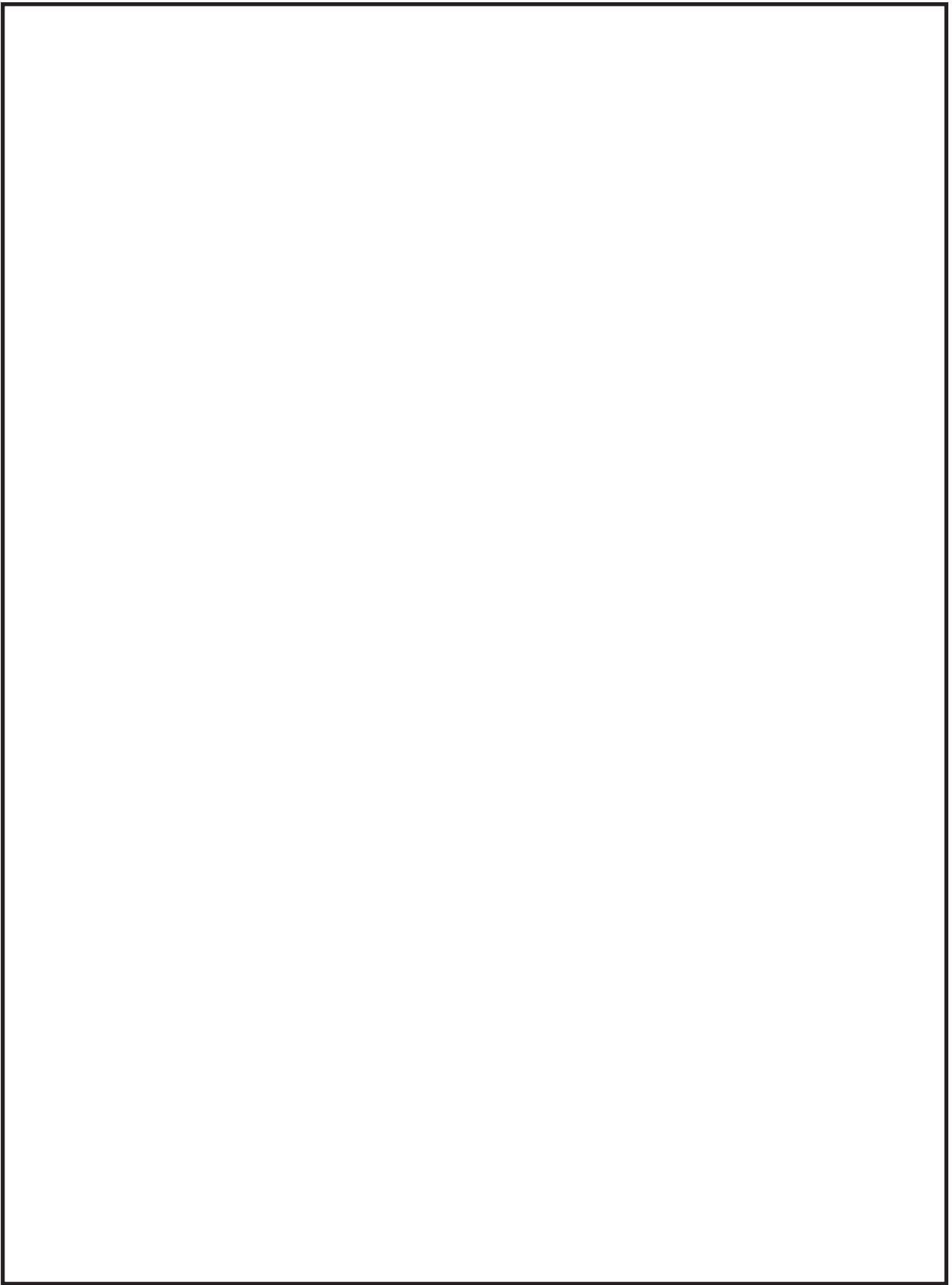


図 57-2-3 屋外配置図（電源車接続箇所）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

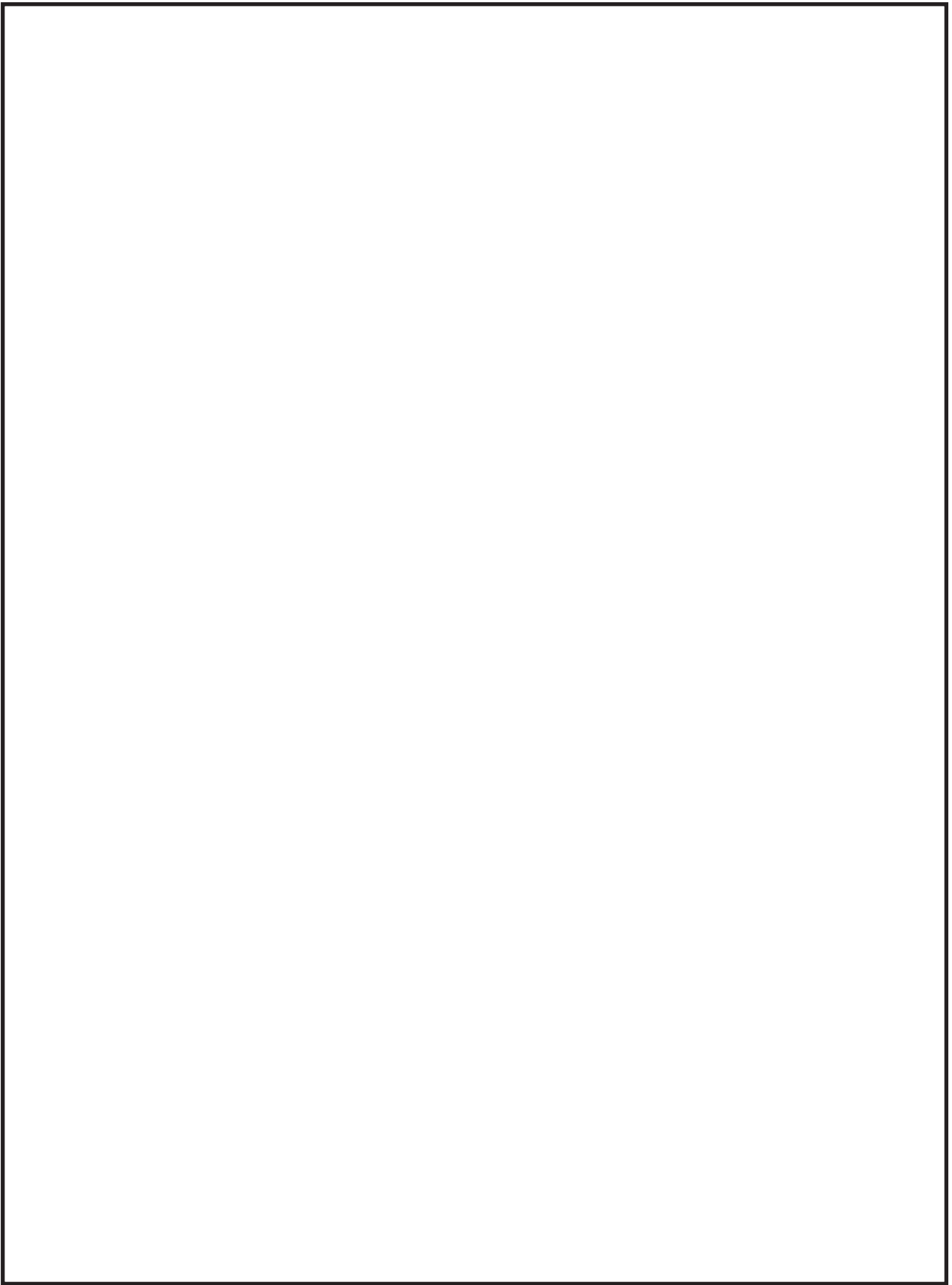


図 57-2-4 屋外配置図（軽油タンク）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

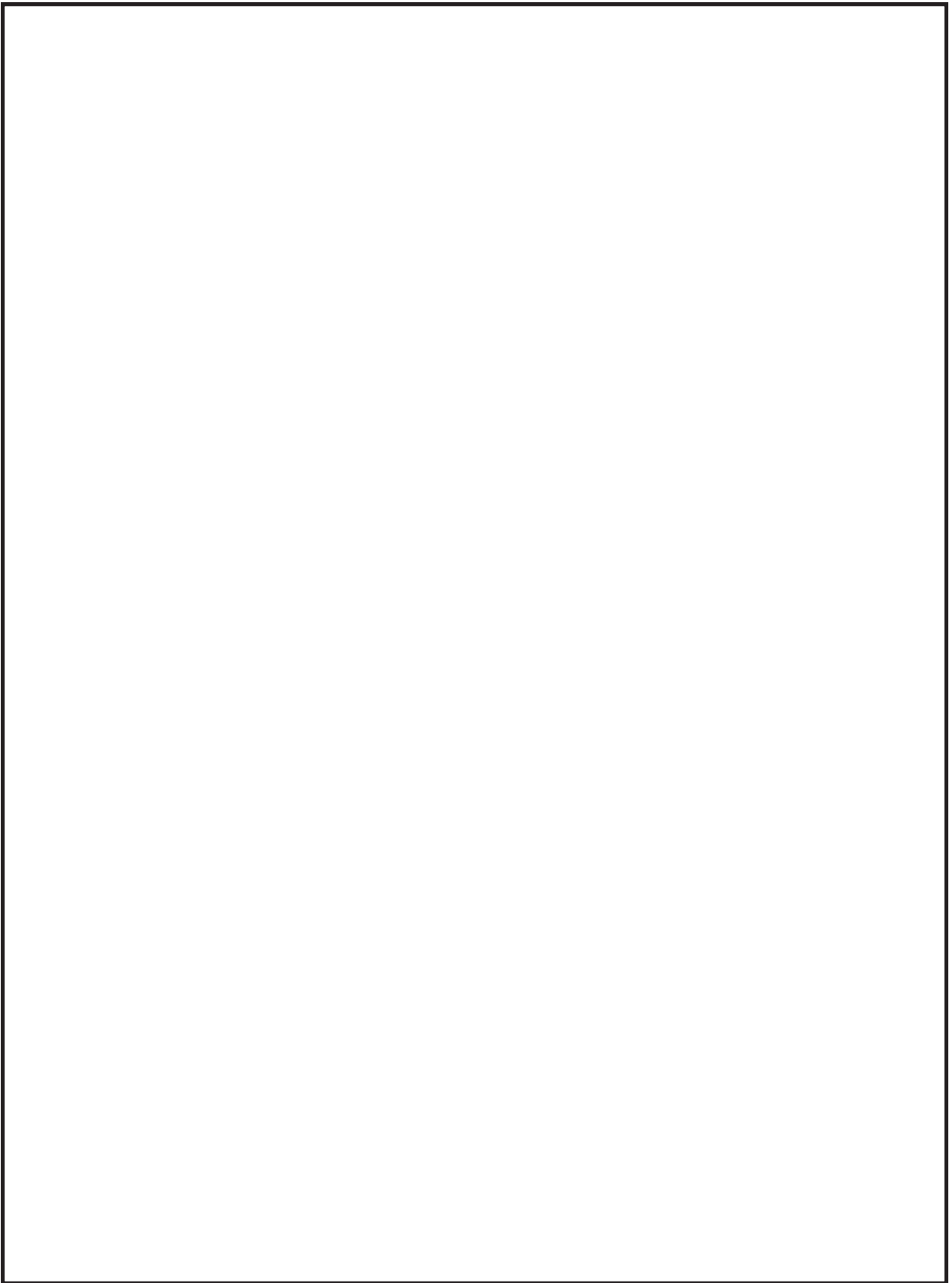


図 57-2-5 屋外配置図（ガスタービン発電設備軽油タンク）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

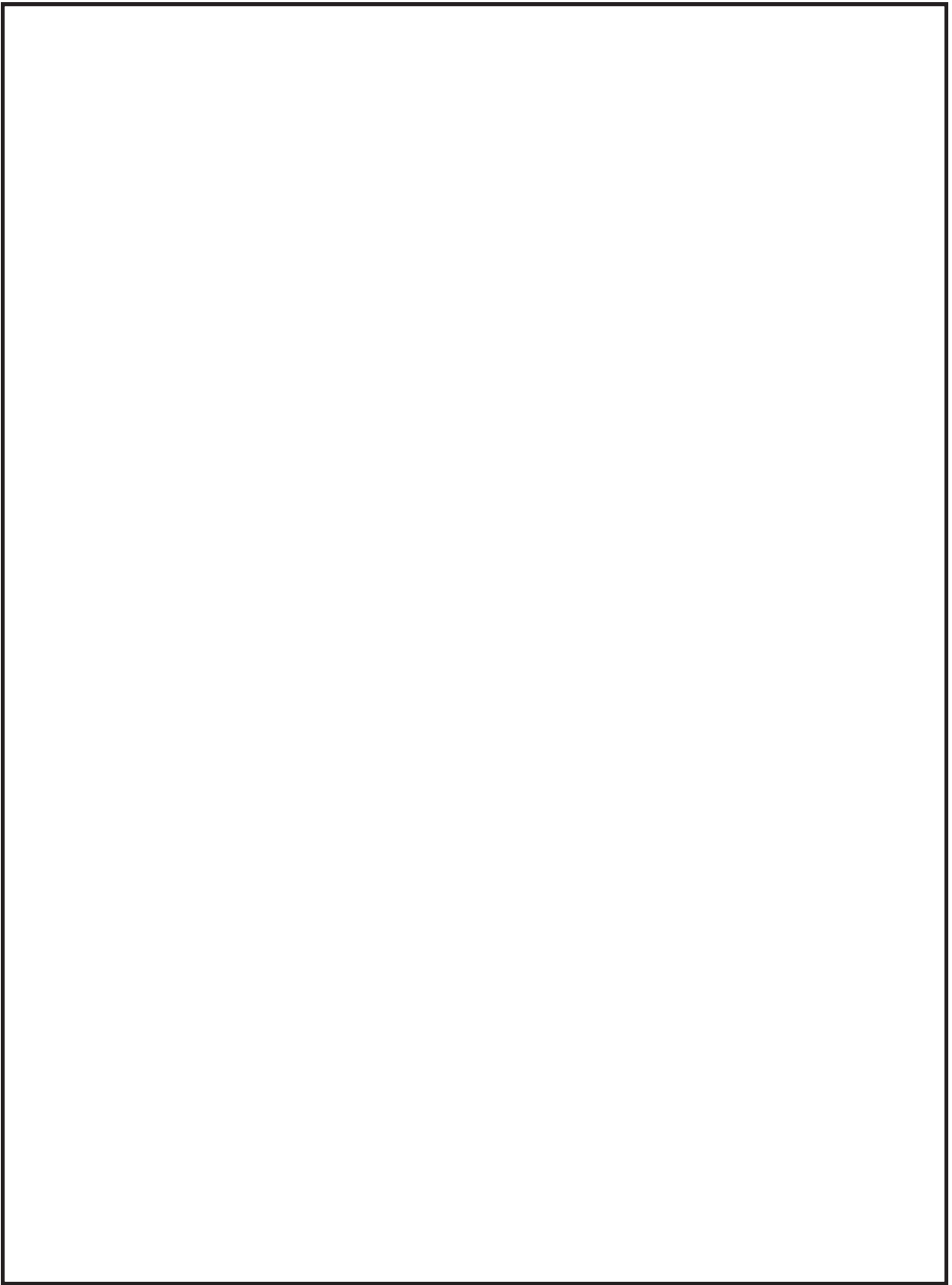


図 57-2-6 屋外配置図（タンクローリ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

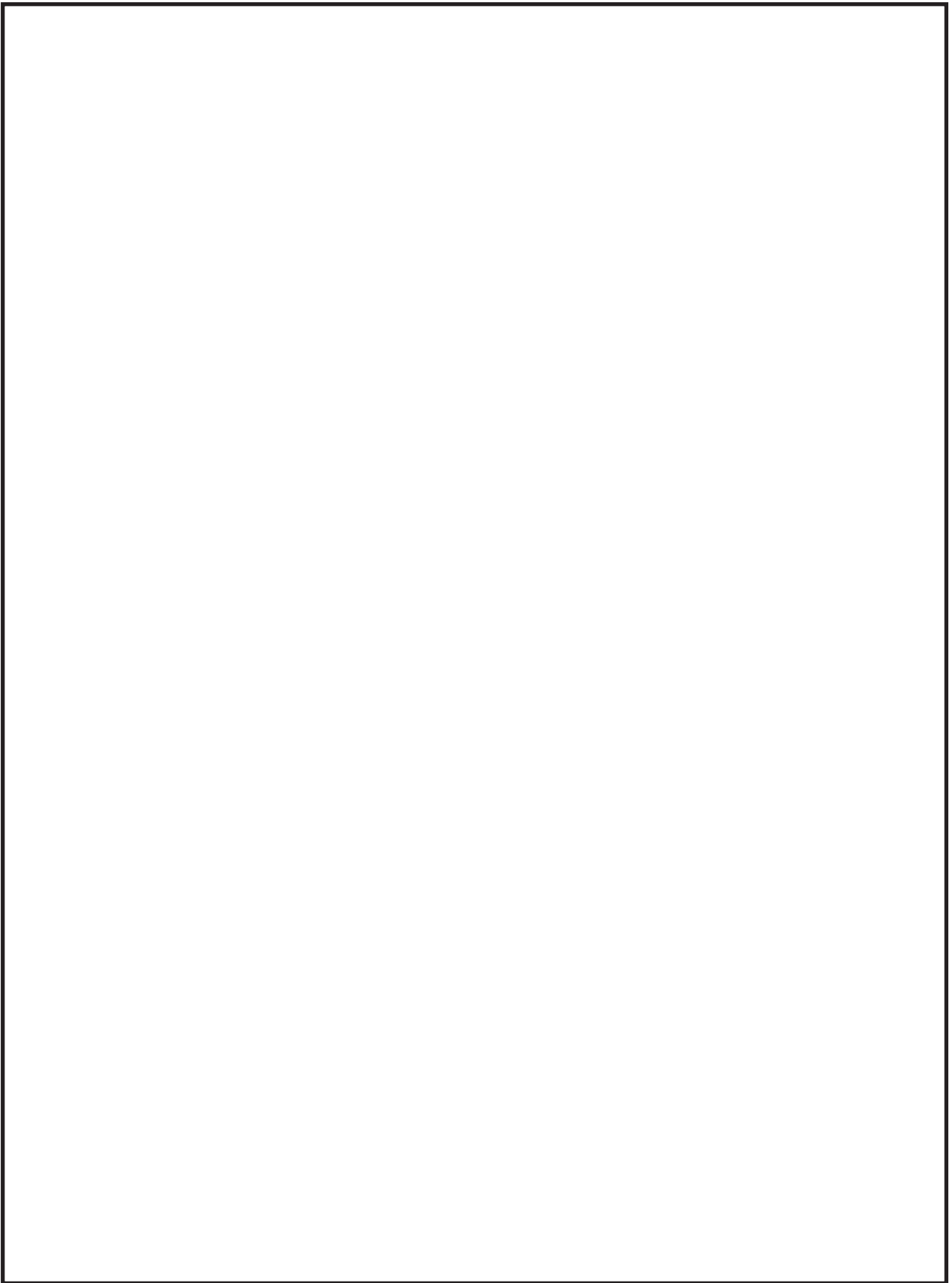


図 57-2-7 屋外配置図（ガスタービン発電機）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

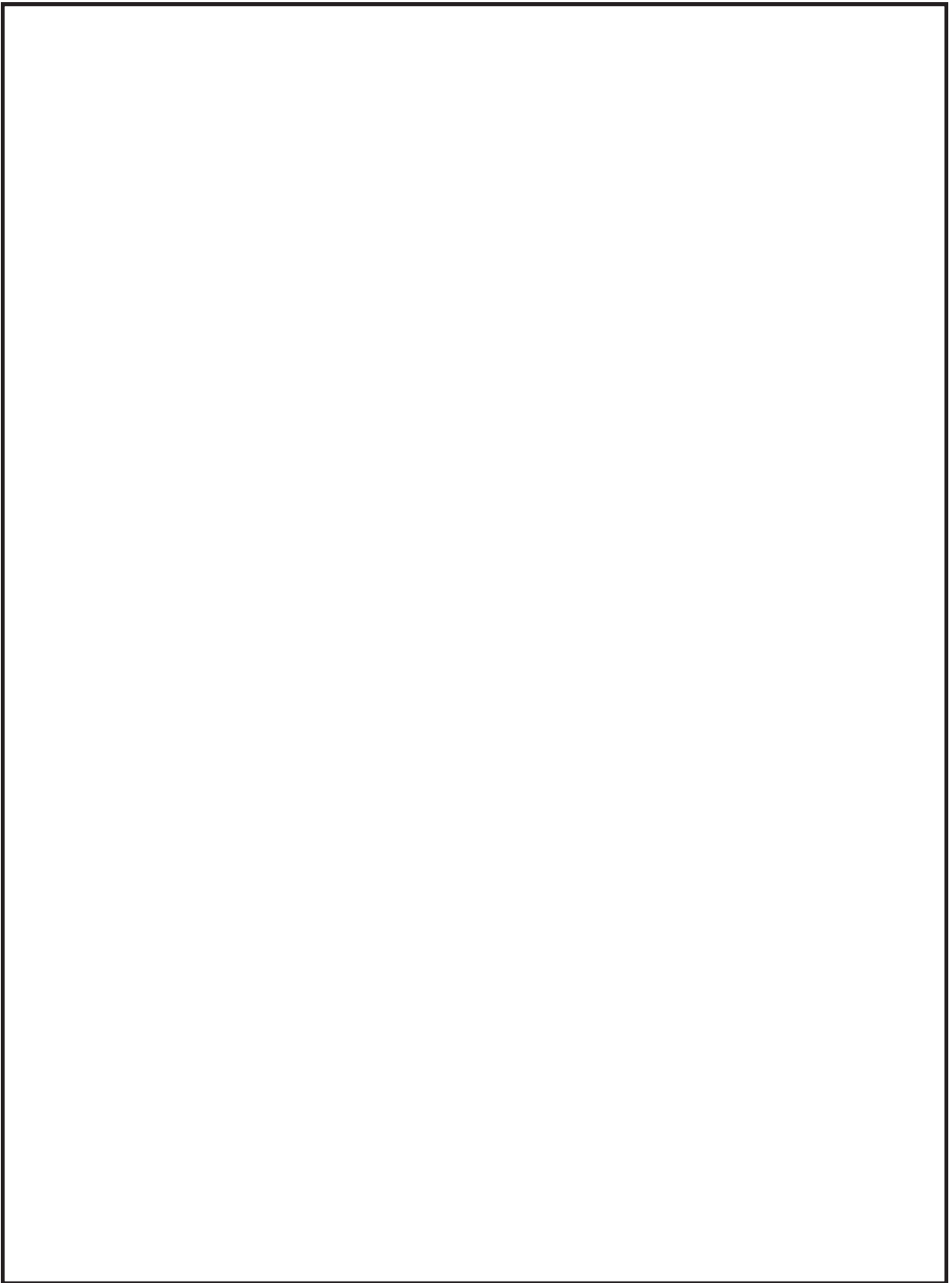


図 57-2-8 屋外配置図（ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

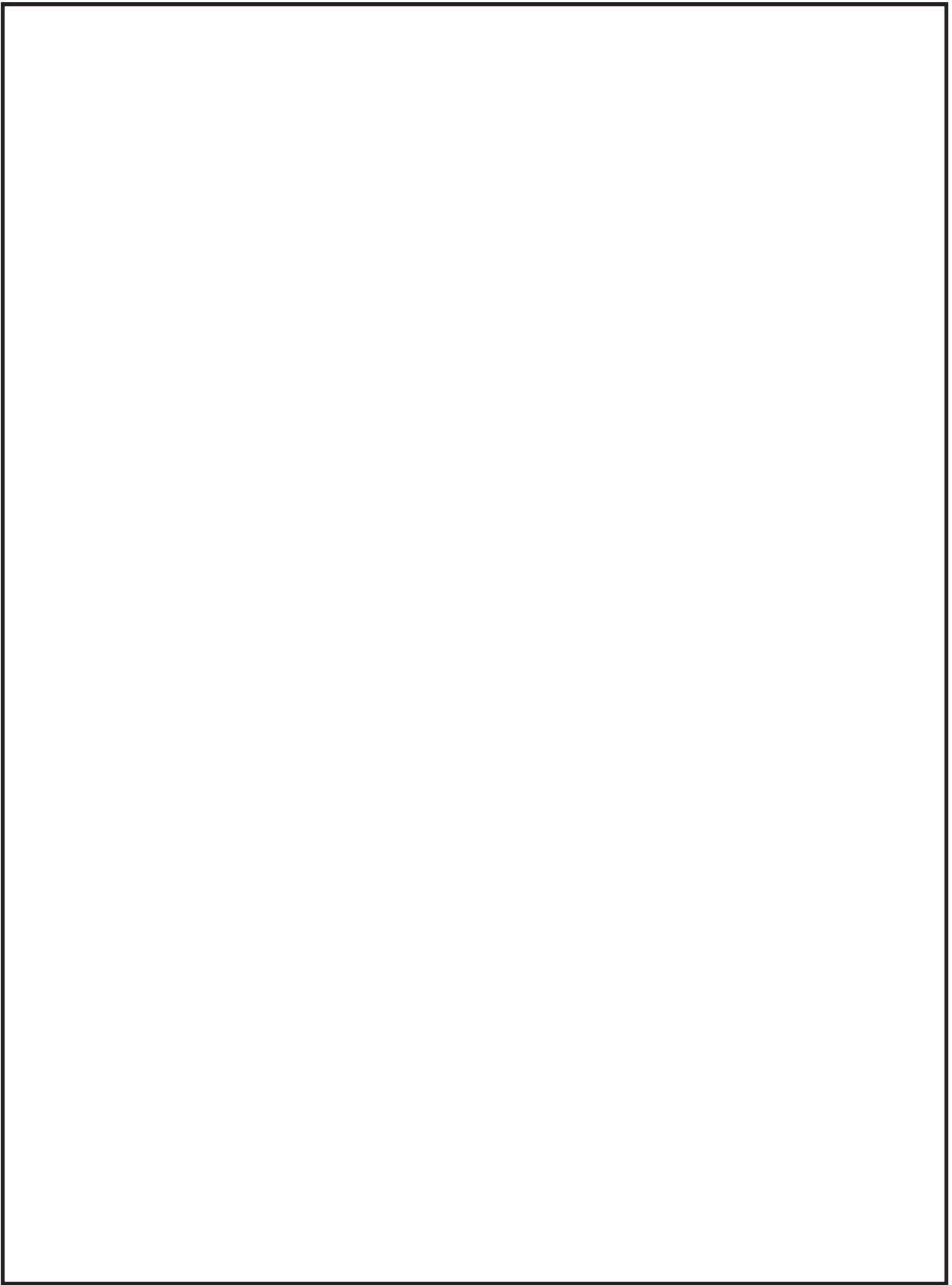


図 57-2-9 屋外配置図（屋外電路）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

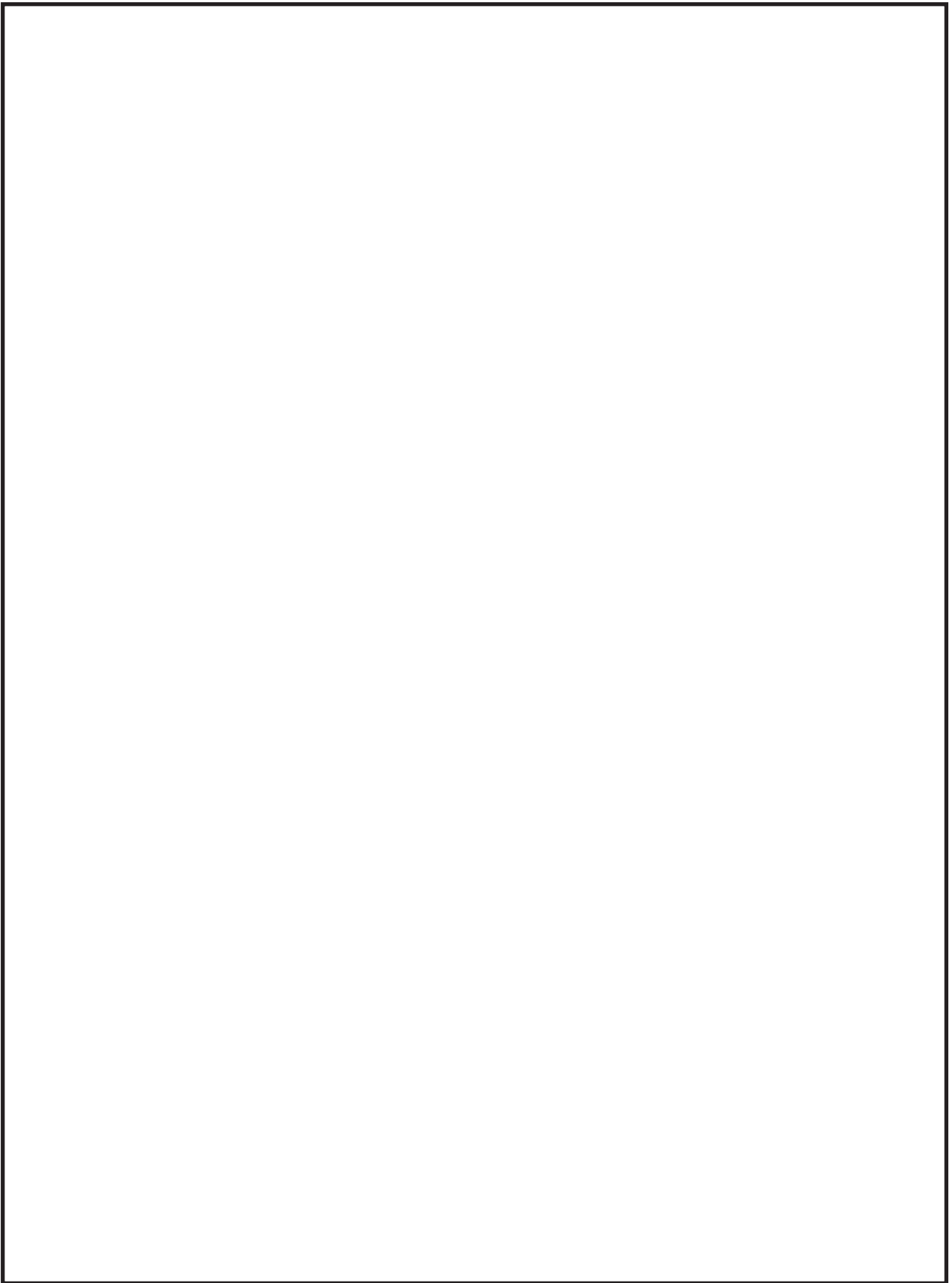


図 57-2-10 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

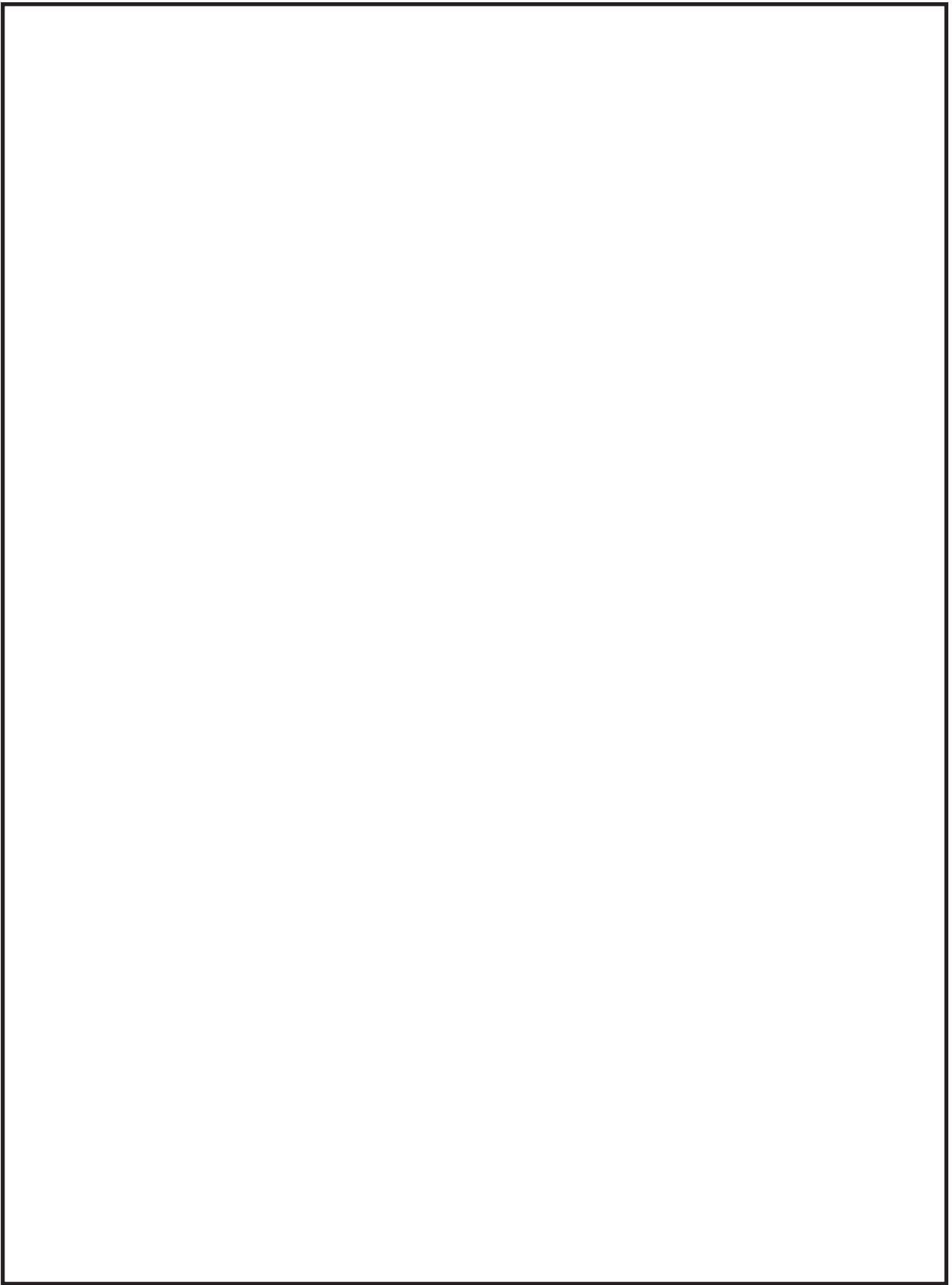


図 57-2-11 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

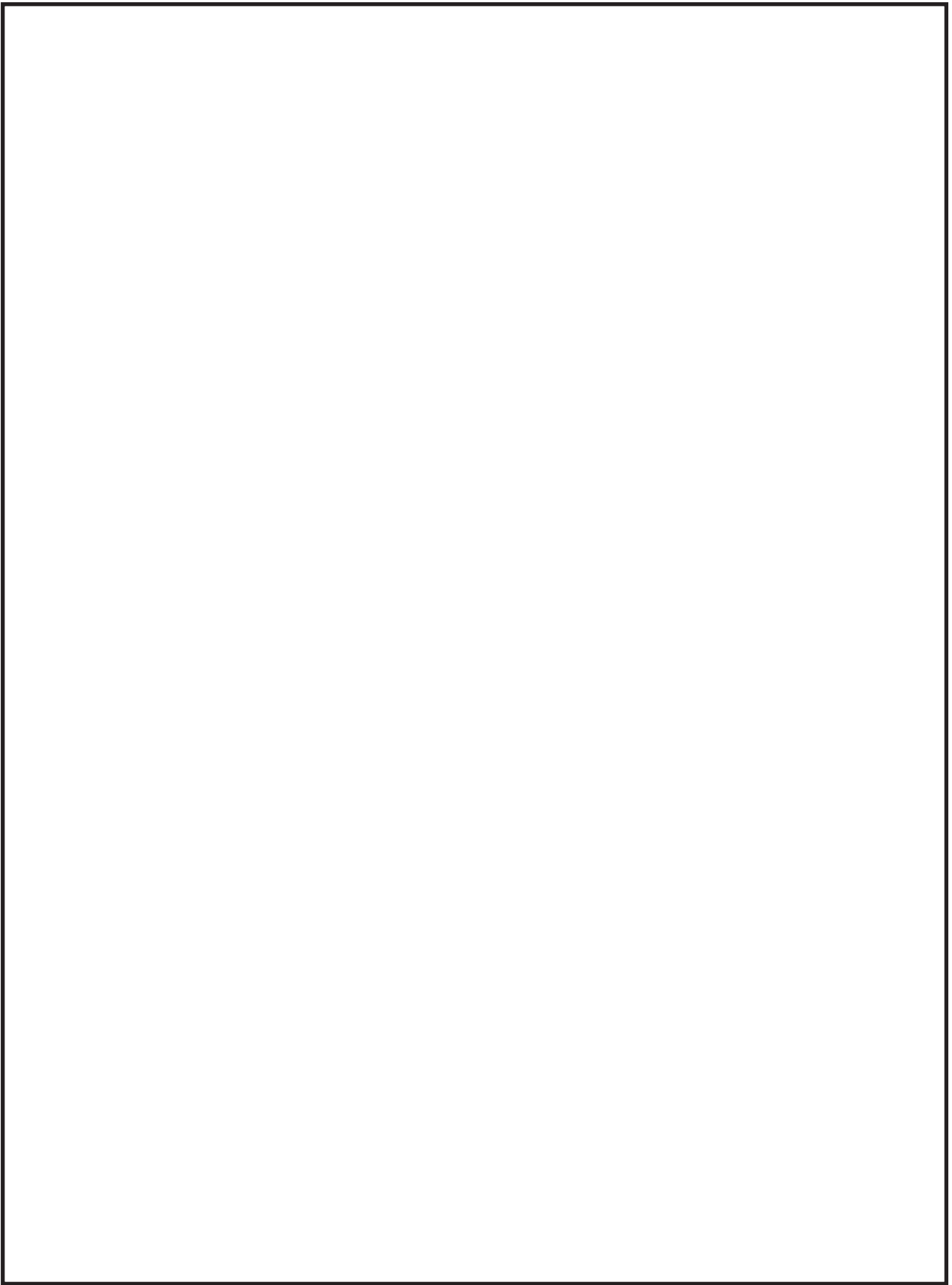


図 57-2-12 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

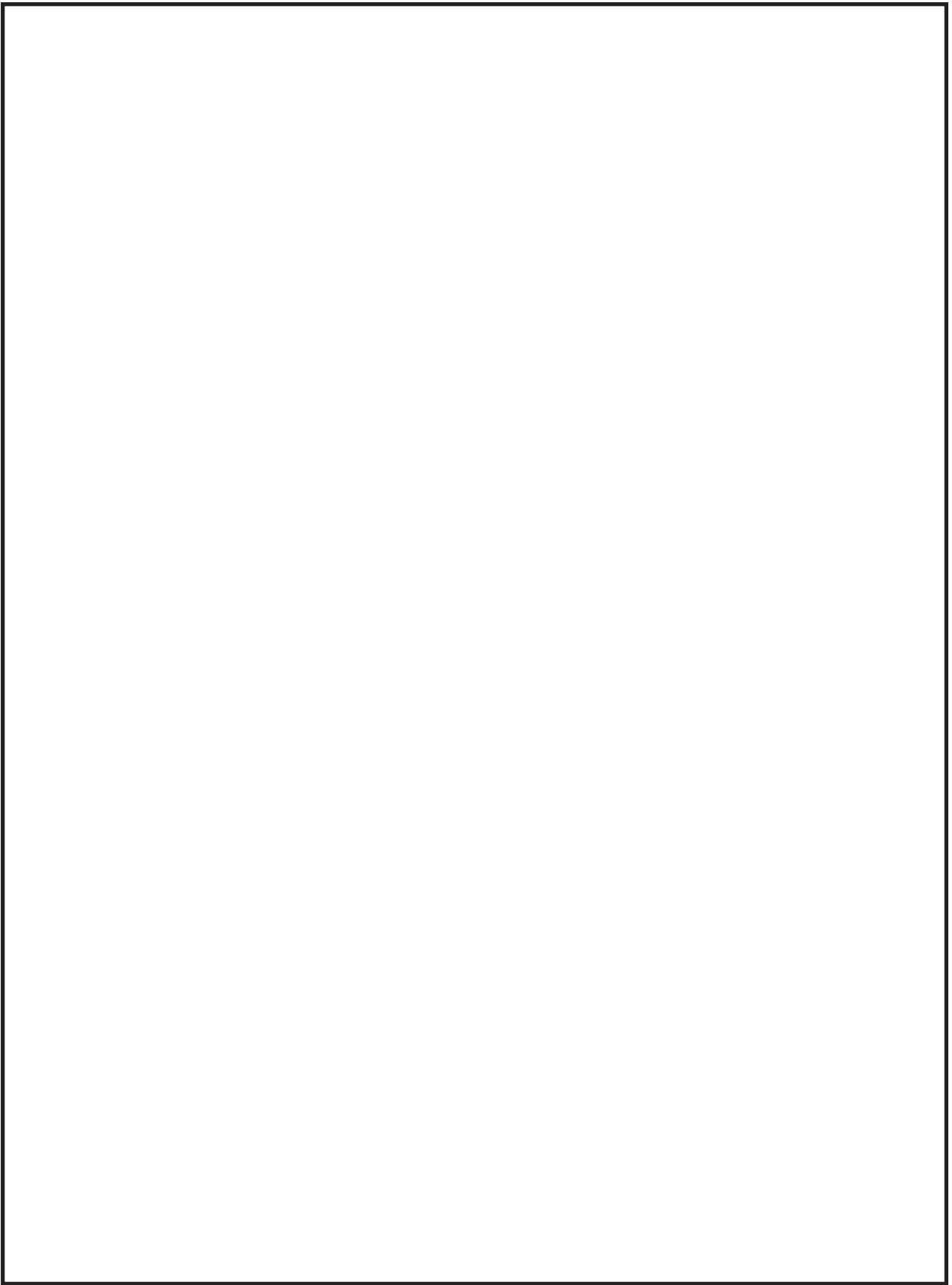


図 57-2-13 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

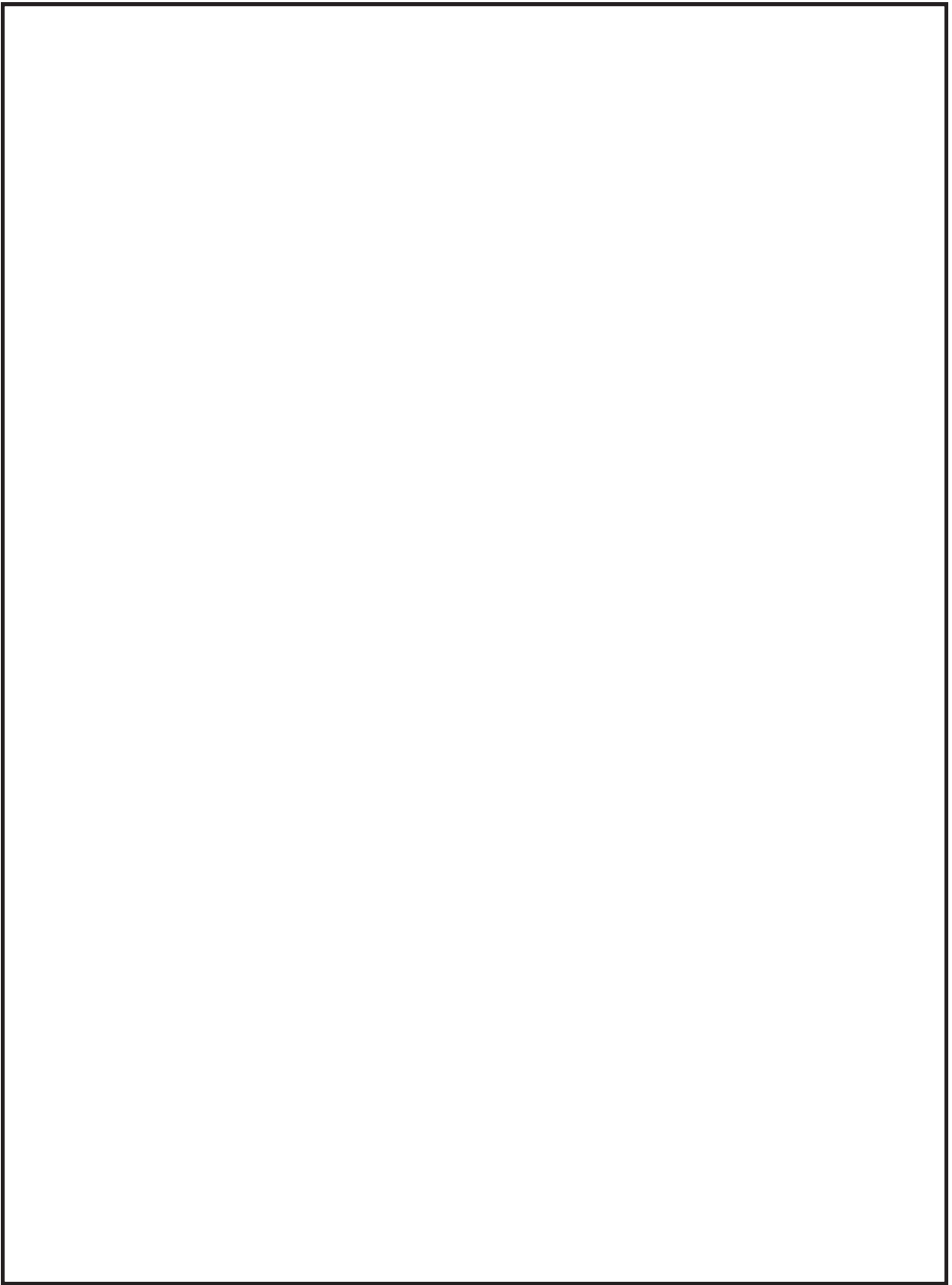


図 57-2-14 配置図（制御建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

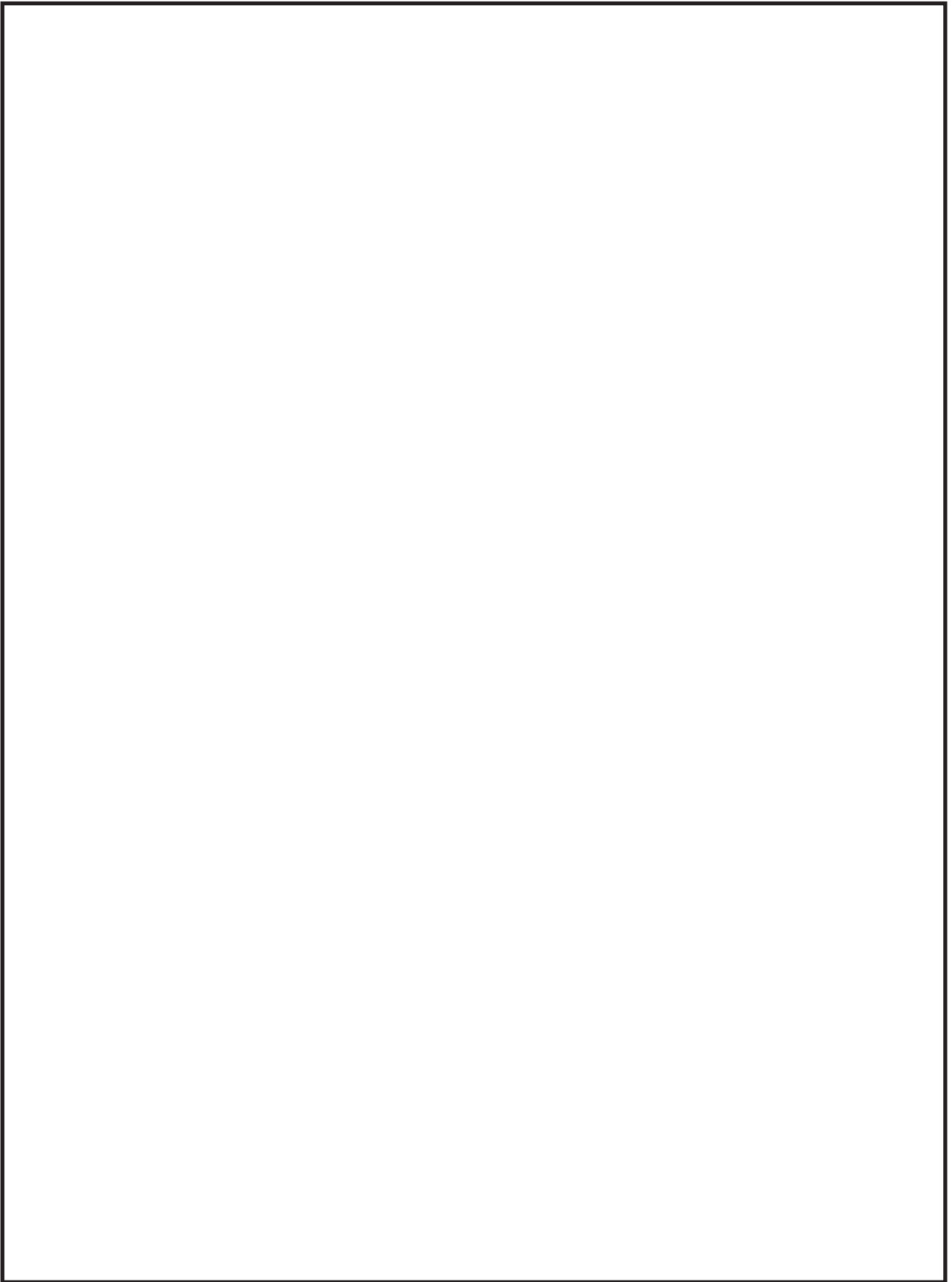



図 57-2-15 配置図（制御建屋  ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

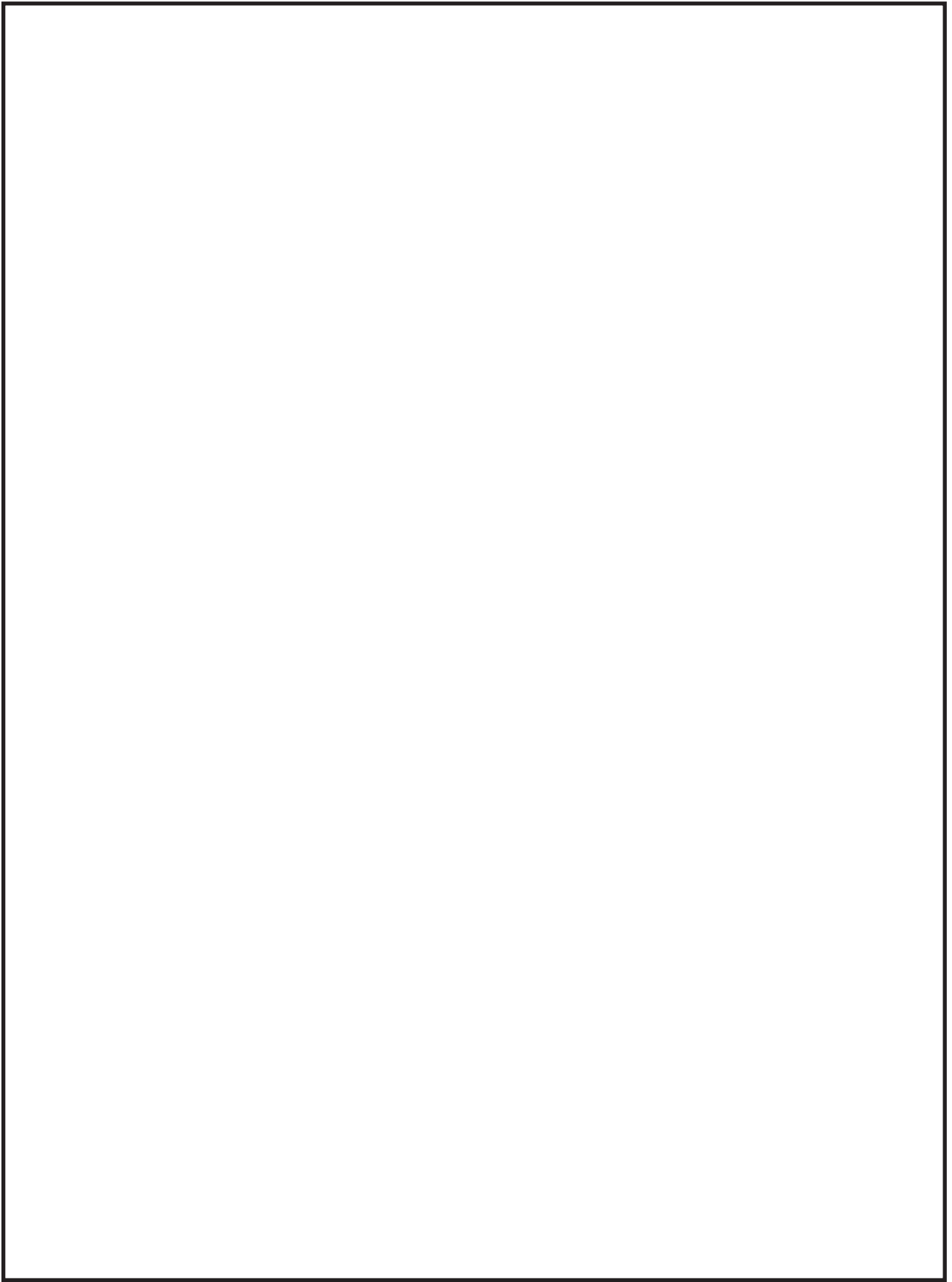



図 57-2-16 配置図（制御建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

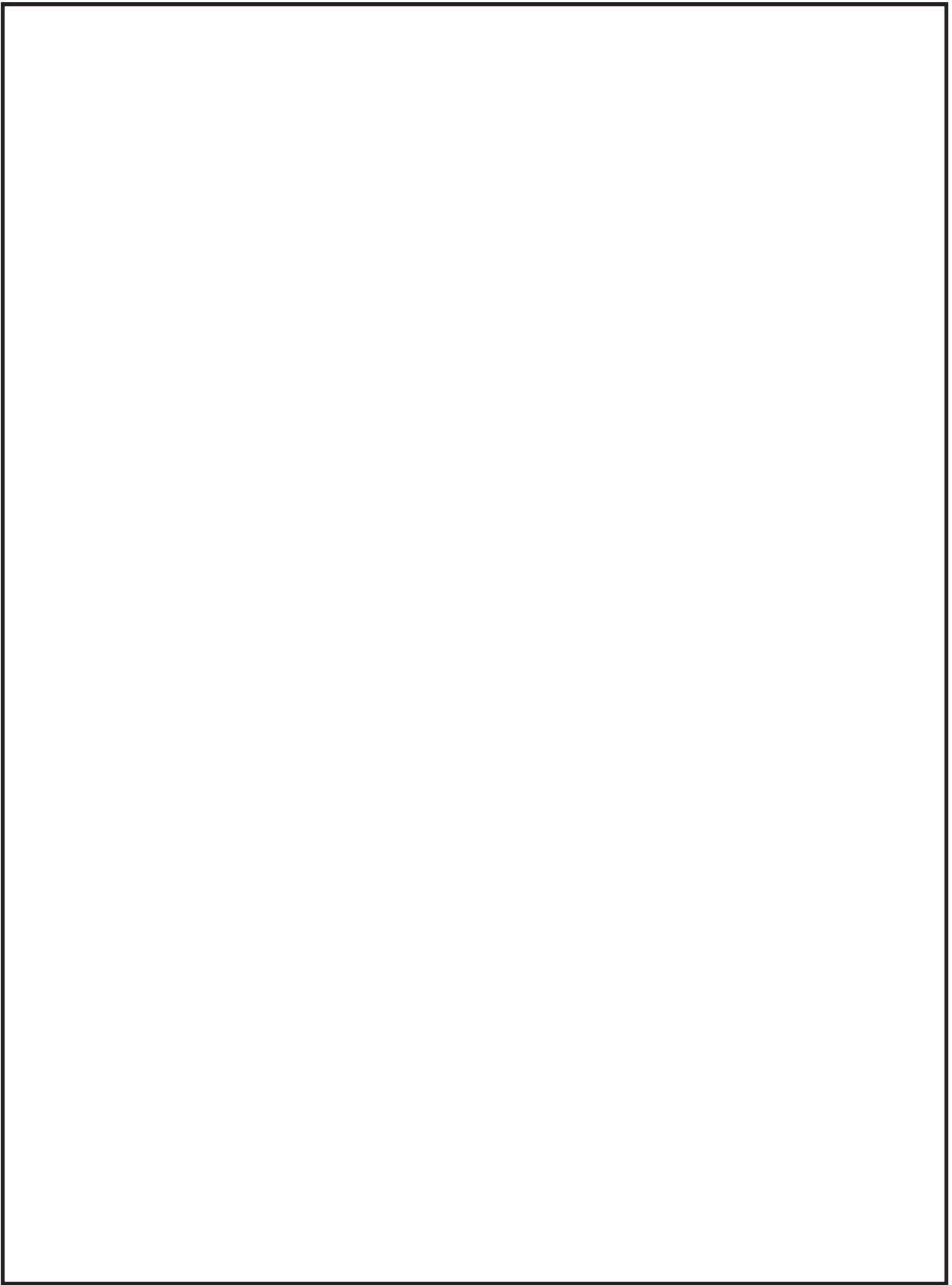


図 57-2-17 配置図（制御建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

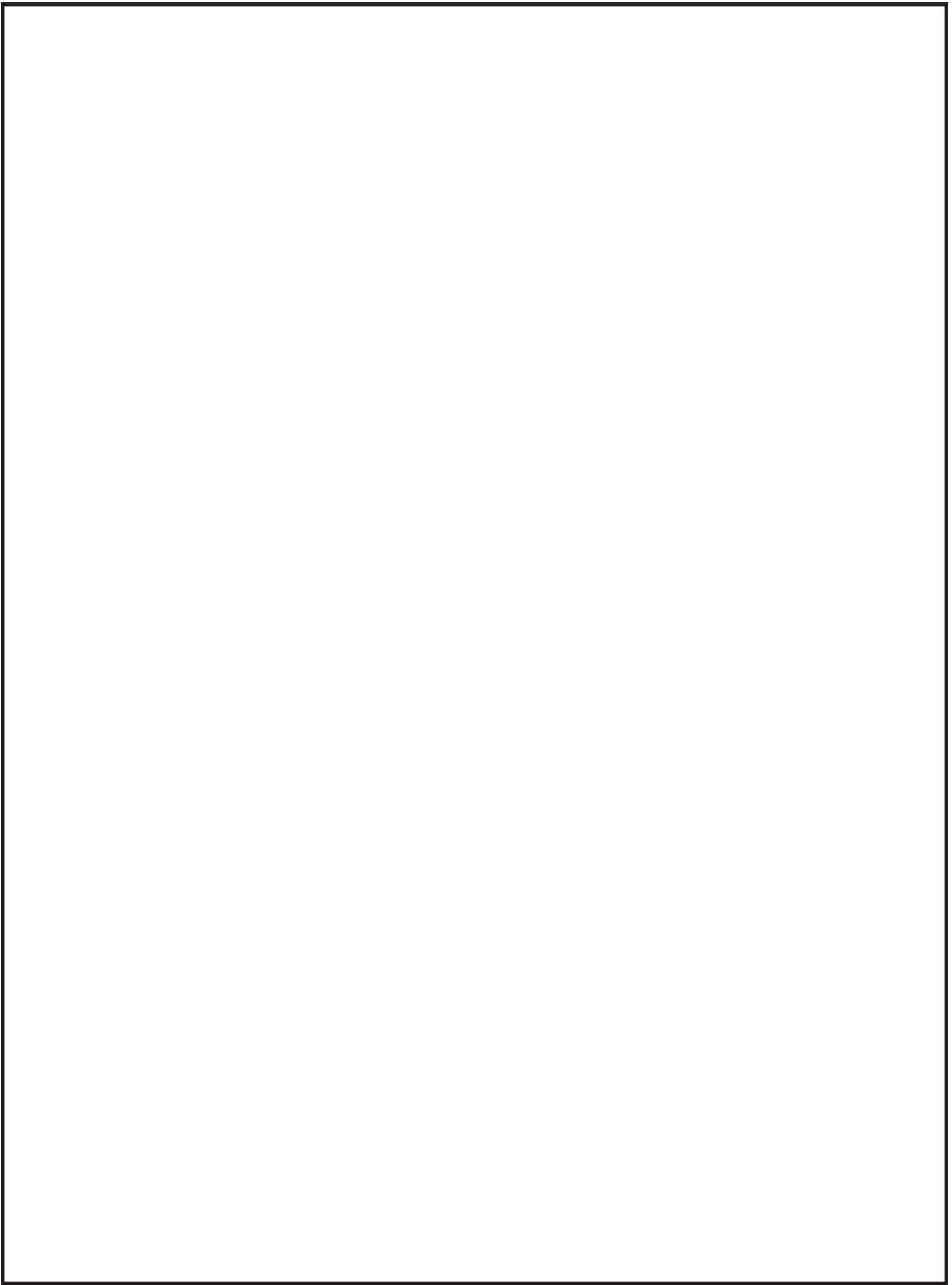


図 57-2-18 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

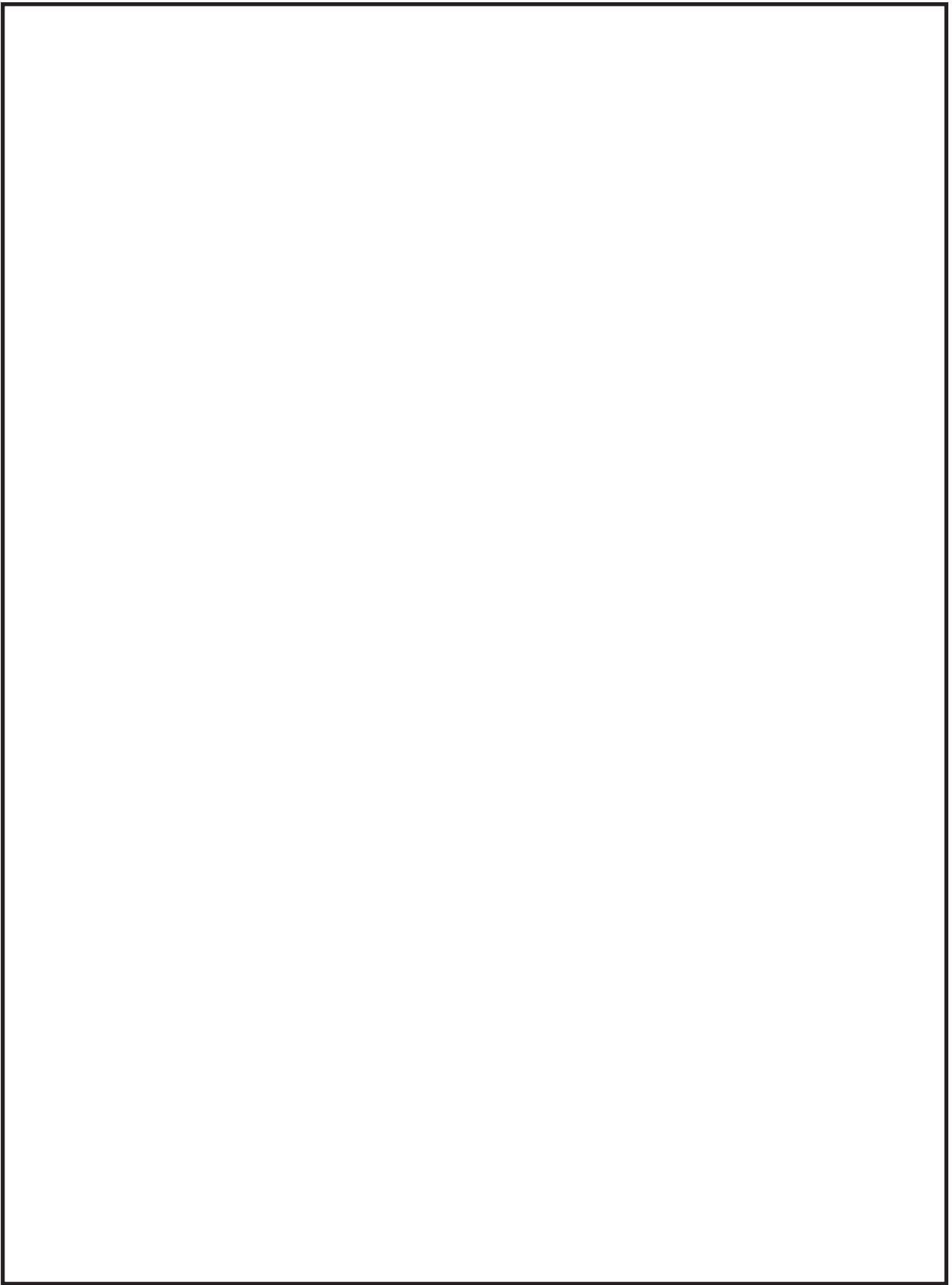


図 57-2-19 配置図（緊急用電気品建屋 ）

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

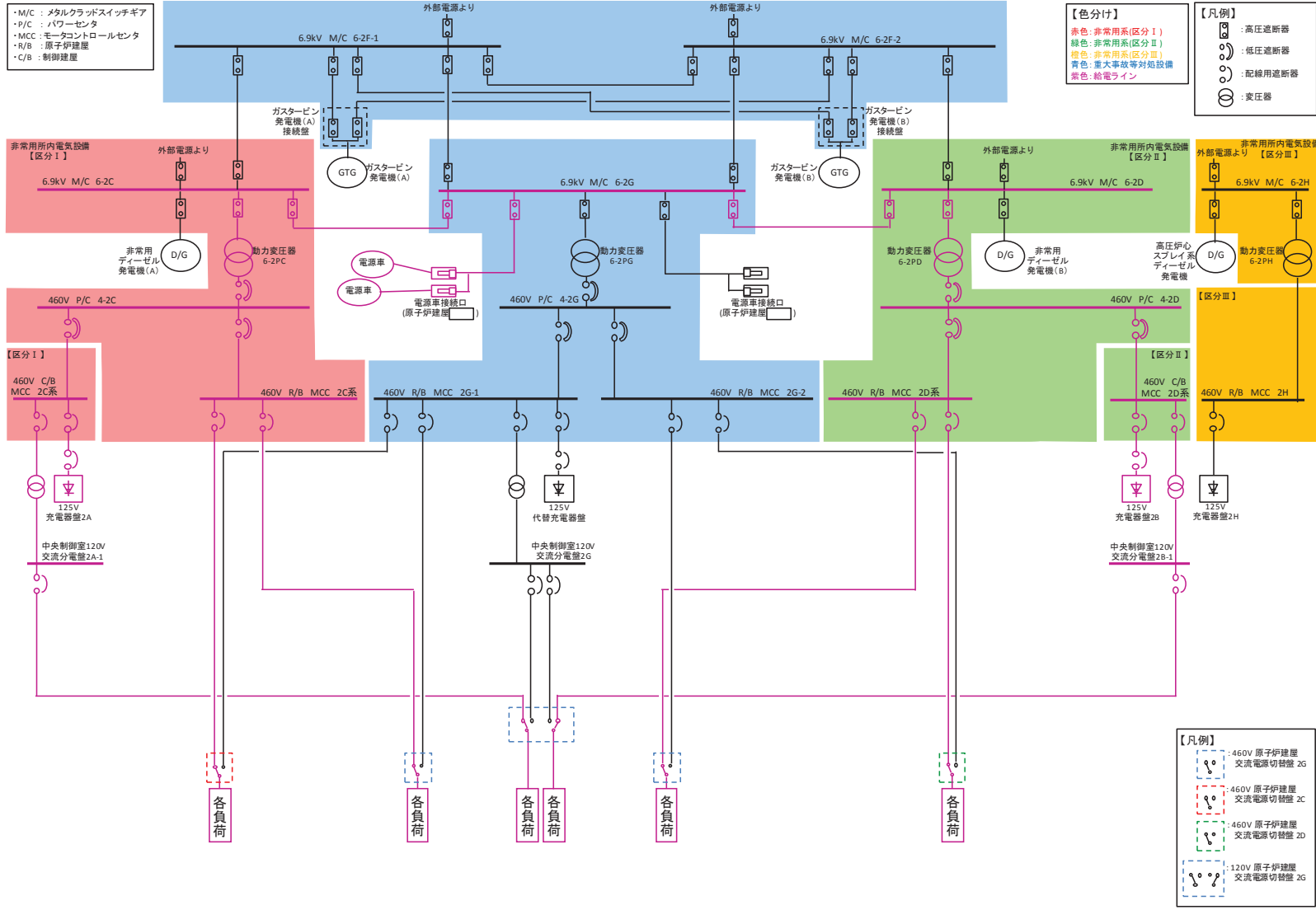


図 57-3-1 可搬型代替交流電源設備系統図
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋))

～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 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。

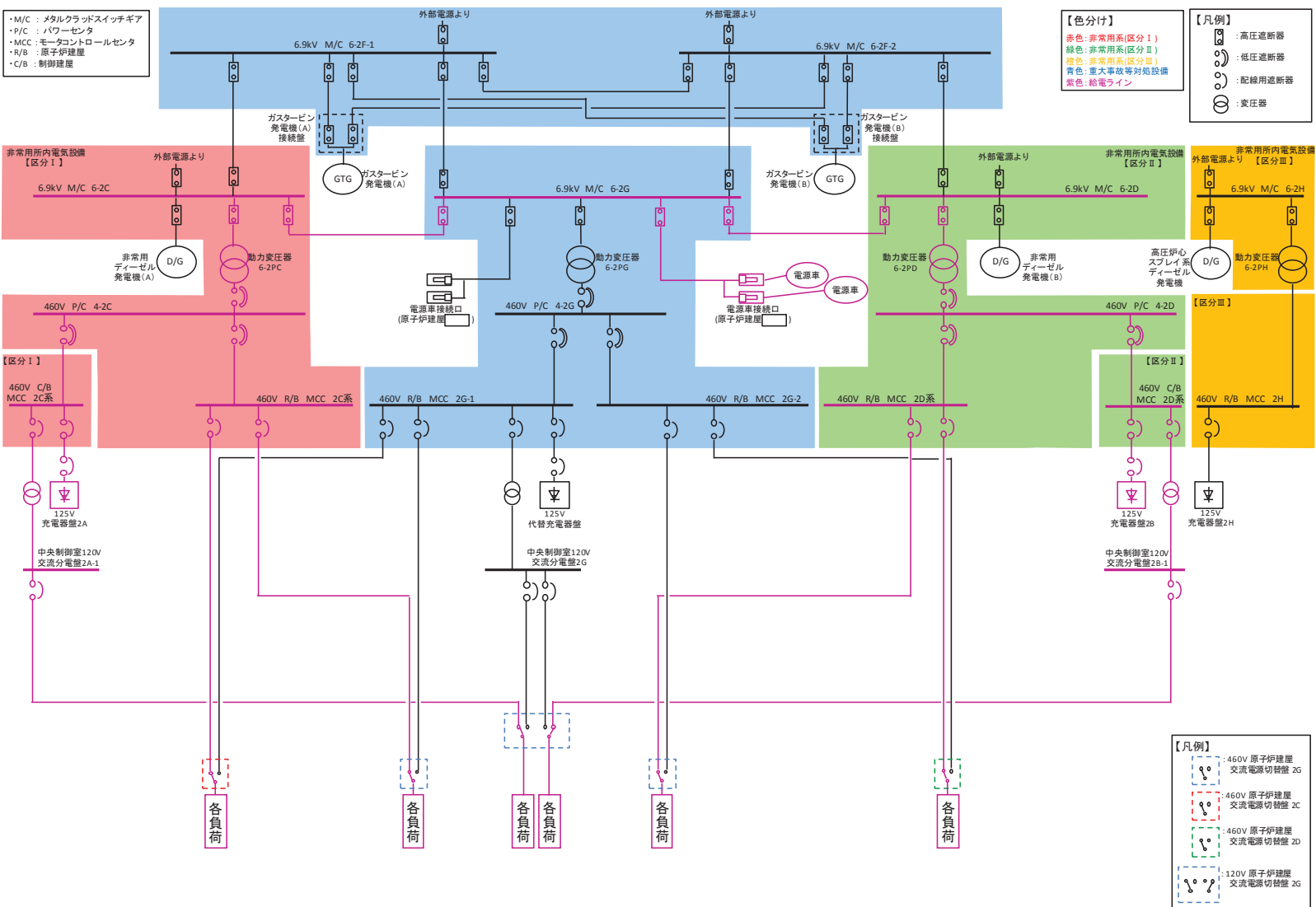


図 57-3-2 可搬型代替交流電源設備系統図
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

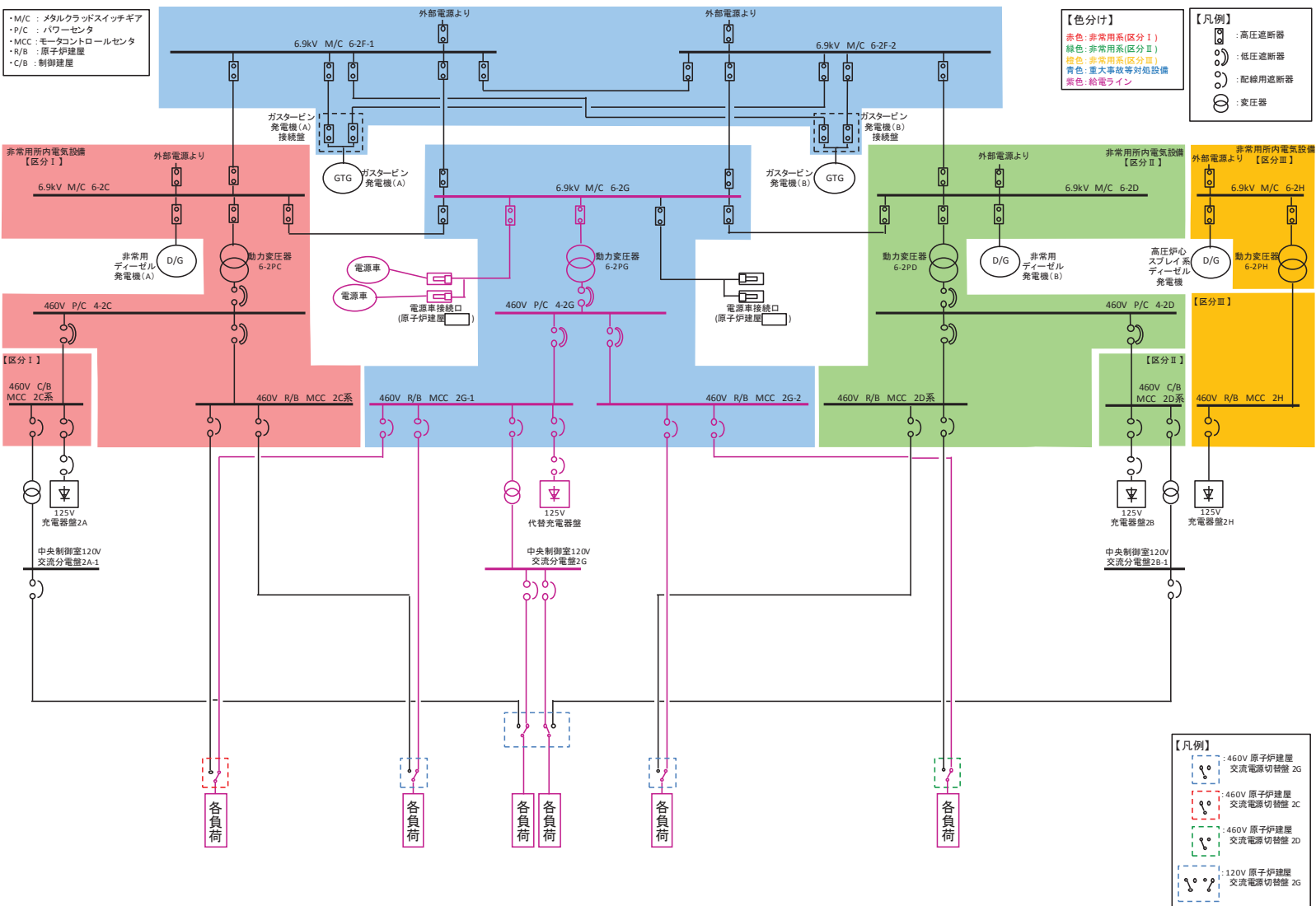


図 57-3-3 可搬型代替交流電源設備系統図
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

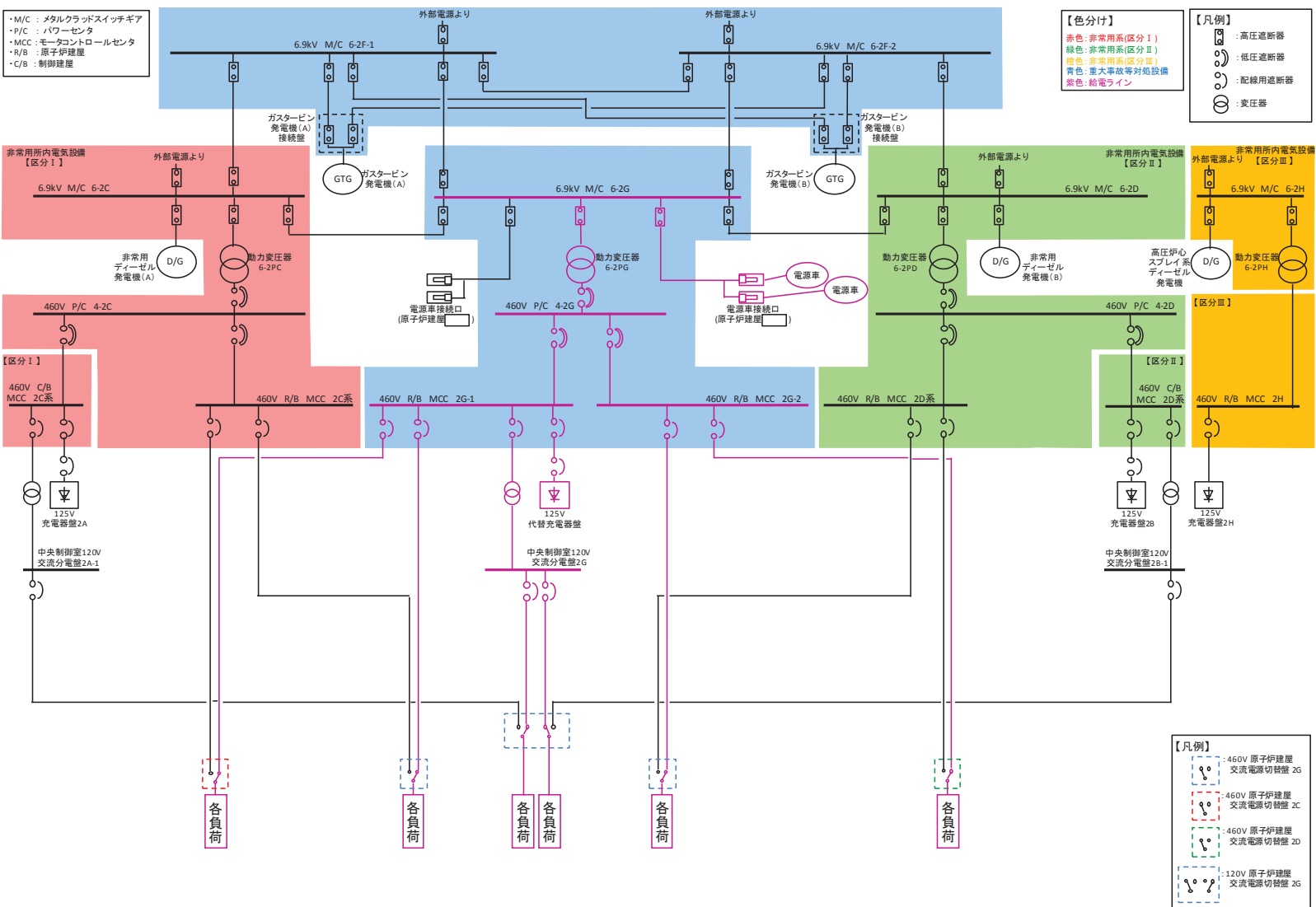
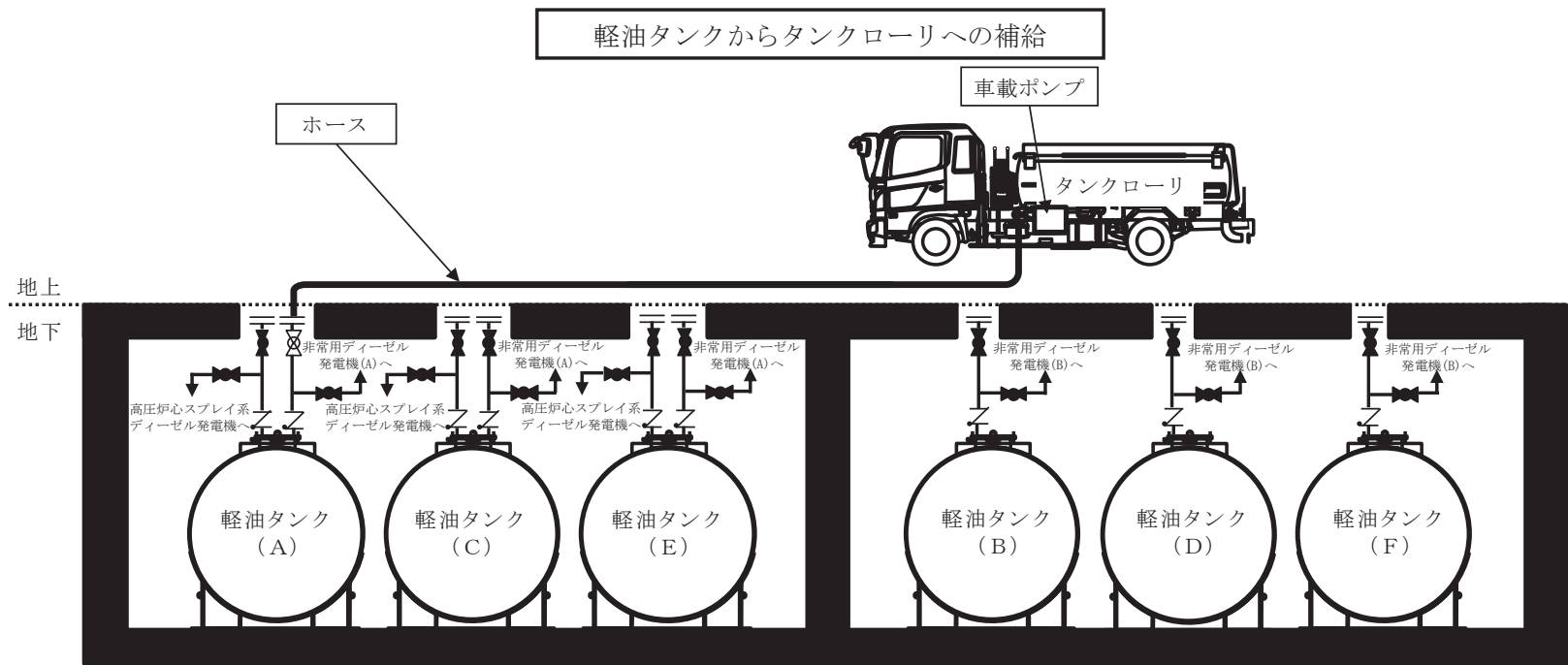
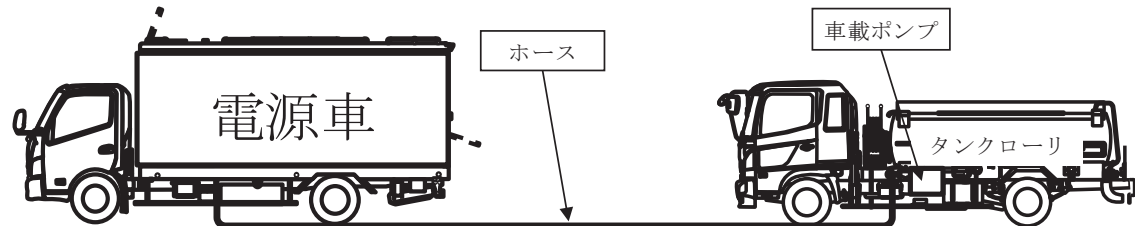


図 57-3-4 可搬型代替交流電源設備系統図
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

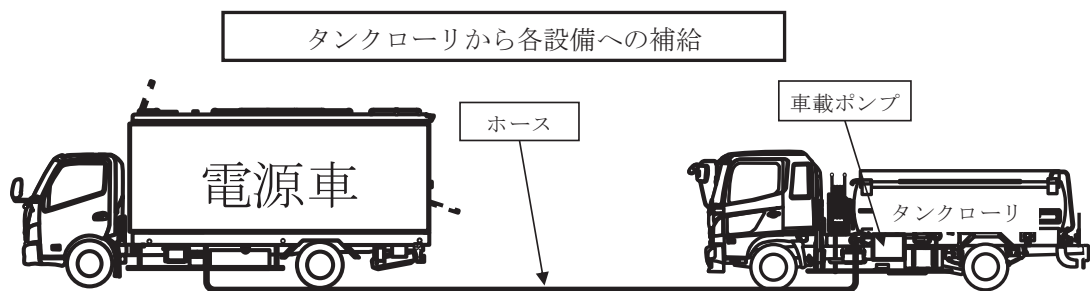
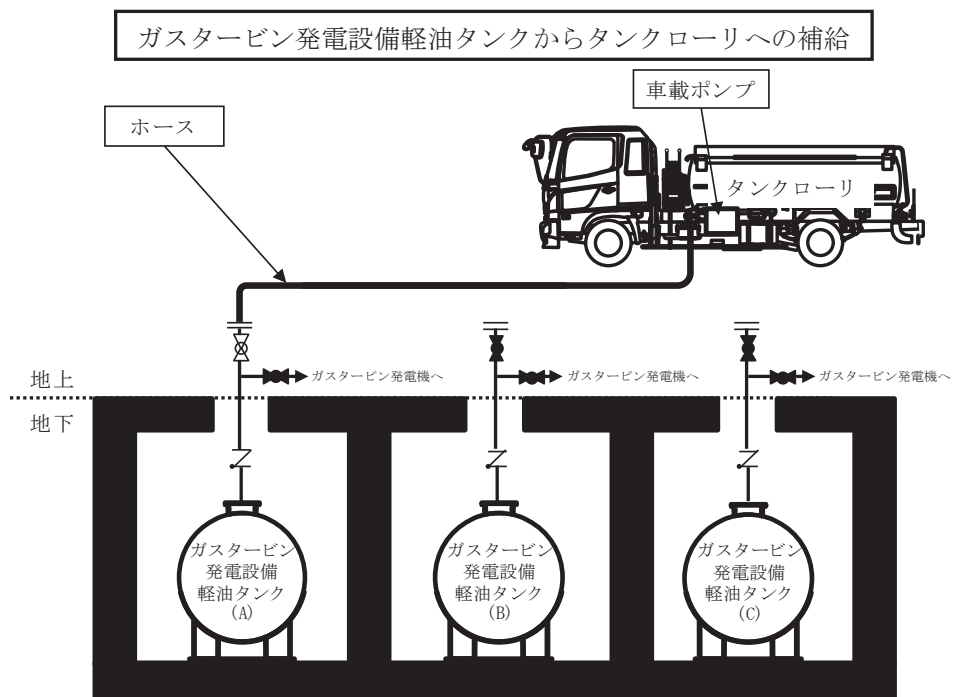


タンクローリから各設備への補給



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 57-3-5 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。

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))

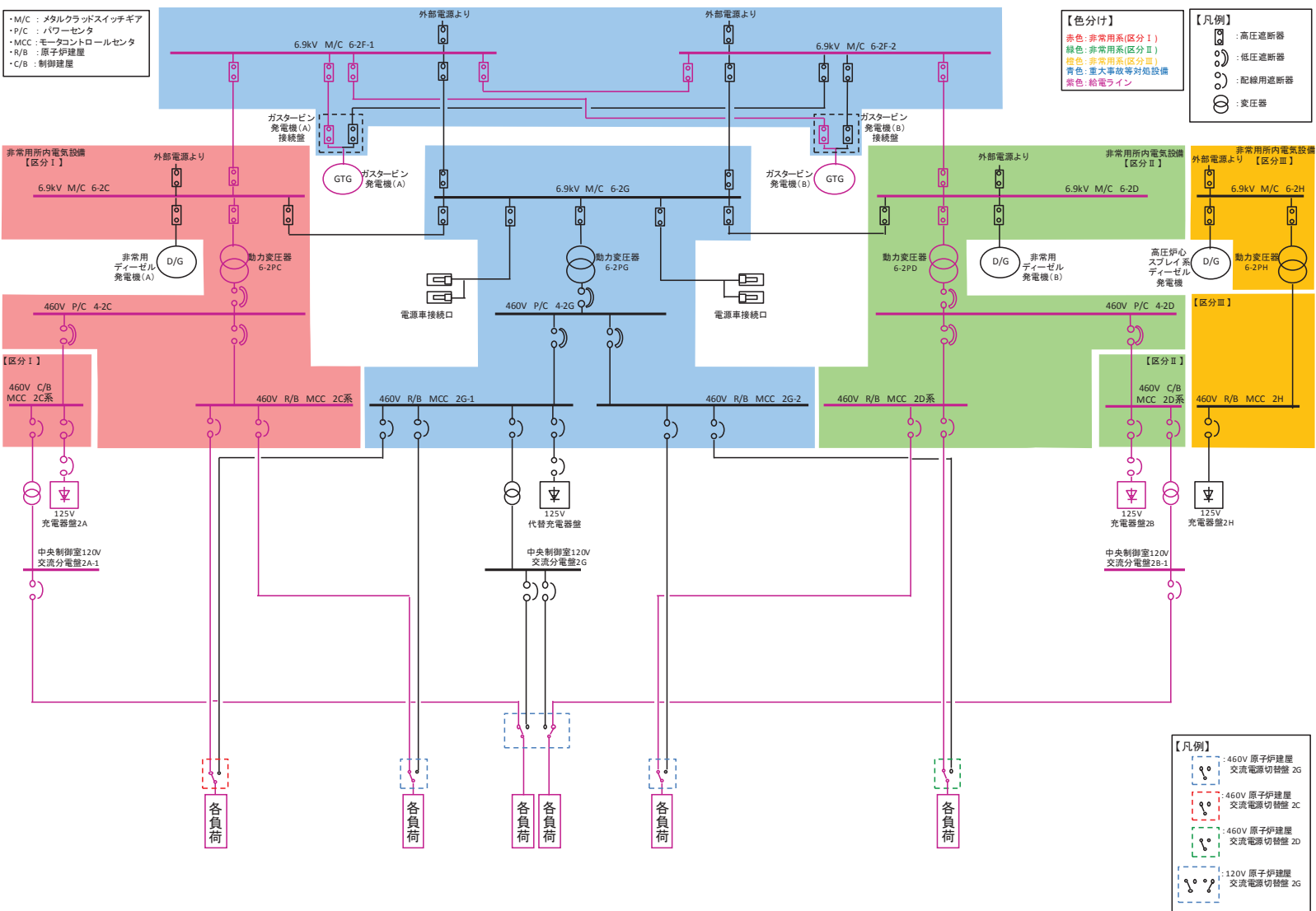


図 57-3-7 常設代替交流電源設備系統図

(ガスタービン発電機〜非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

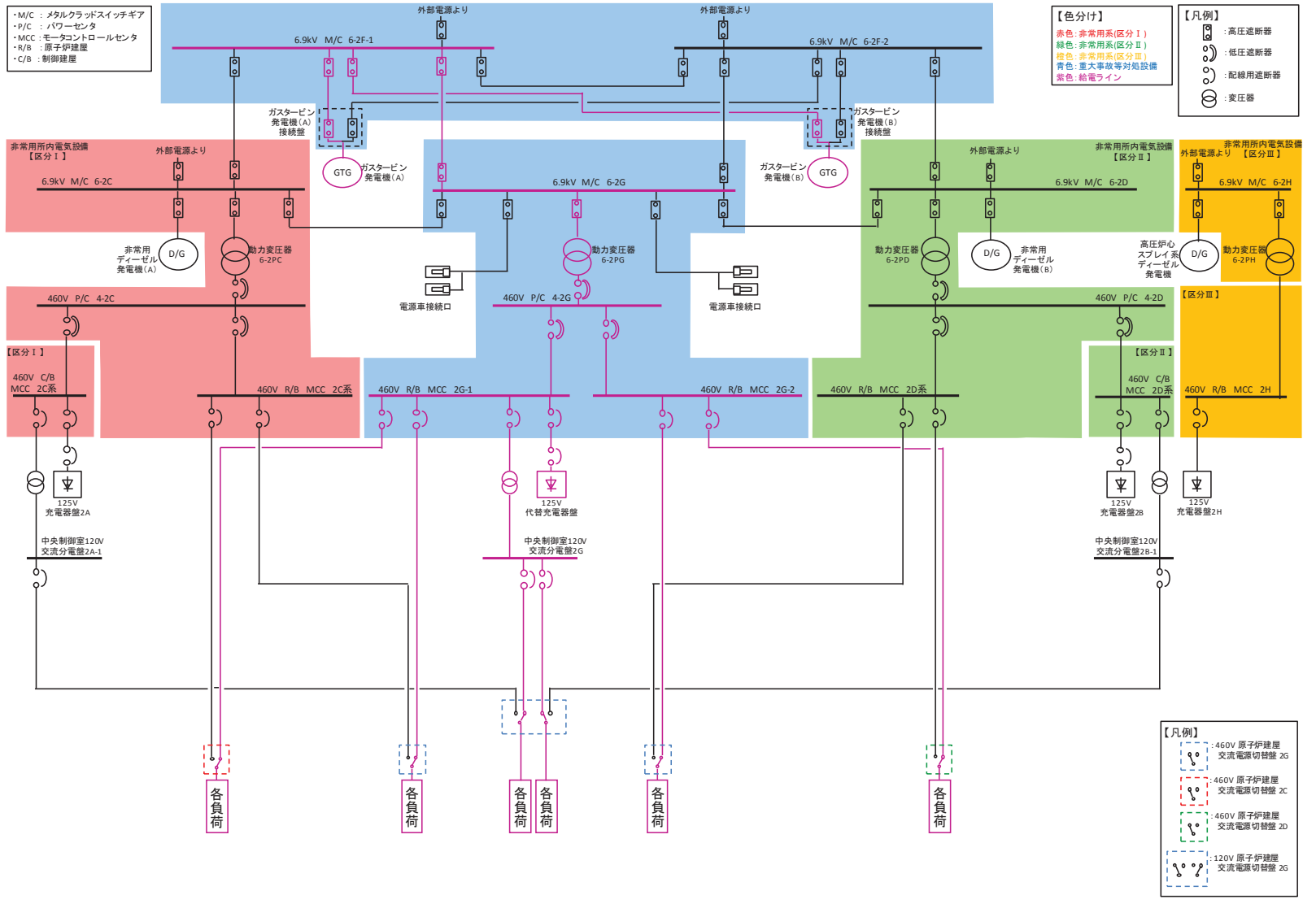


図 57-3-8 常設代替交流電源設備系統図
 (ガスタービン発電機～緊急用低圧母線 2G 系電路)

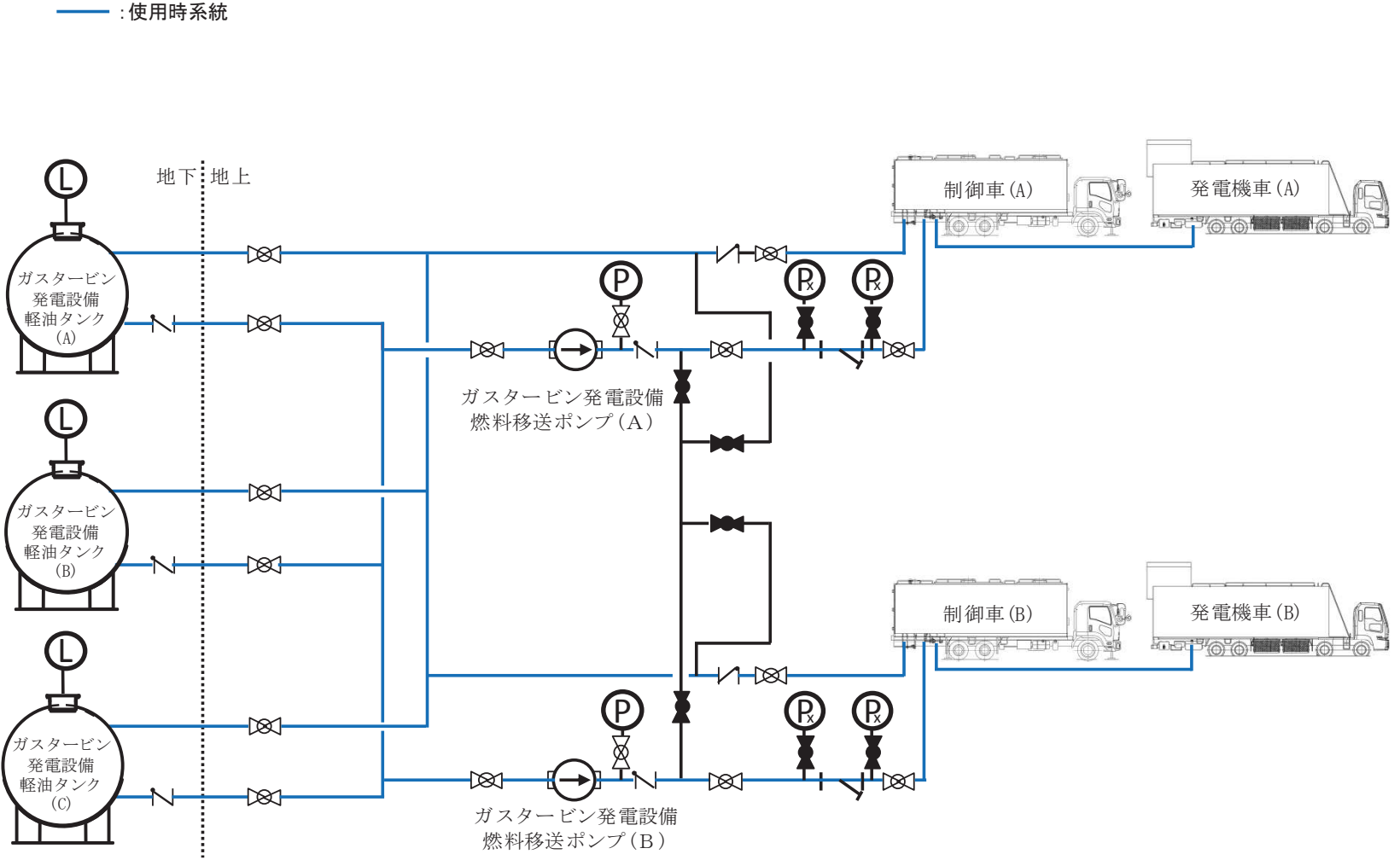


図 57-3-9 常設代替交流電源設備系統図
(ガスタービン発電設備燃料移送系)

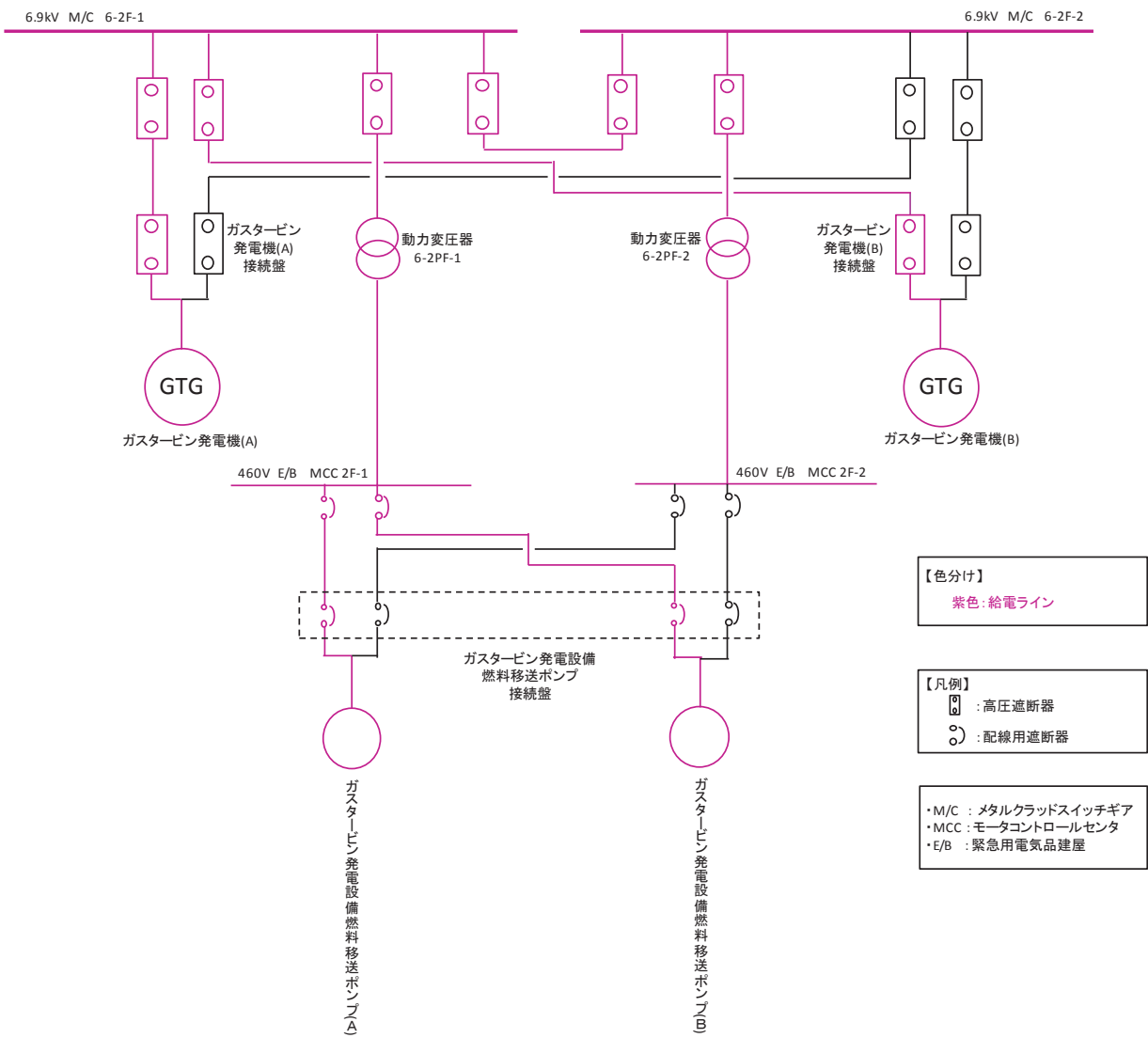


図 57-3-10 常設代替交流電源設備系統図
(ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ電源)

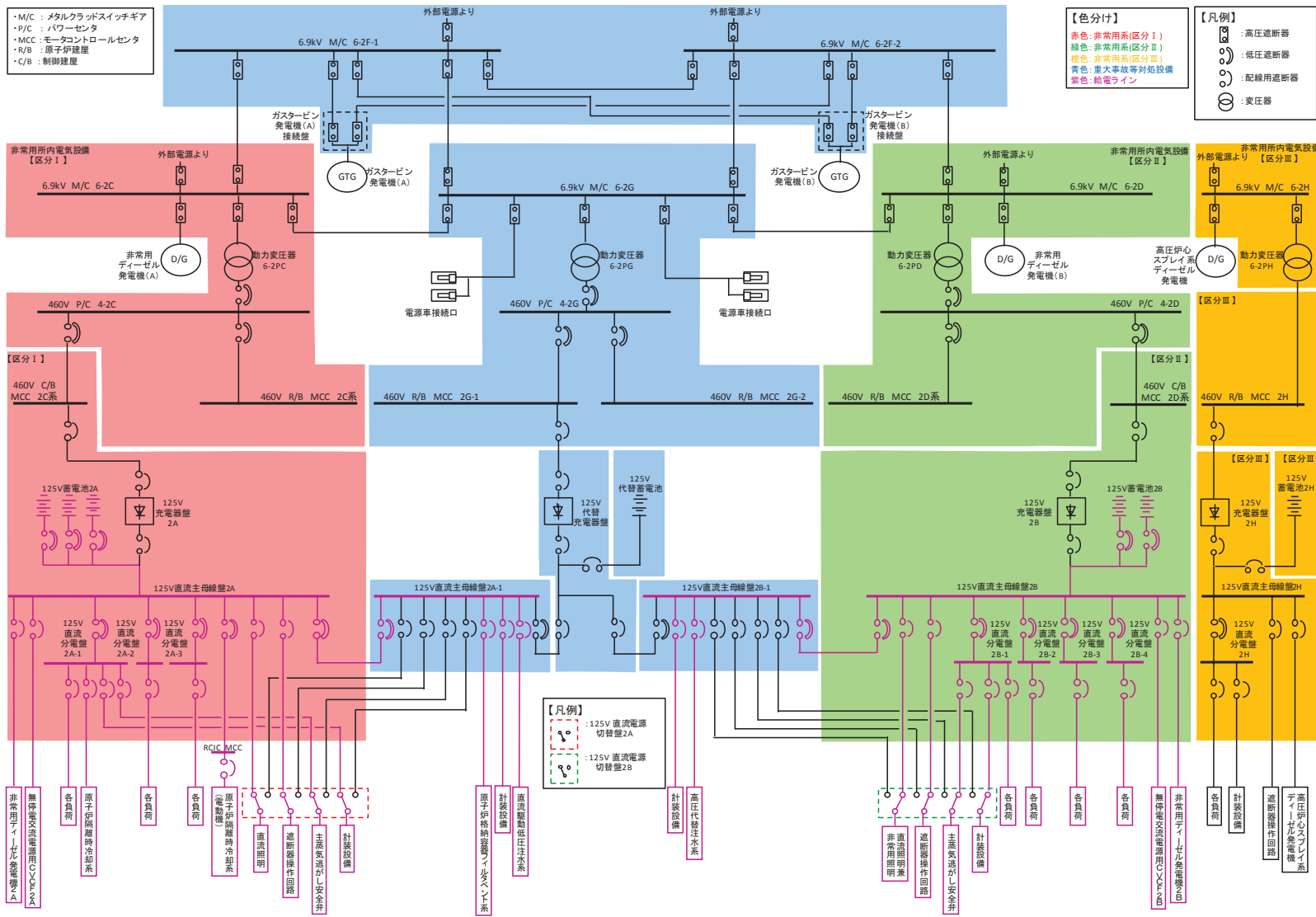


図 57-3-11 所内常設蓄電式直流電源設備系統図 (全交流動力電源喪失直後～1時間後)

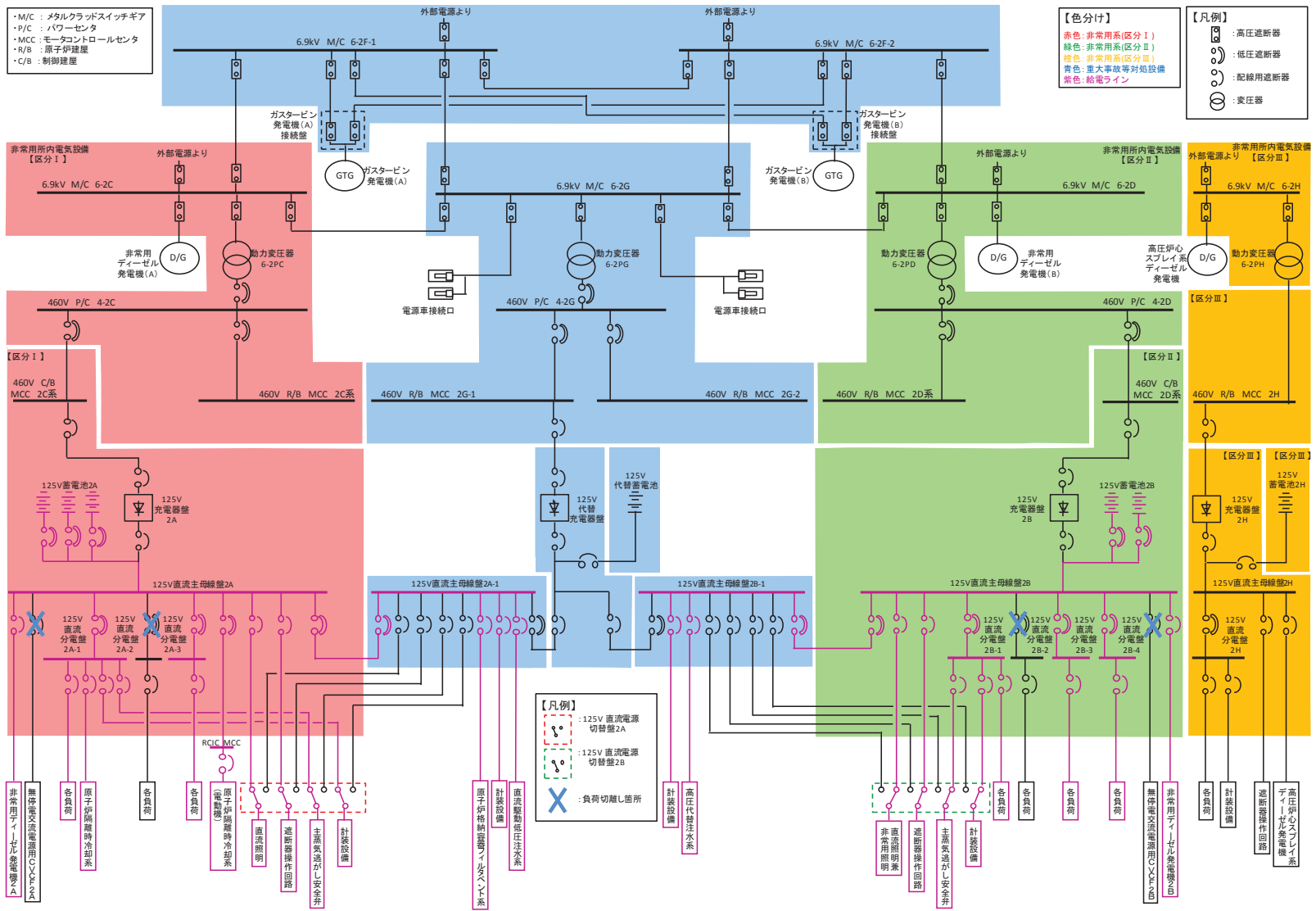


図 57-3-12 所内常設蓄電式直流電源設備系統図
 (全交流動力電源喪失 1 時間後～8 時間後)

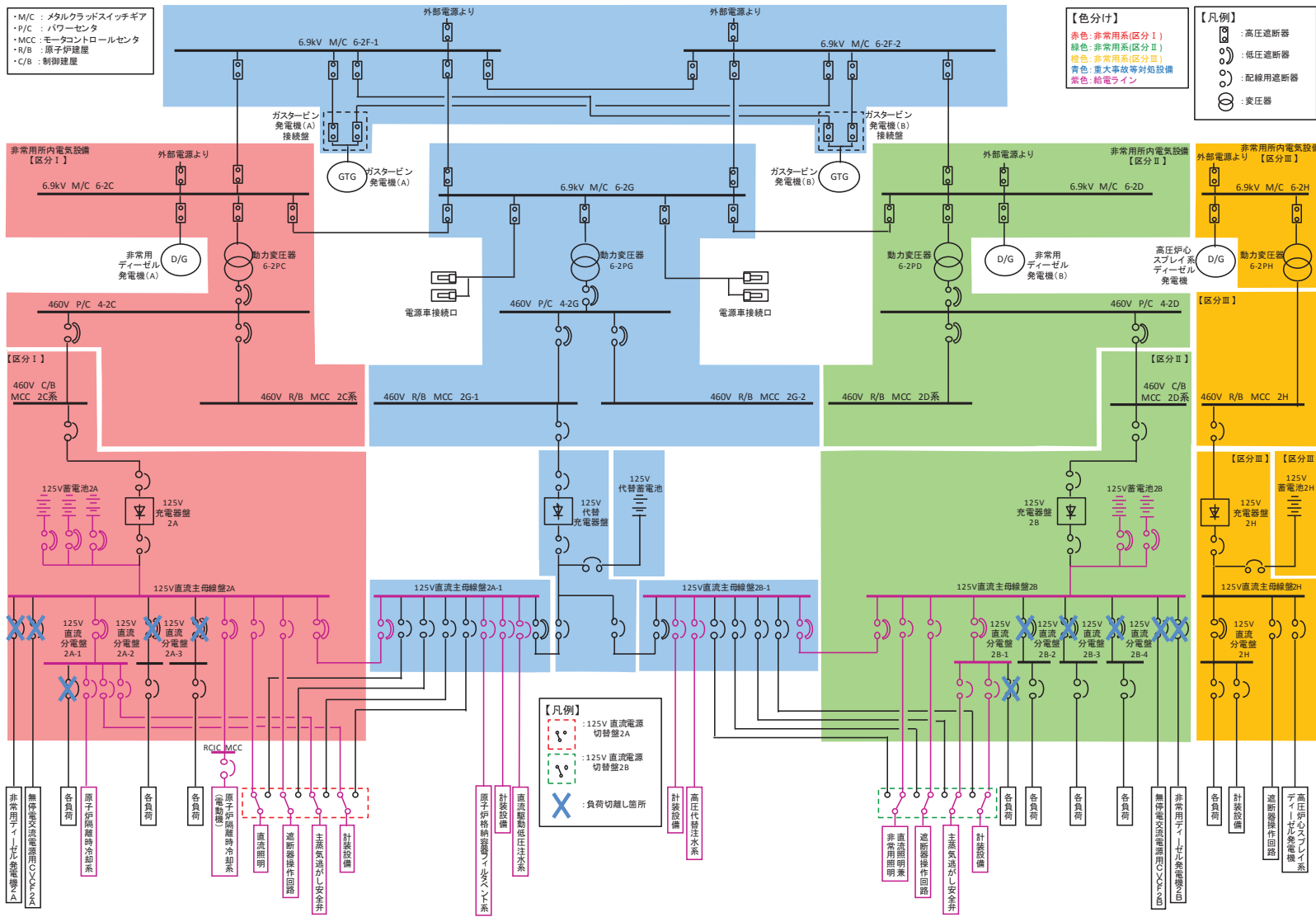


図 57-3-13 所内常設蓄電式直流電源設備系統図
 (全交流動力電源喪失 8 時間後～24 時間後)

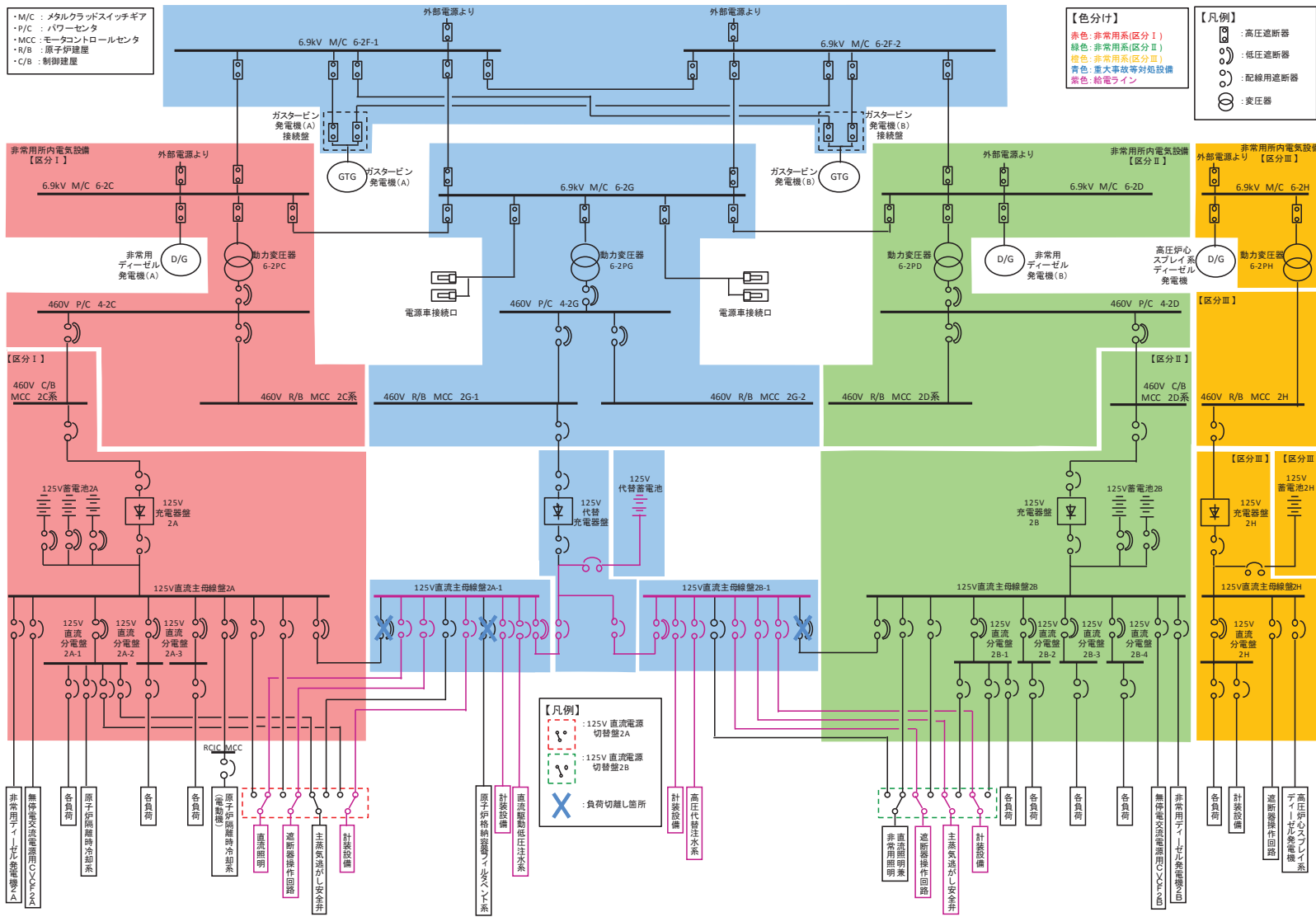


図 57-3-14 常設代替直流電源設備系統図 (125V 系統)
 (全交流動力電源喪失直後～8 時間後)

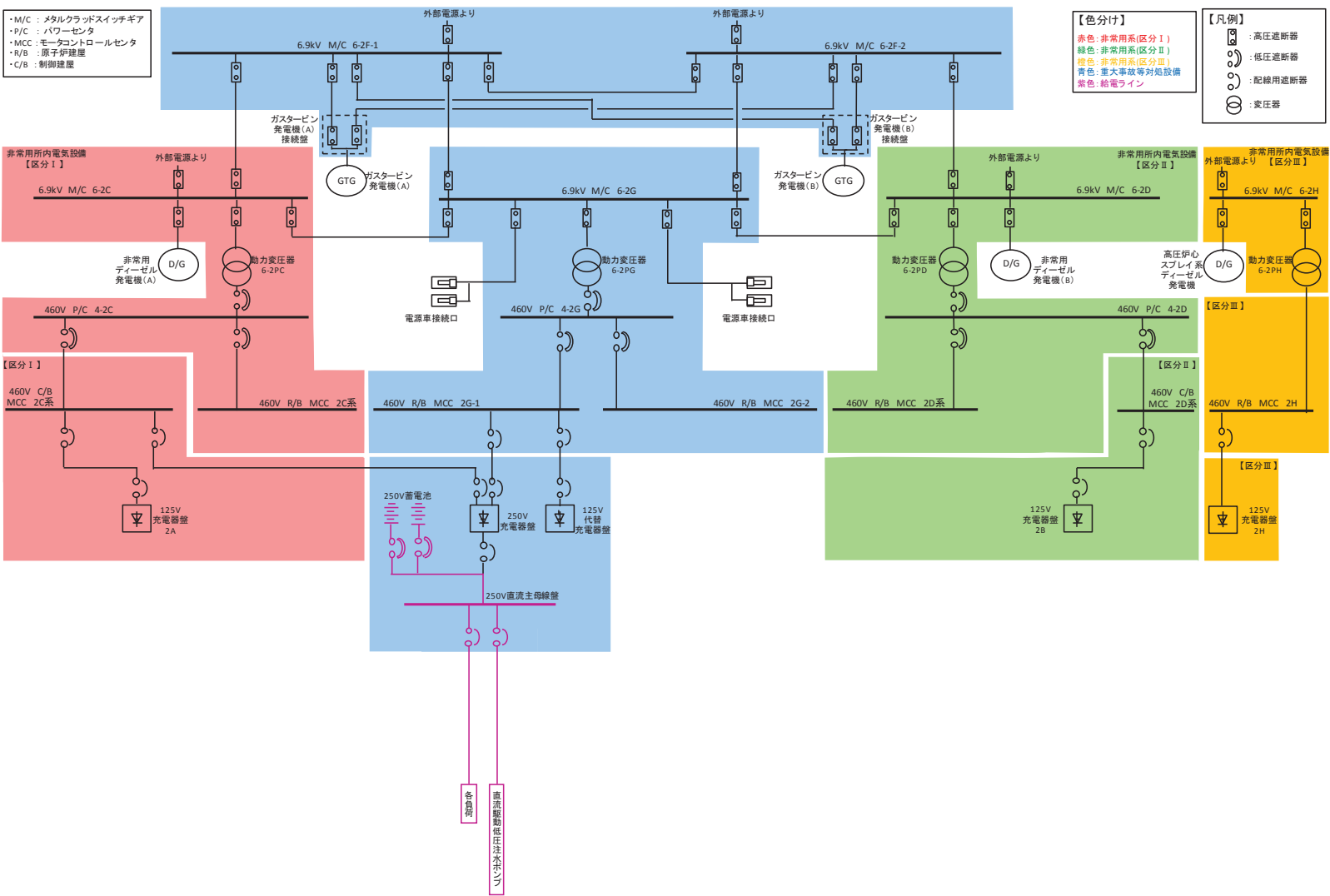


図 57-3-15 常設代替直流電源設備系統図 (250V 系統)
 (全交流動力電源喪失直後～1時間後)

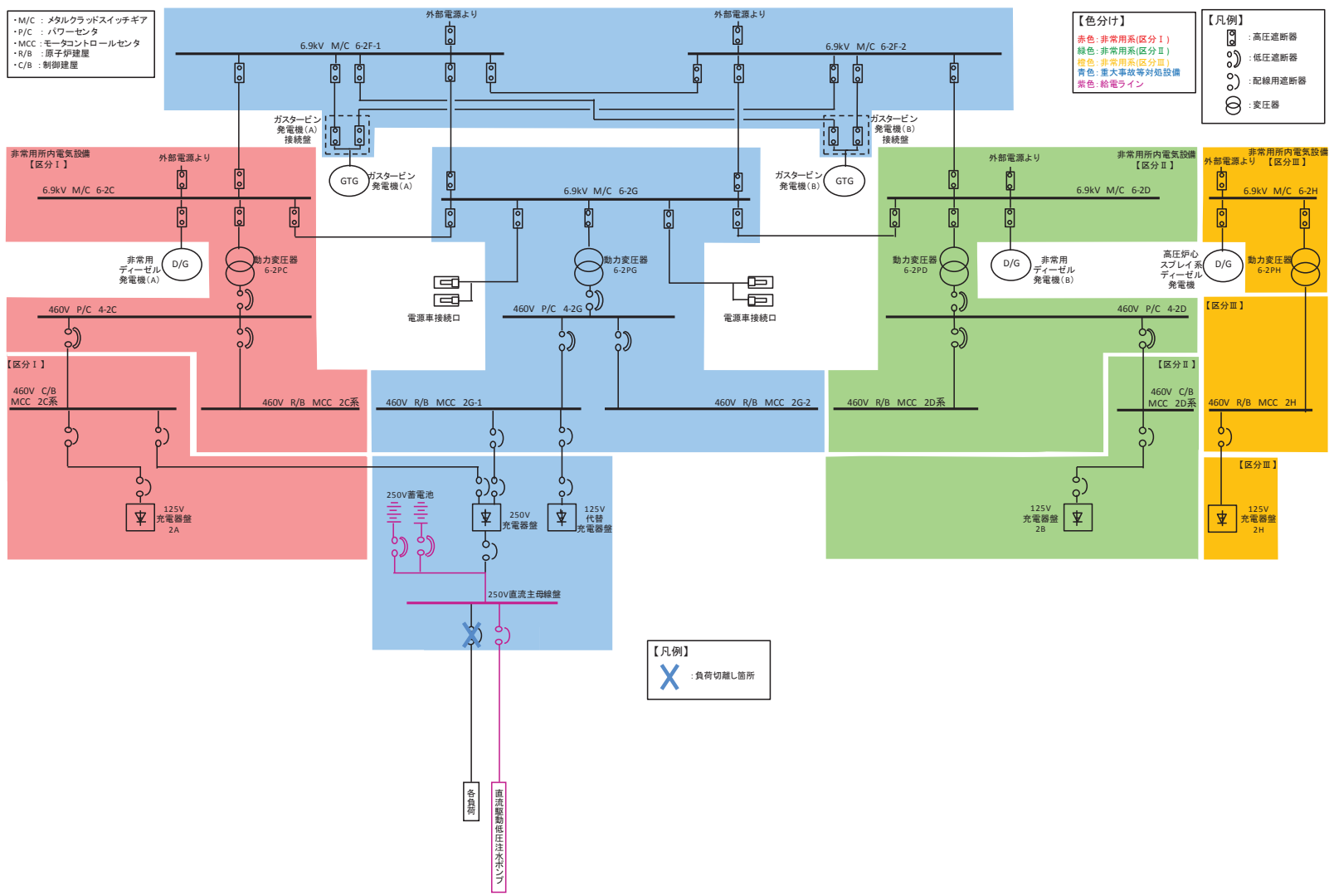


図 57-3-16 常設代替直流電源設備系統図 (250V 系統)
 (全交流動力電源喪失 1 時間後 ~ 24 時間後)

57-3-16

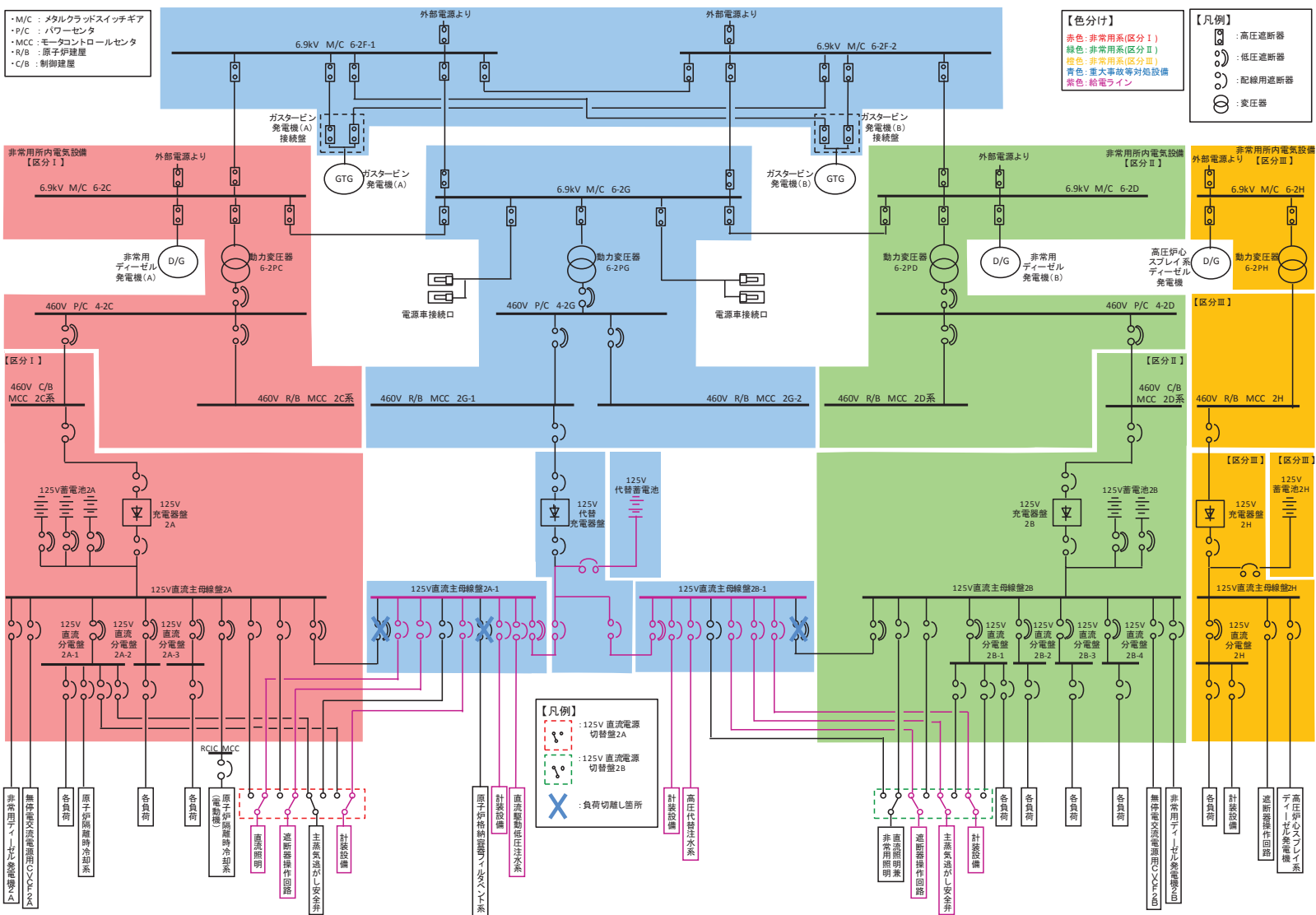


図 57-3-17 可搬型代替直流電源設備系統図 (125V 系統)
 (全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失直後～8 時間後)

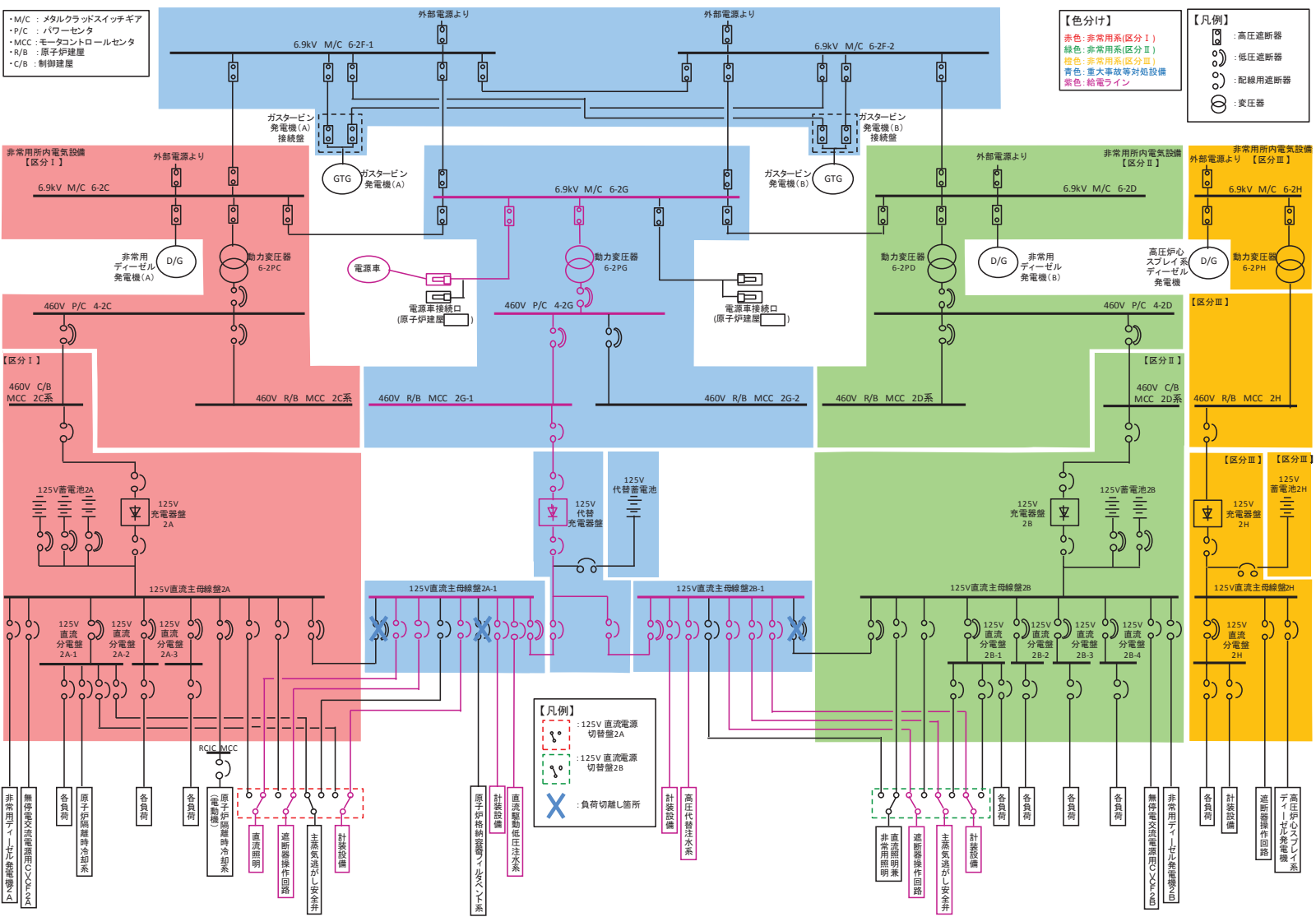


図 57-3-18 可搬型代替直流電源設備系統図 (125V 系統)

(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。

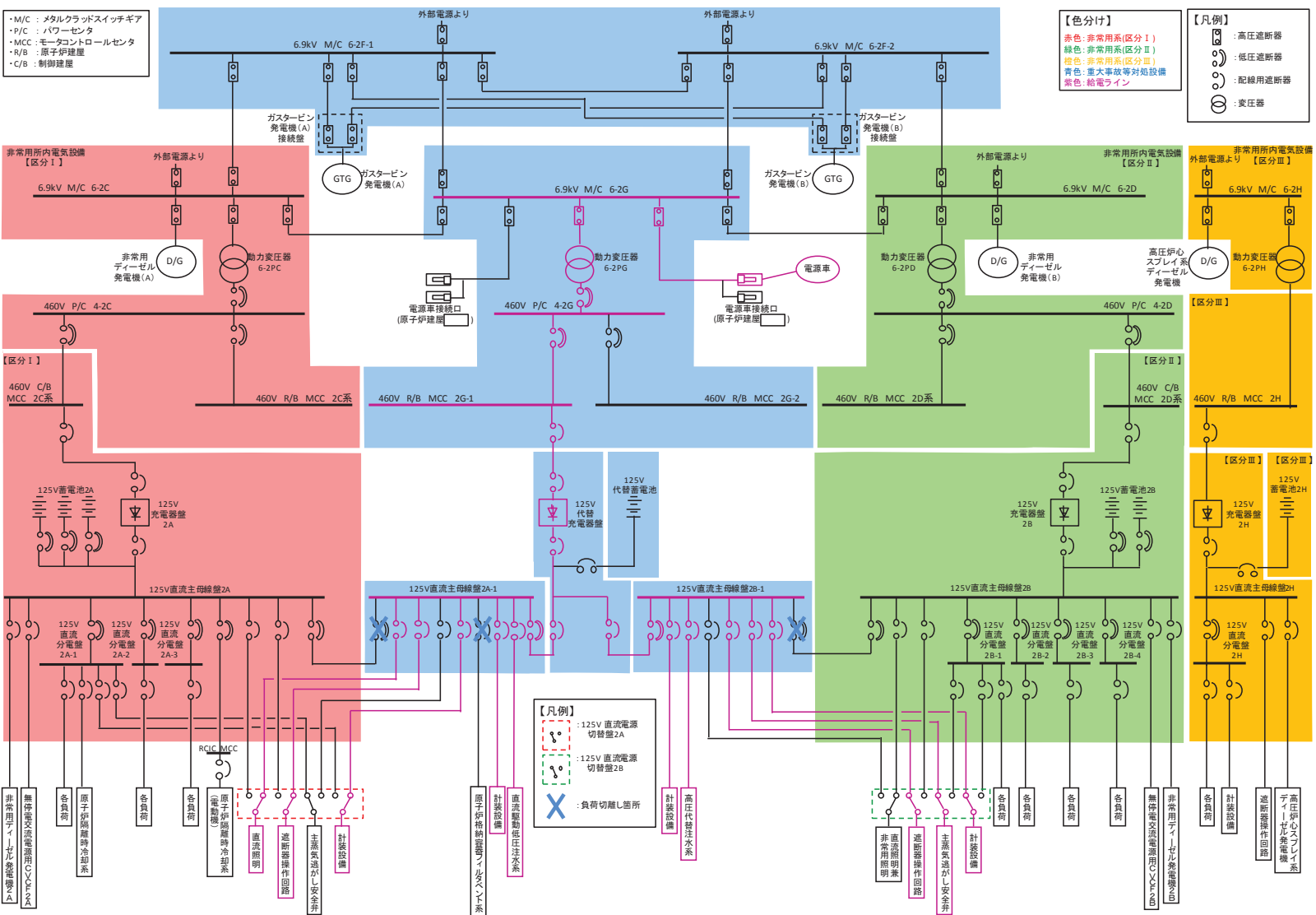


図 57-3-19 可搬型代替直流電源設備系統図 (125V 系統)

(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。

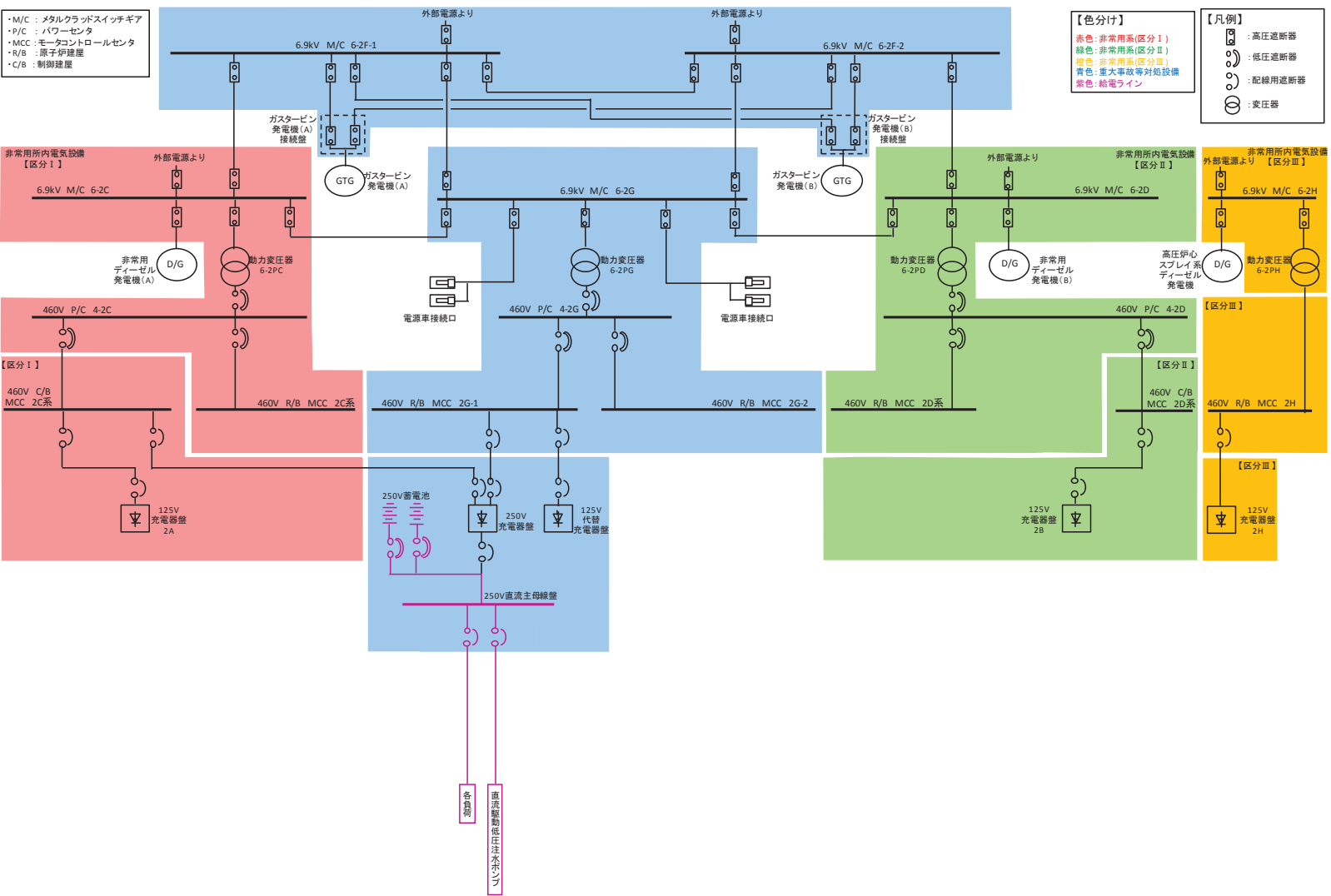


図 57-3-20 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)
 (全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失直後～1 時間後)

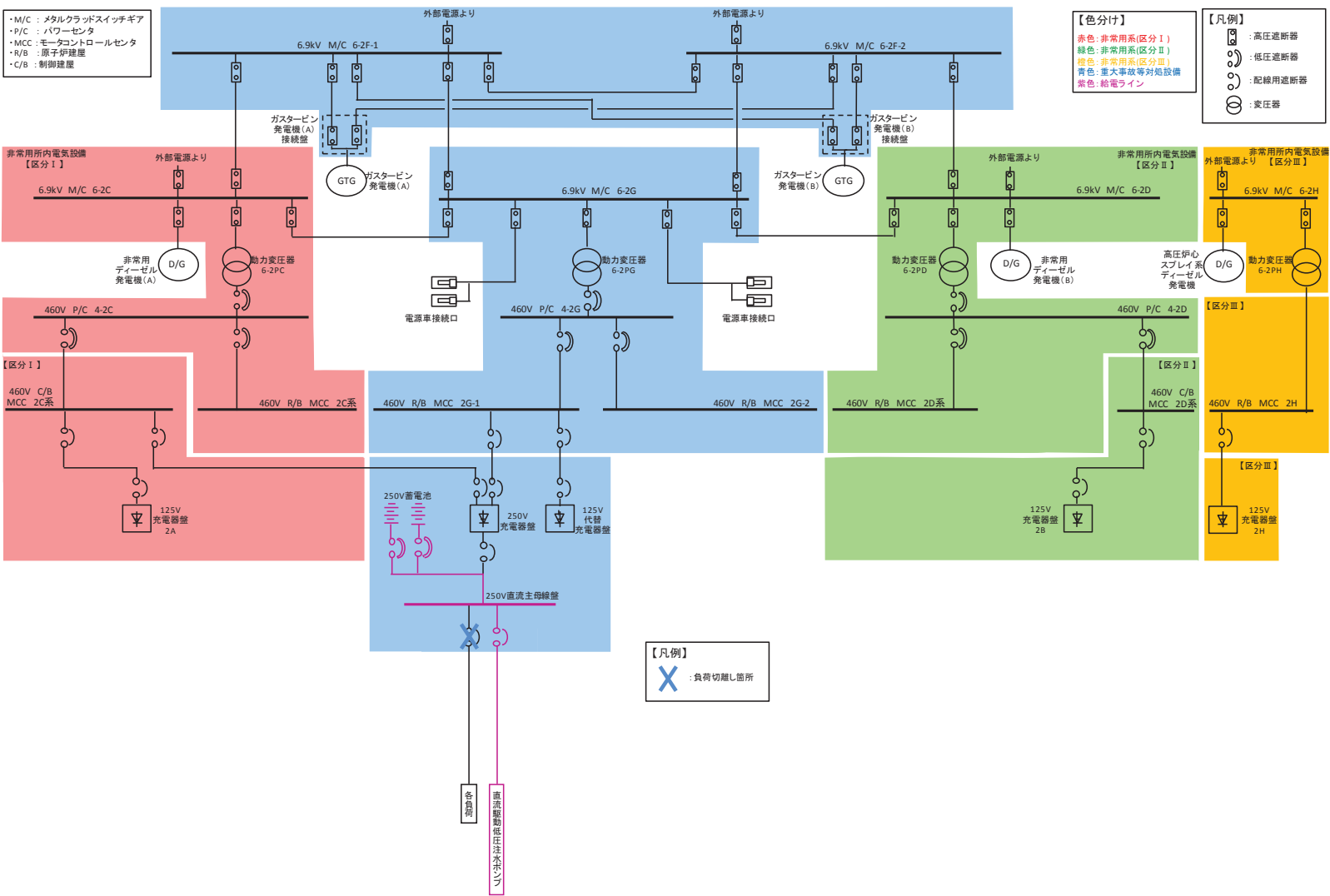


図 57-3-21 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)
 (全交流動力電源喪失及び炉内常設蓄電式直流電源設備喪失 1 時間後～24 時間後)

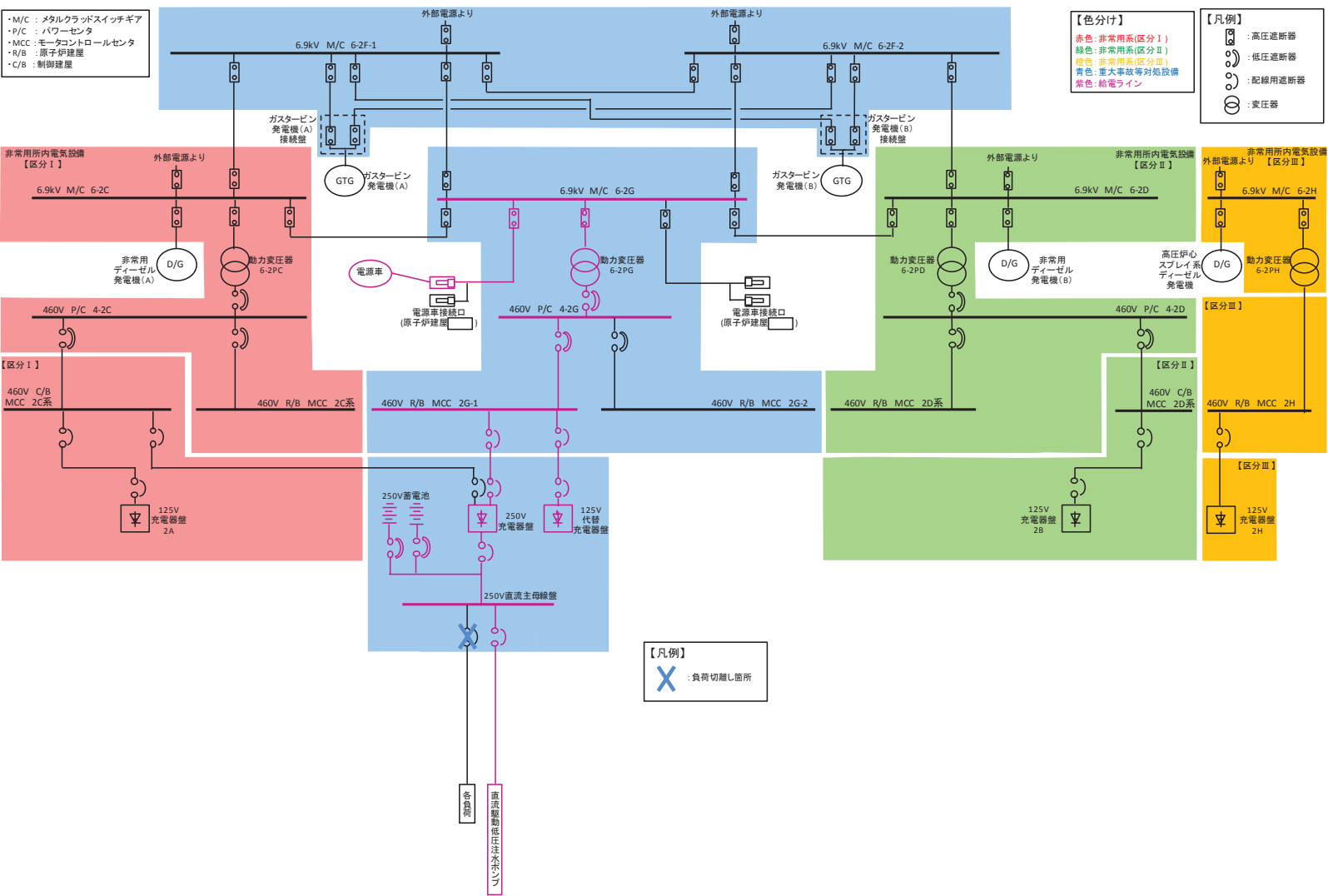


図 57-3-22 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)
 (電源車接続口 (原子炉建屋) 接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

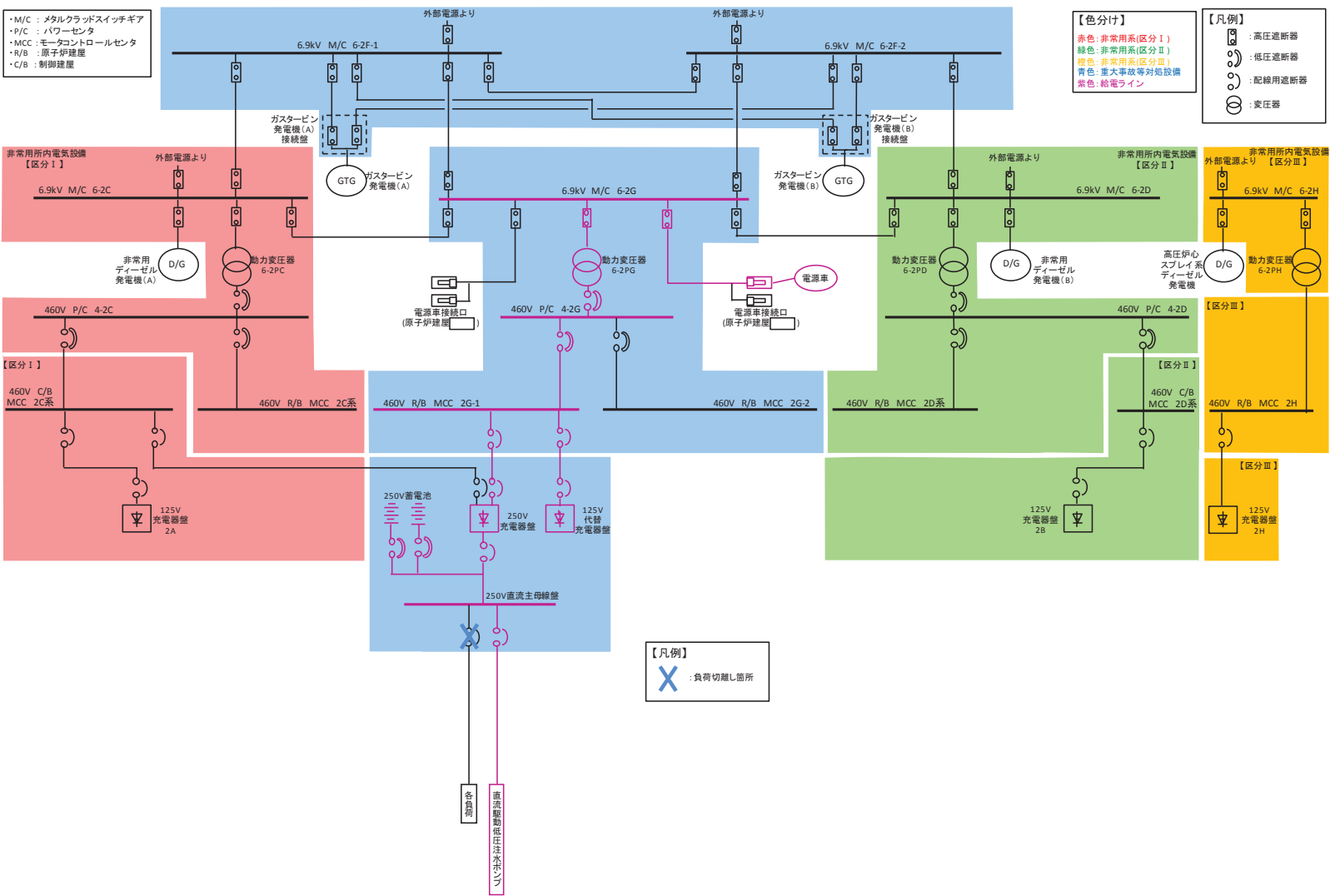


図 57-3-23 可搬型代替直流電源設備系統図 (250V 系統)
 (電源車接続口 (原子炉建屋) 接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

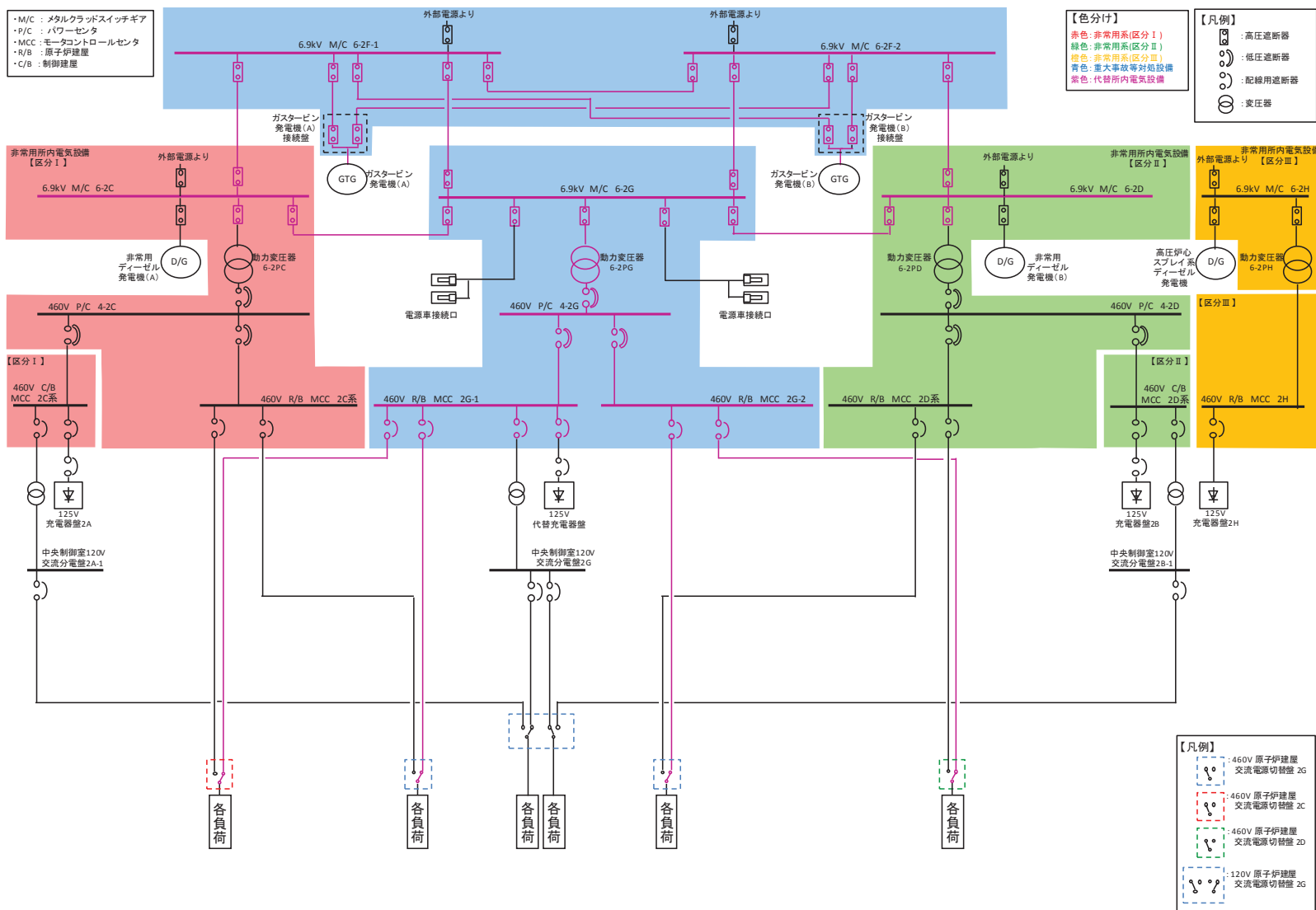


図 57-3-24 代替所内電気設備系統図

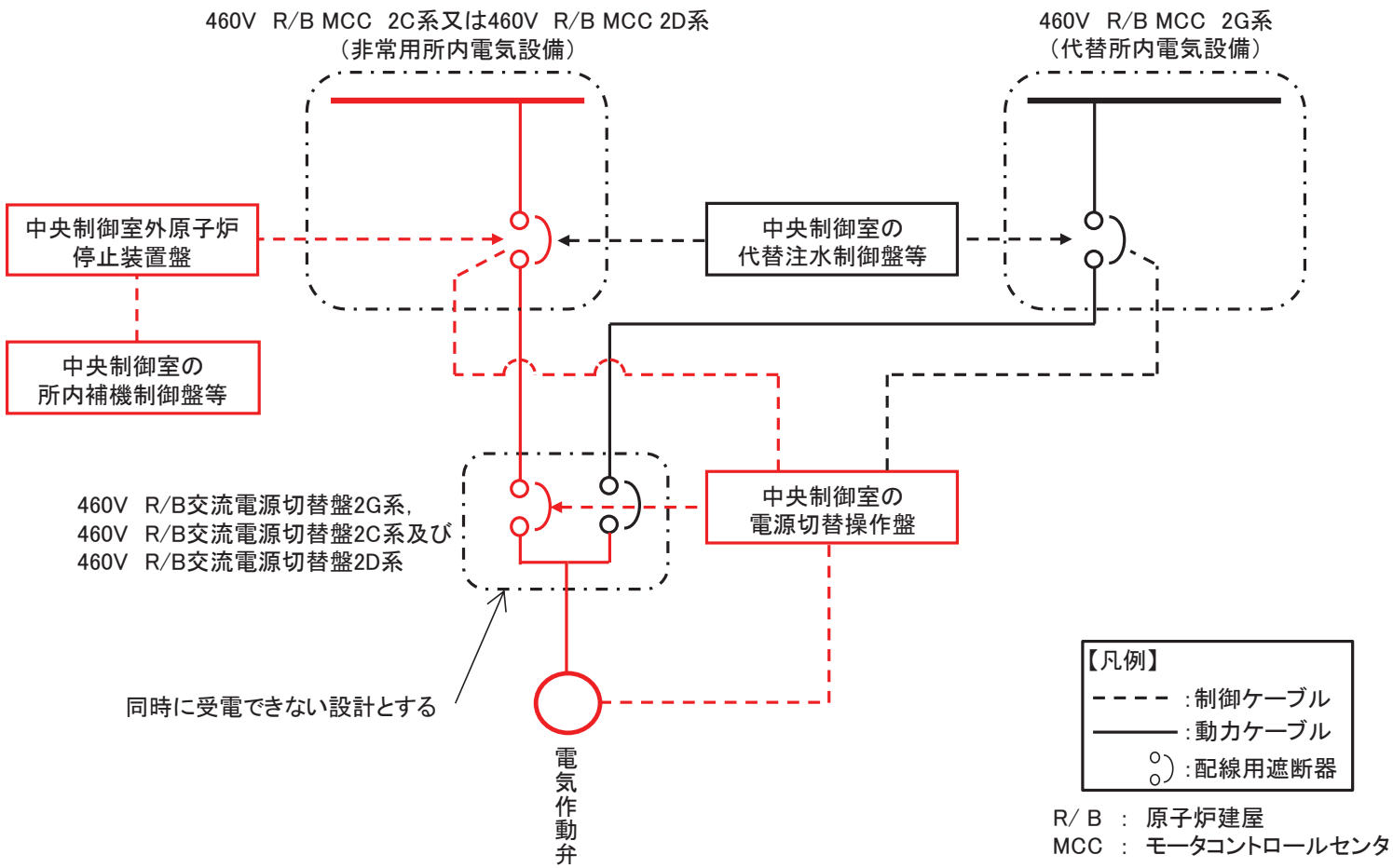


図 57-3-25 代替所内電気設備制御回路系統図
 (460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2C 系又は
 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2D 系から電源供給時
 (低圧代替注水系の例))

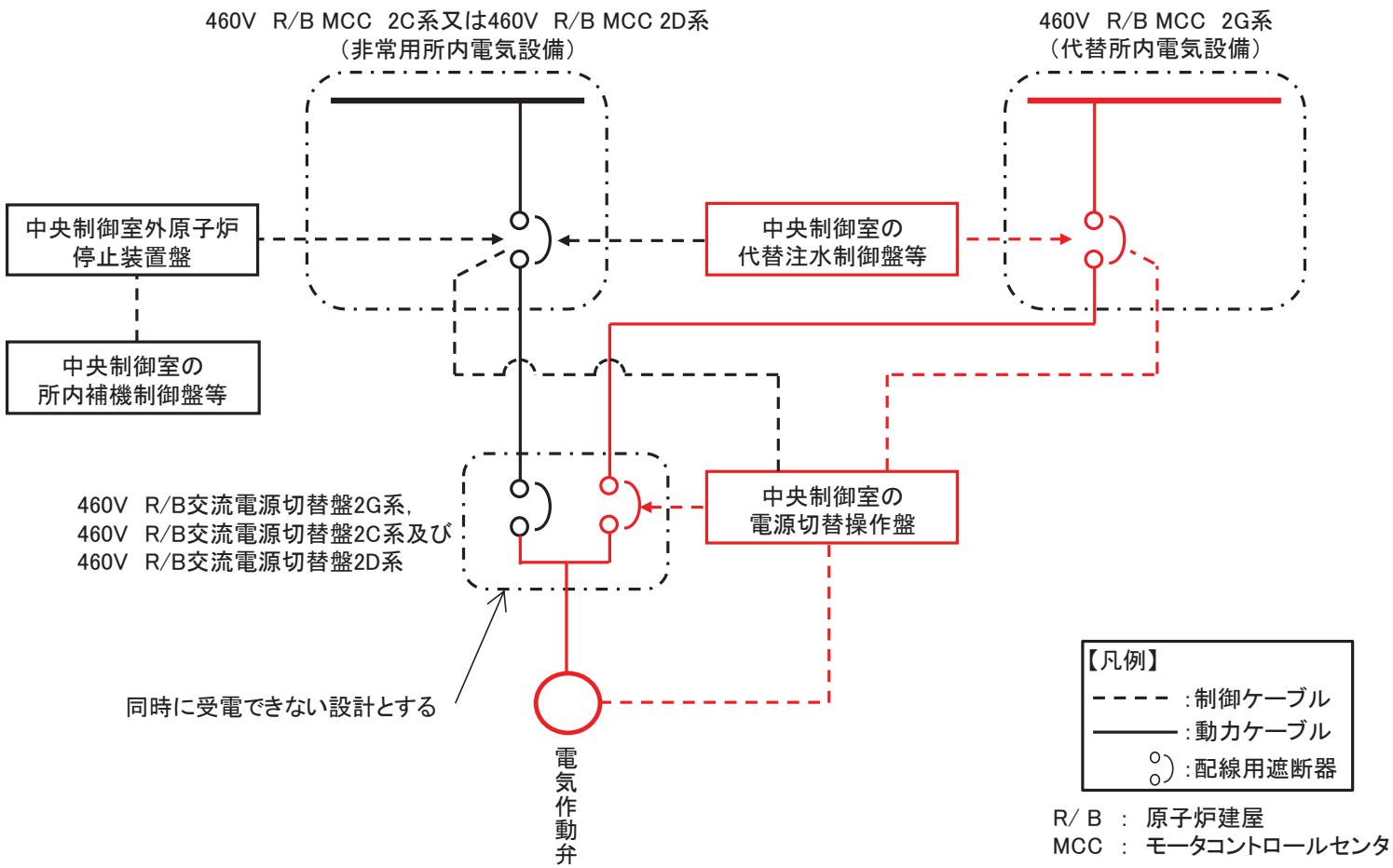


図 57-3-26 代替所内電気設備制御回路系統図
 (460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G 系から電源供給時
 (低圧代替注水系の例))

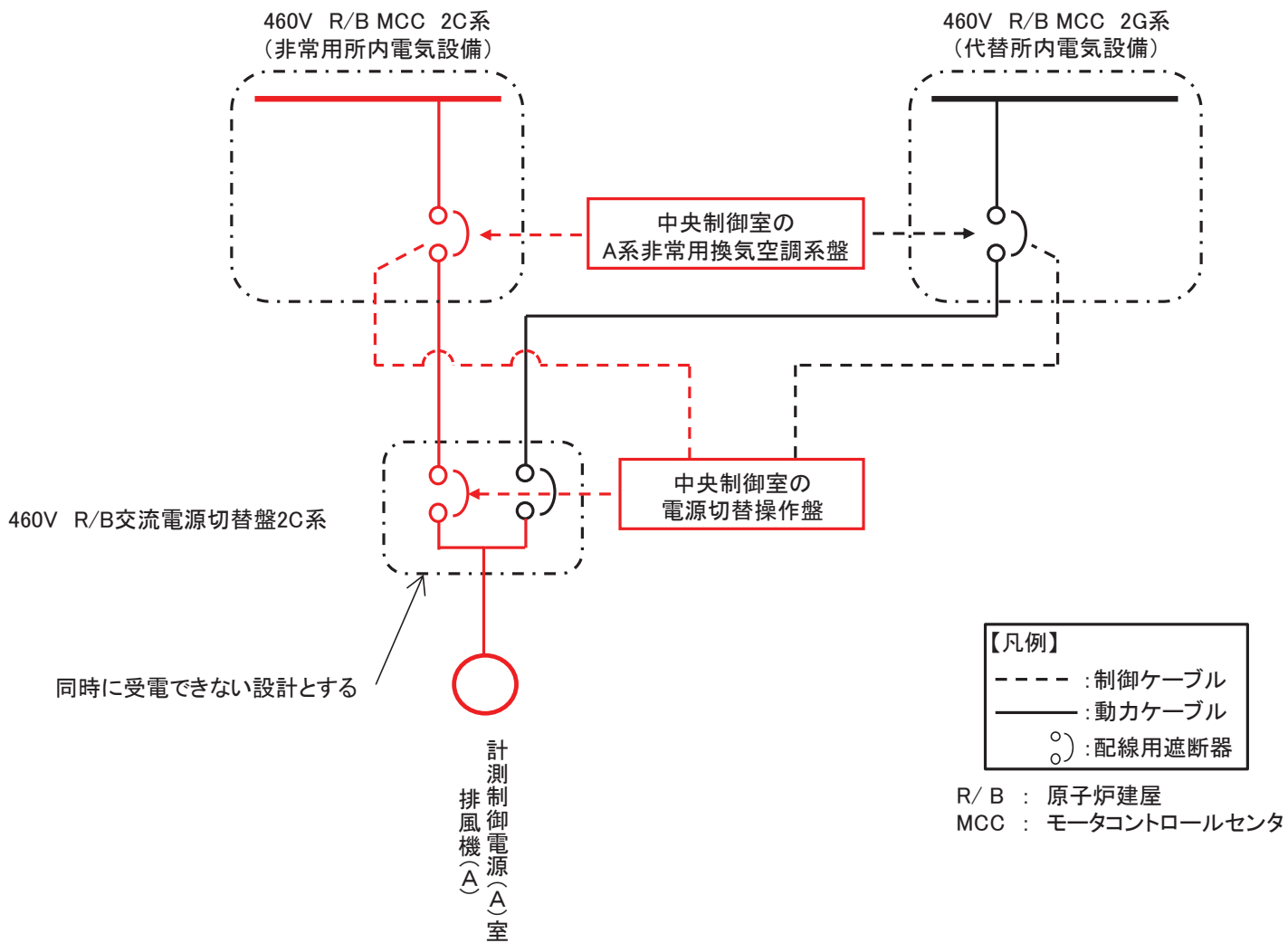
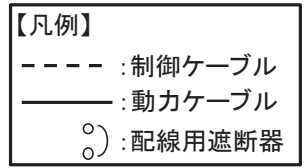


図 57-3-27 蓄電池室空調機系統図
 (460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2C 系から電源供給時)



R/B : 原子炉建屋
MCC : モータコントロールセンタ

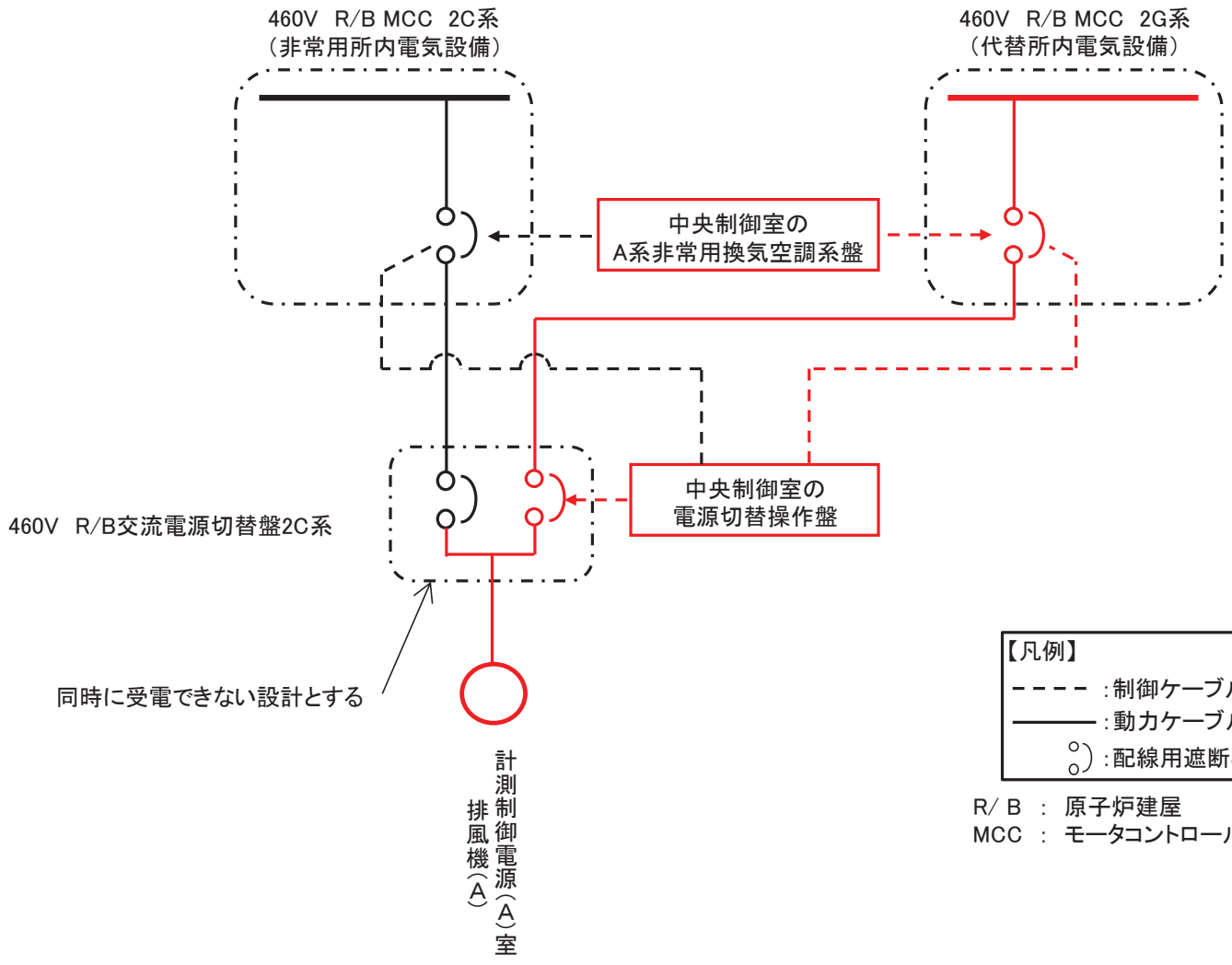


図 57-3-28 蓄電池室空調機系統図
(460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G 系から電源供給時)

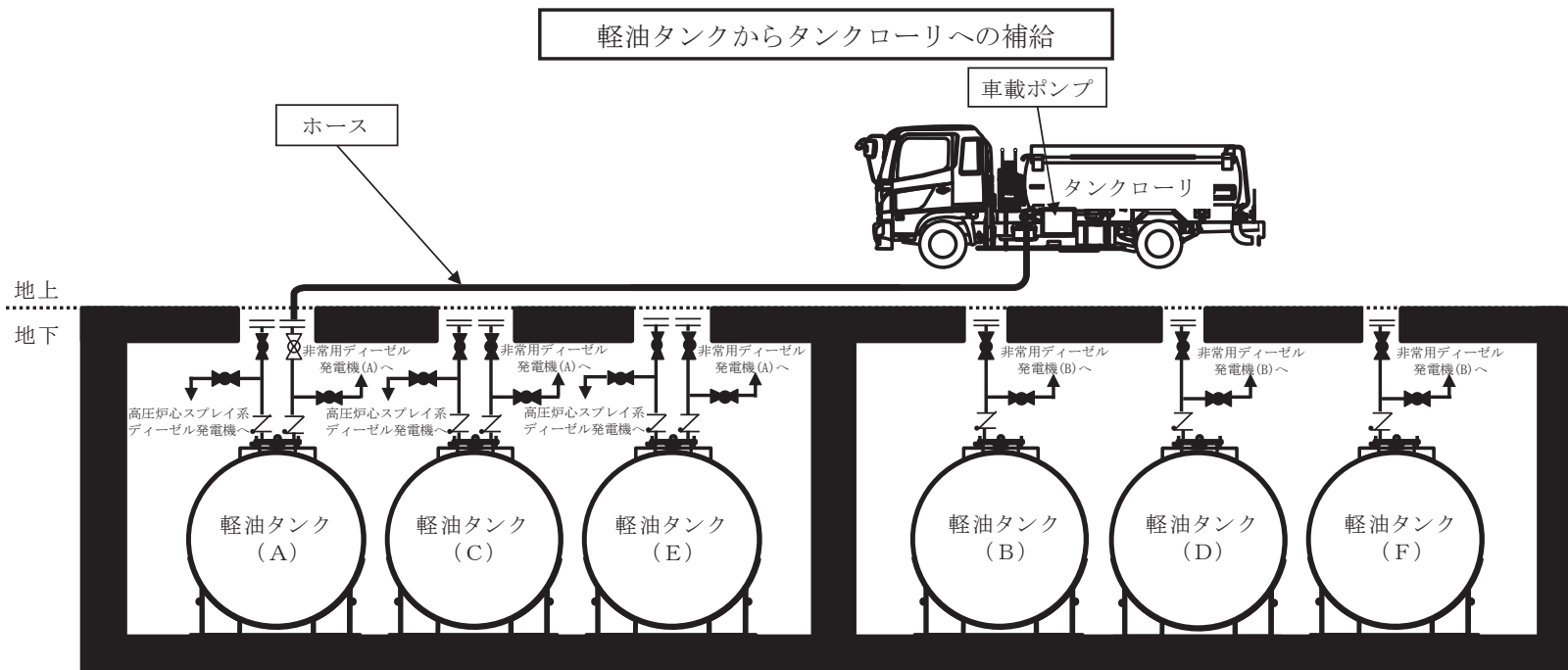
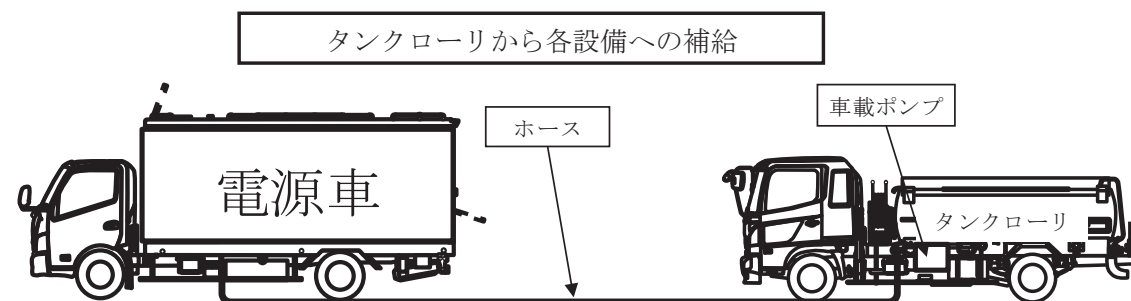
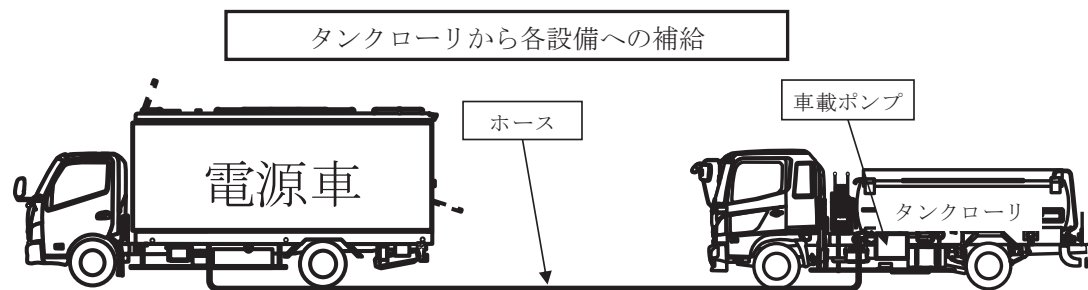
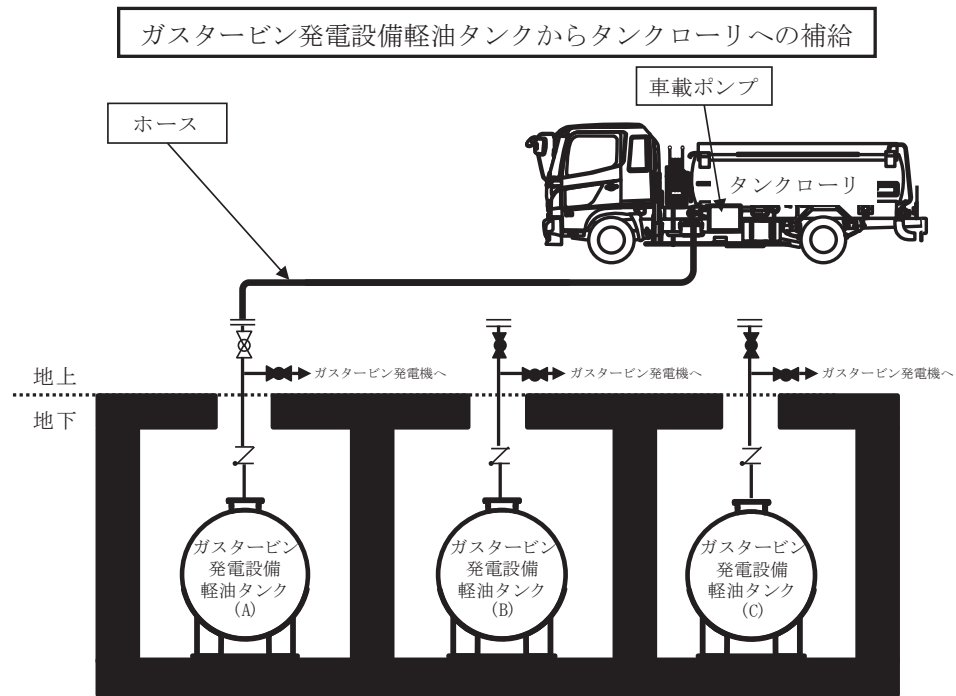


図 57-3-29 燃料補給設備系統図

(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。



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。

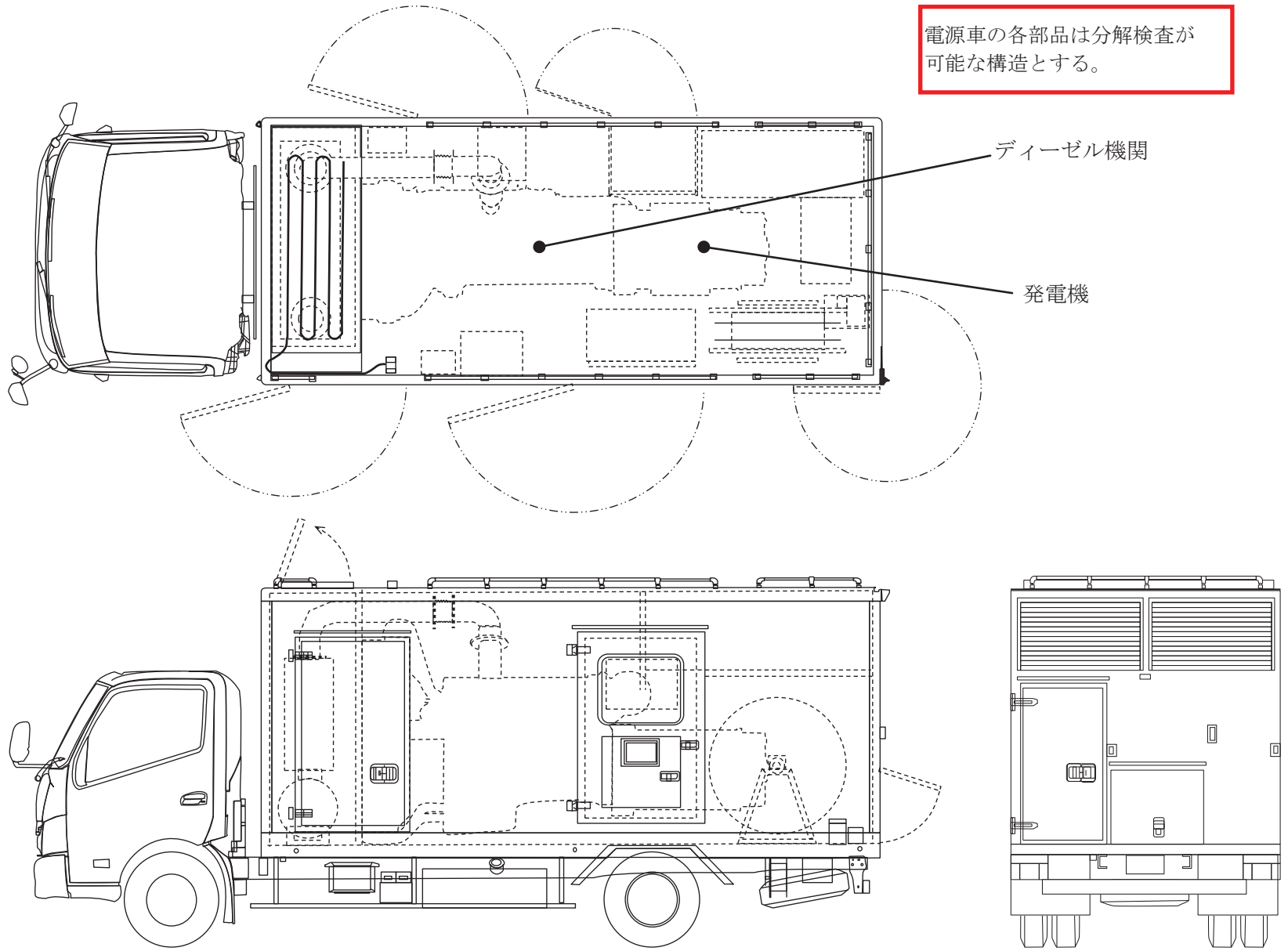
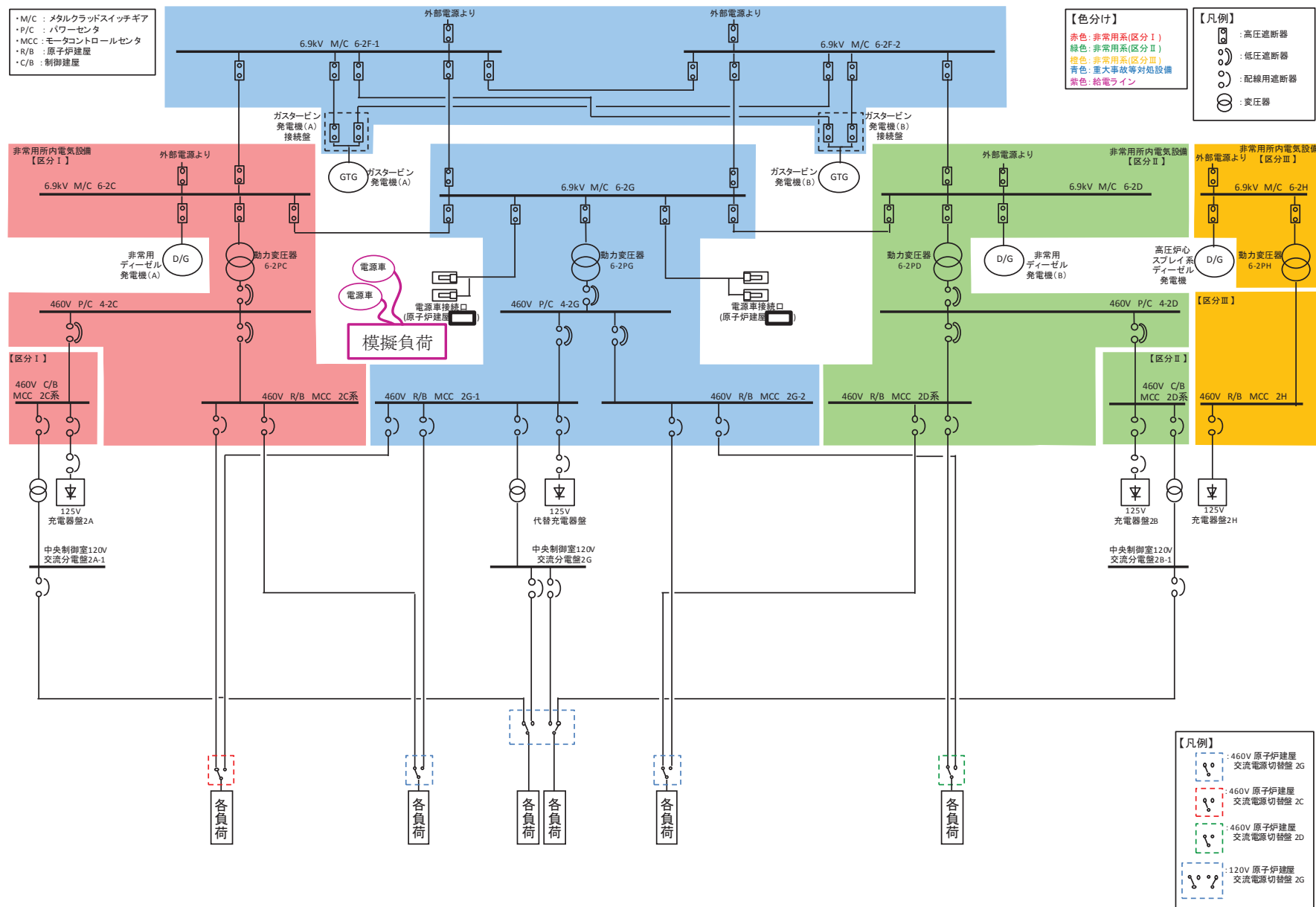


図 57-4-1 構造図 (電源車)

- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モータコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

- 【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: 重大事故等対処設備
 - 紫色: 給電ライン

- 【凡例】
- ⏏: 高圧遮断器
 - ⏏: 低圧遮断器
 - ⏏: 配線用遮断器
 - ⊕: 変圧器



- 【凡例】
- ⏏: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G
 - ⏏: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2C
 - ⏏: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2D
 - ⏏: 120V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G

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。

57-4-2

499

- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モータコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

- 【色分け】
- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 - 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 - 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 - 青色: 重大事故等対処設備
 - 紫色: 給電ライン

- 【凡例】
- ⏏: 高圧遮断器
 - ⏏: 低圧遮断器
 - ⏏: 配線用遮断器
 - ⊗: 変圧器

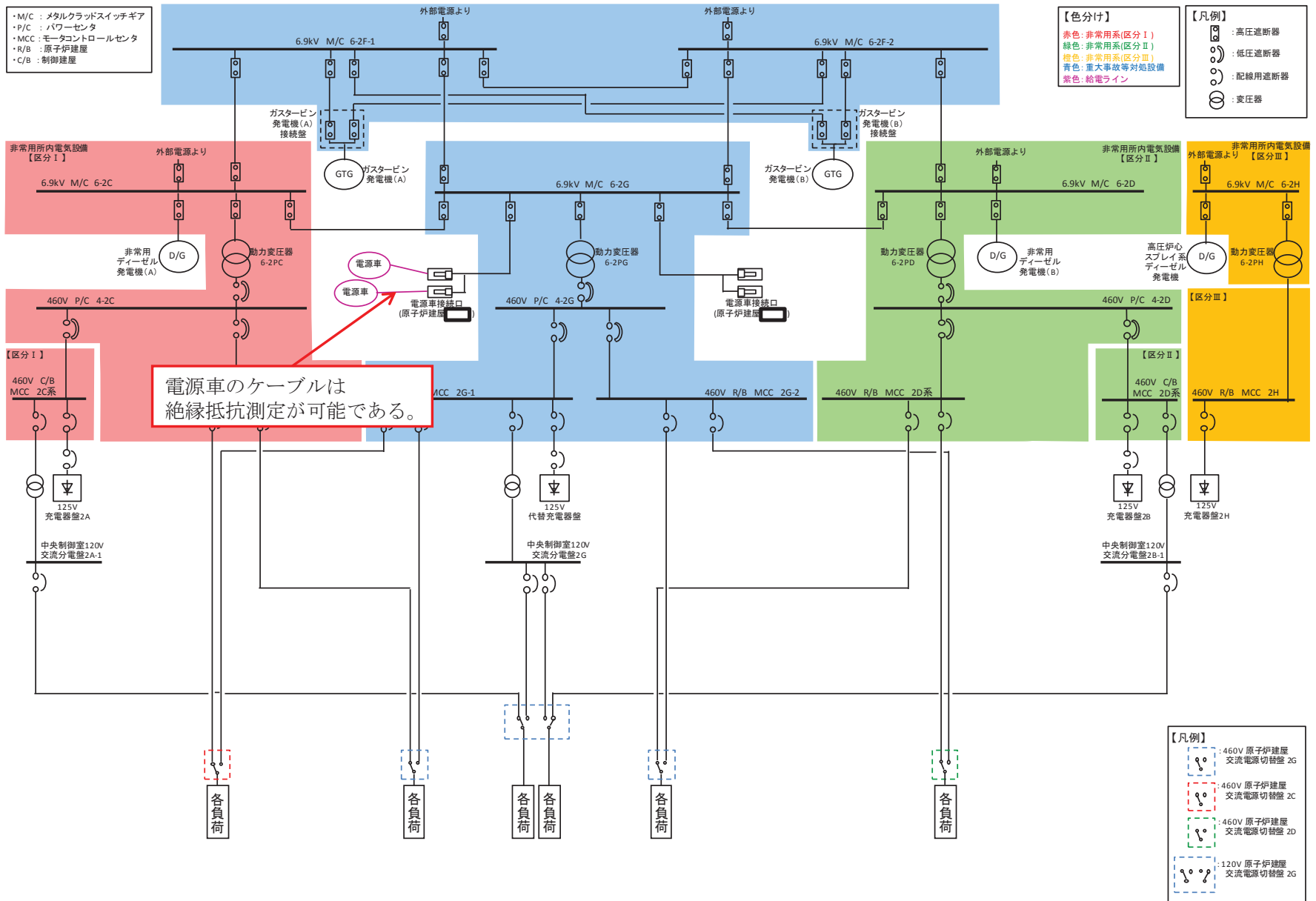


図 57-4-3 電源車用ケーブル試験系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

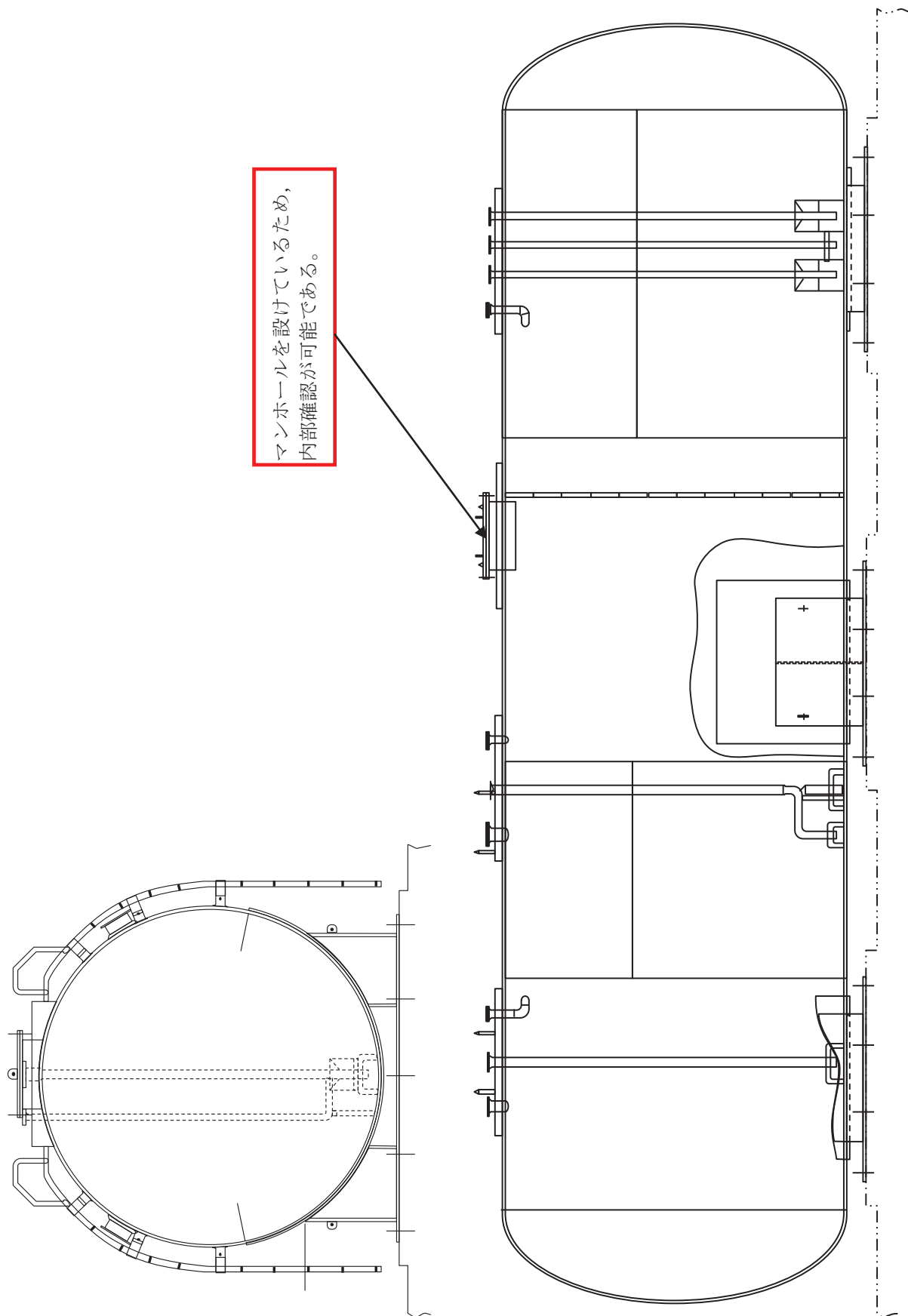


図 57-4-4 軽油タンク構造図

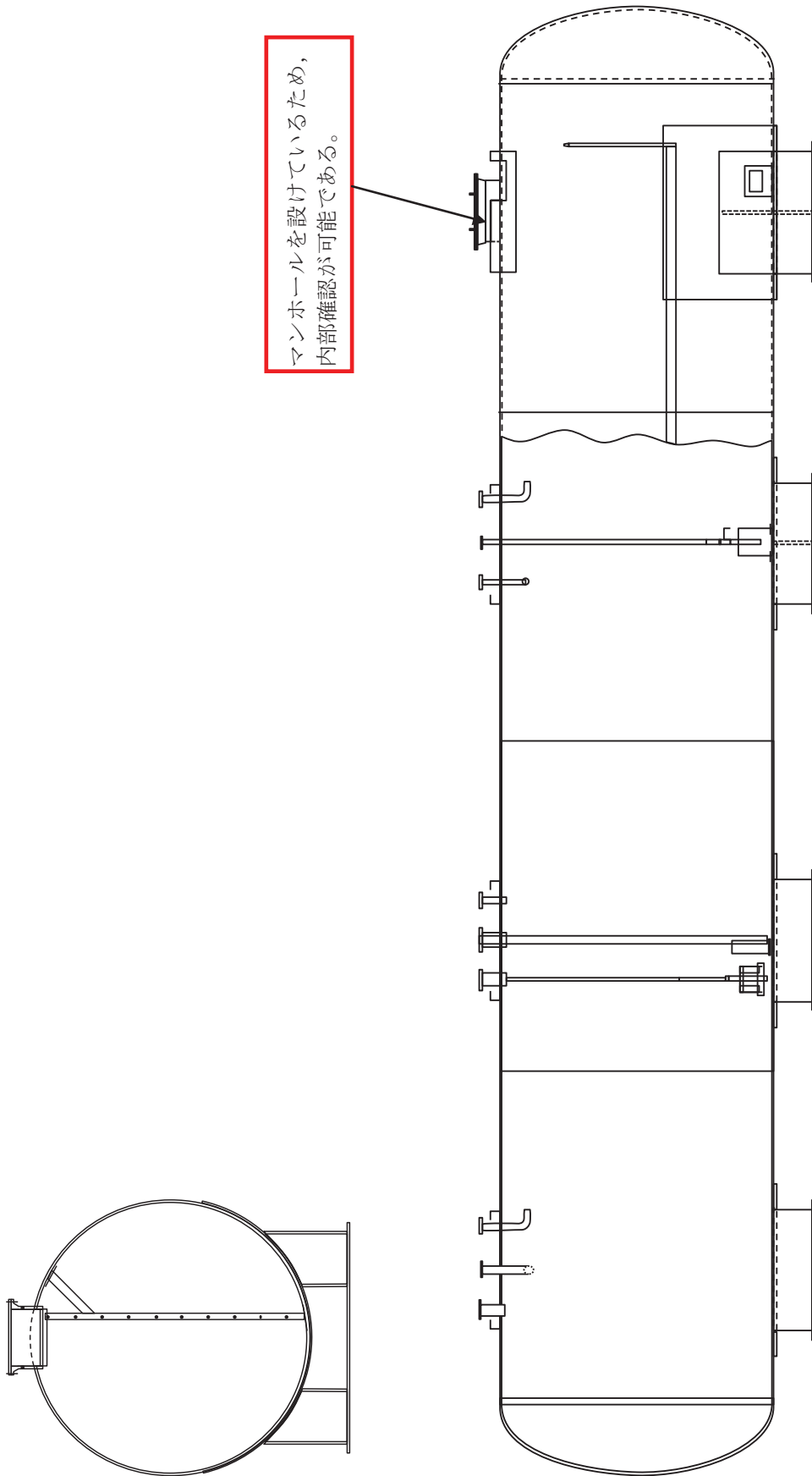


図 57-4-5 ガスタービン発電設備軽油タンク構造図

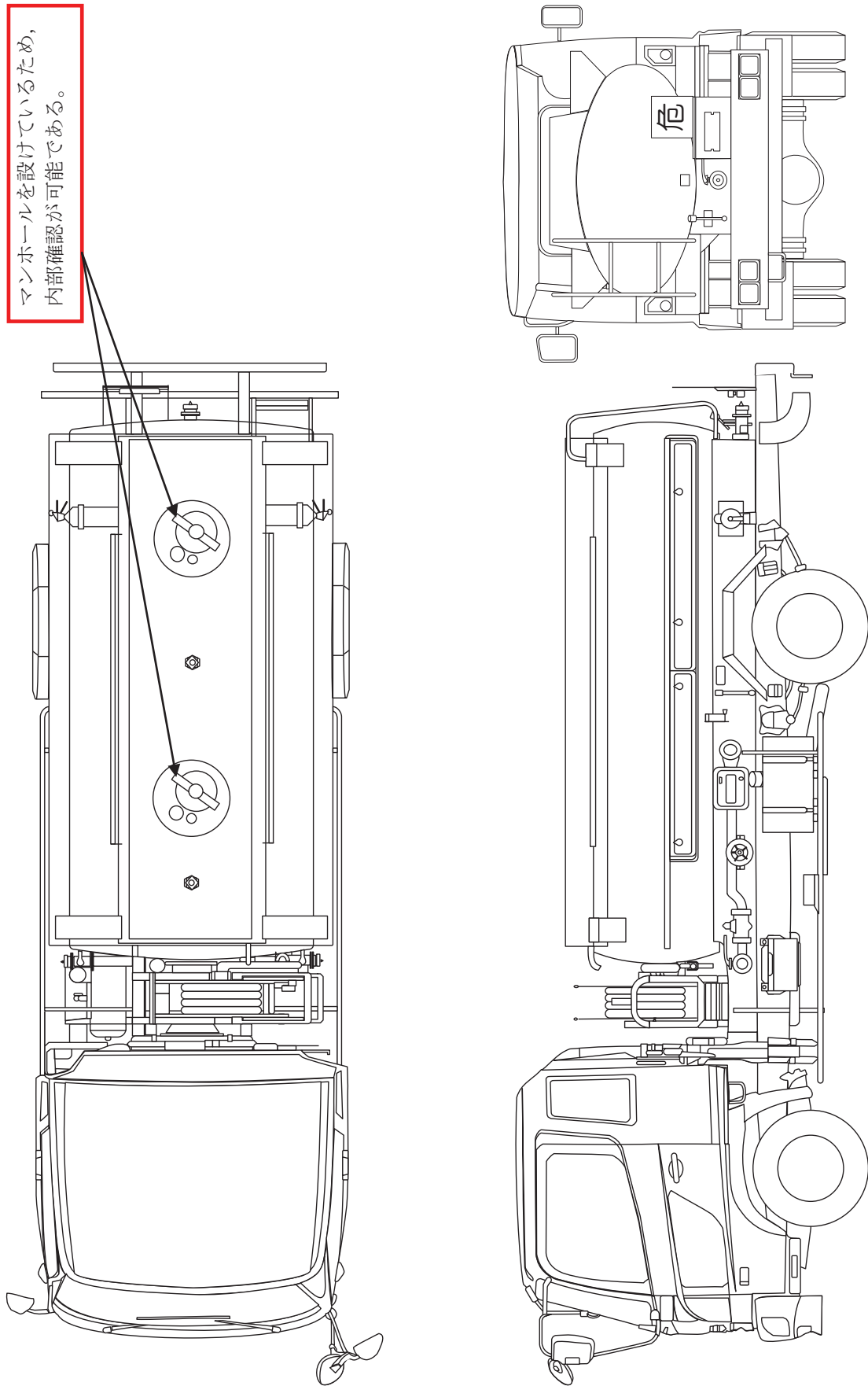


図 57-4-6 タンクローリ構造図

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。

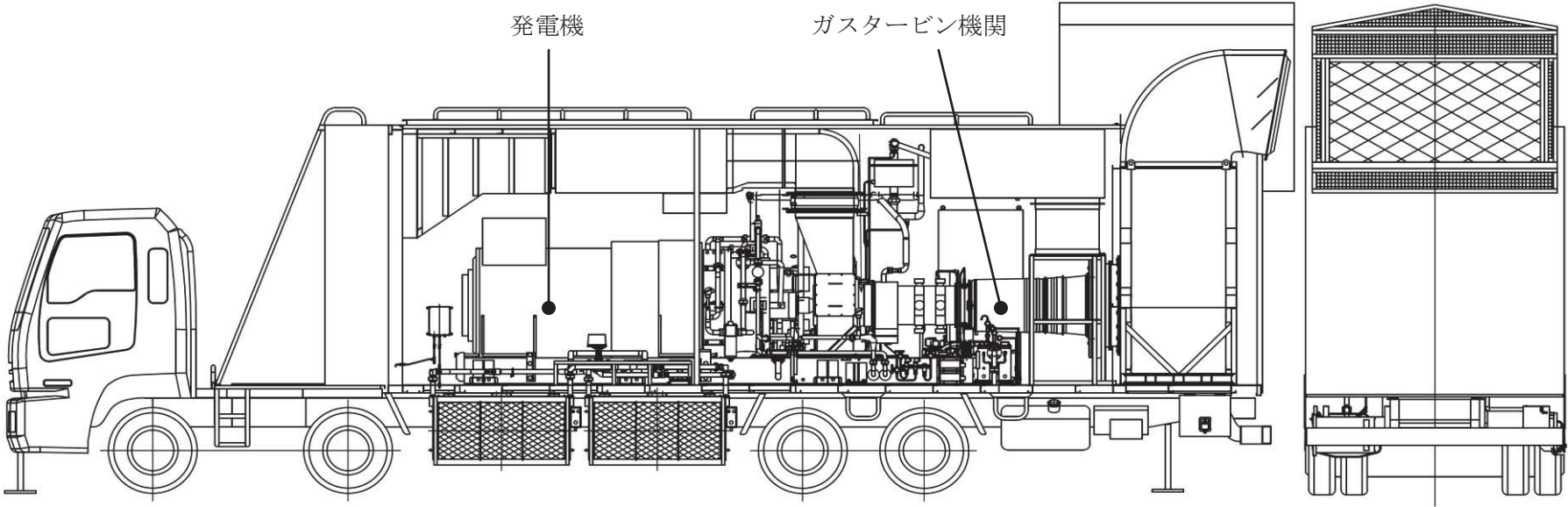
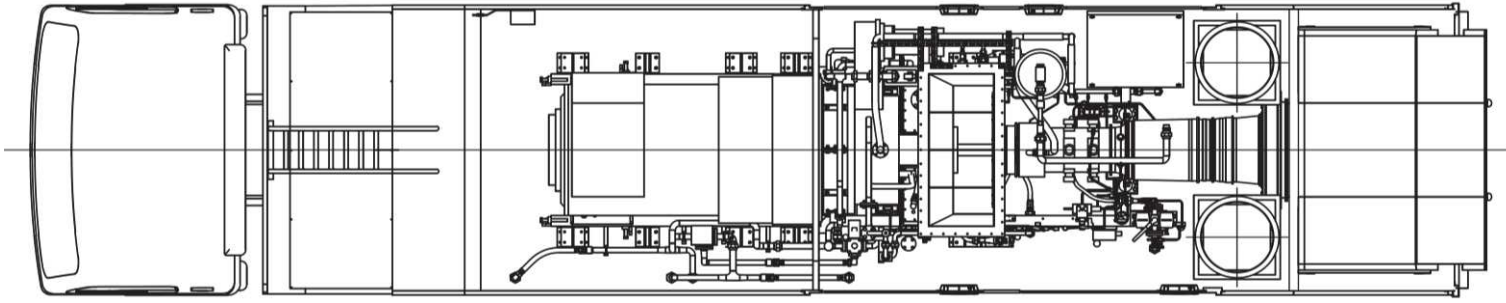


図 57-4-7 ガスタービン発電機 (発電機車) 構造図

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。

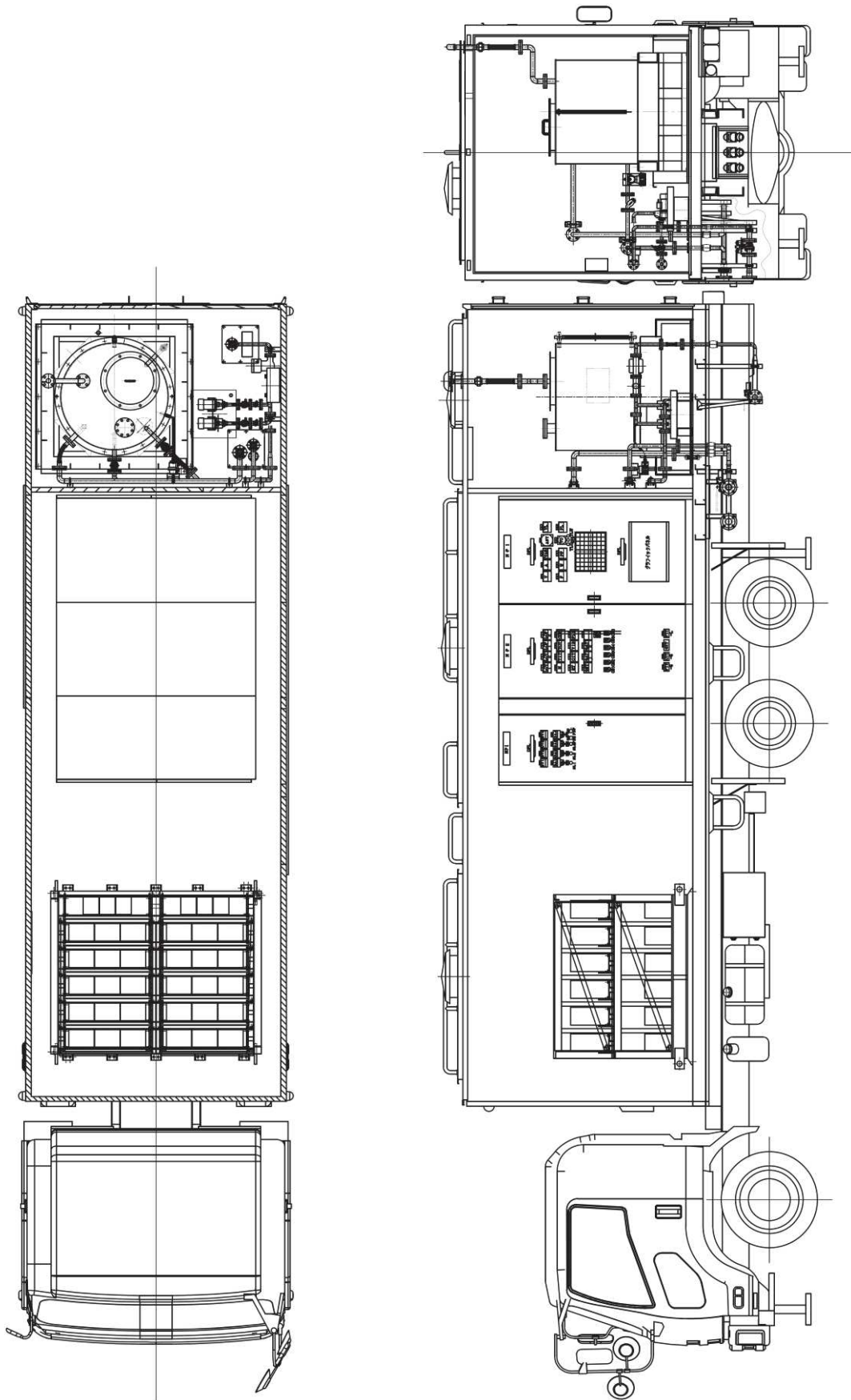
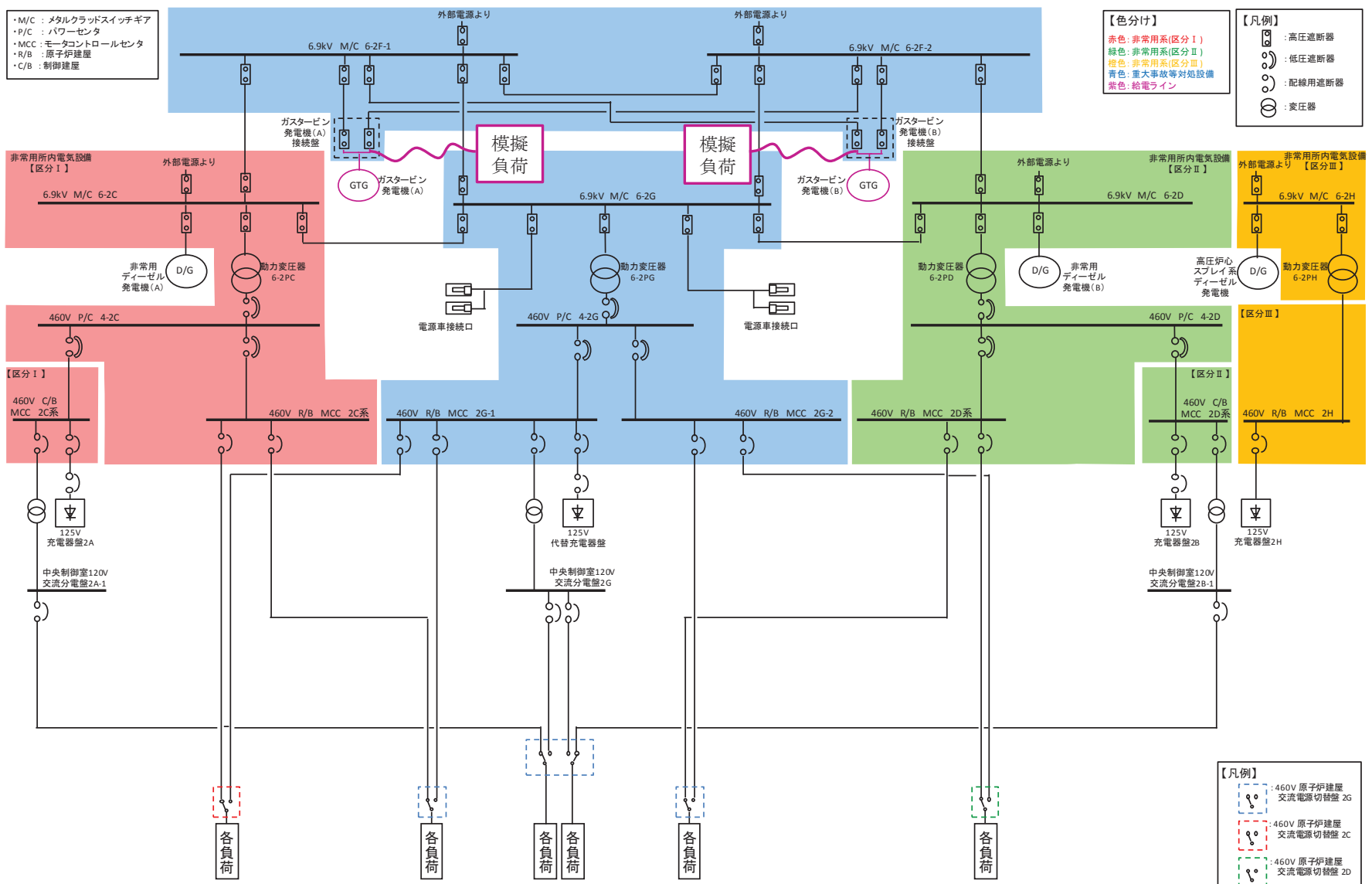


図 57-4-8 ガスタービン発電機（制御車）構造図

- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モーターコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

- 【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: 重大事故等対処設備
 - 紫色: 給電ライン

- 【凡例】
- ⊗: 高圧遮断器
 - ⊙: 低圧遮断器
 - ⊖: 配線用遮断器
 - ⊕: 変圧器



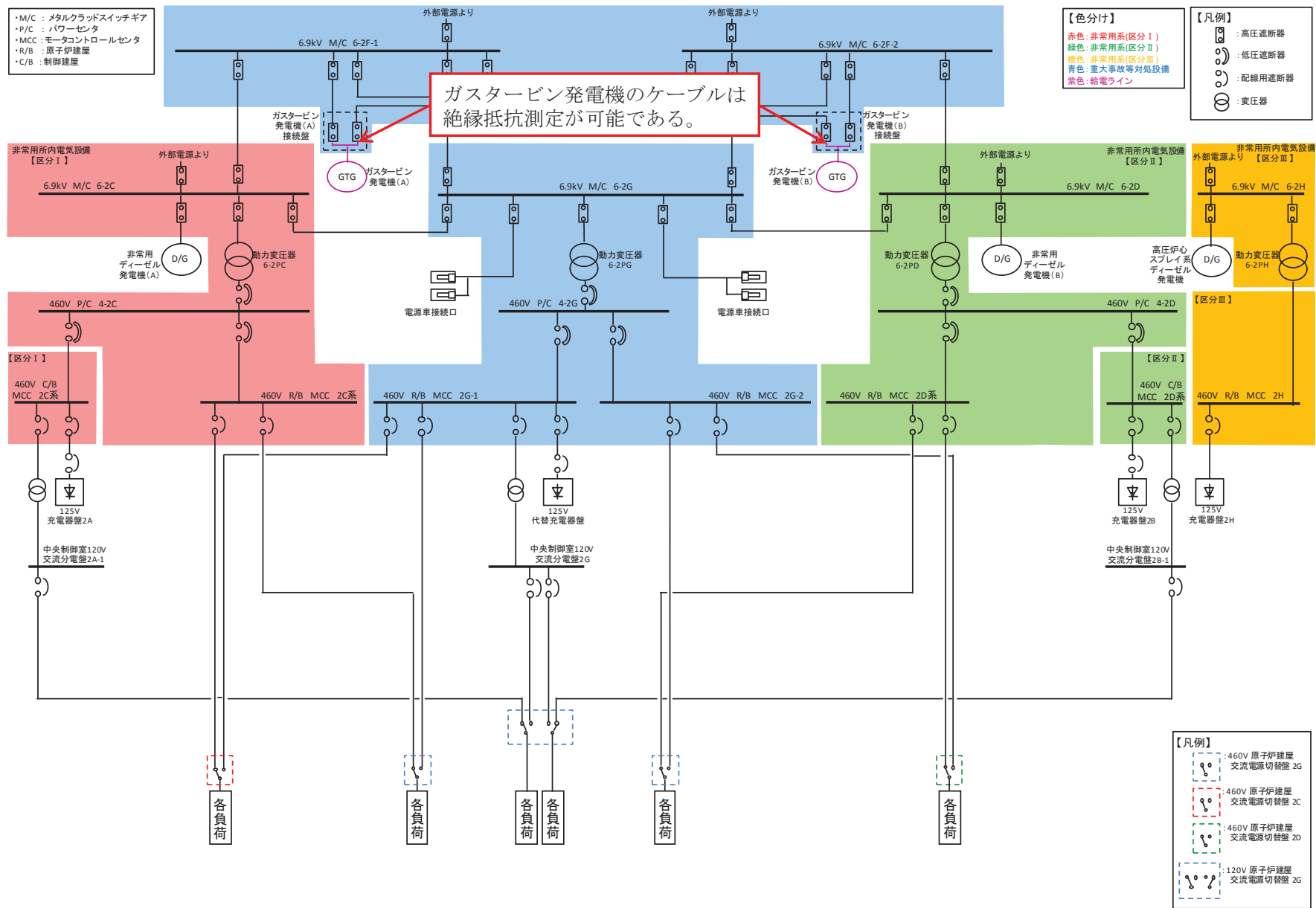
- 【凡例】
- ⊖: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G
 - ⊖: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2C
 - ⊖: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2D
 - ⊖: 120V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G

図 57-4-9 ガスタービン発電機試験系統図

57-4-9

506

図 57-4-10 ガスタービン発電機用ケーブル試験系統図



57-4-10

507

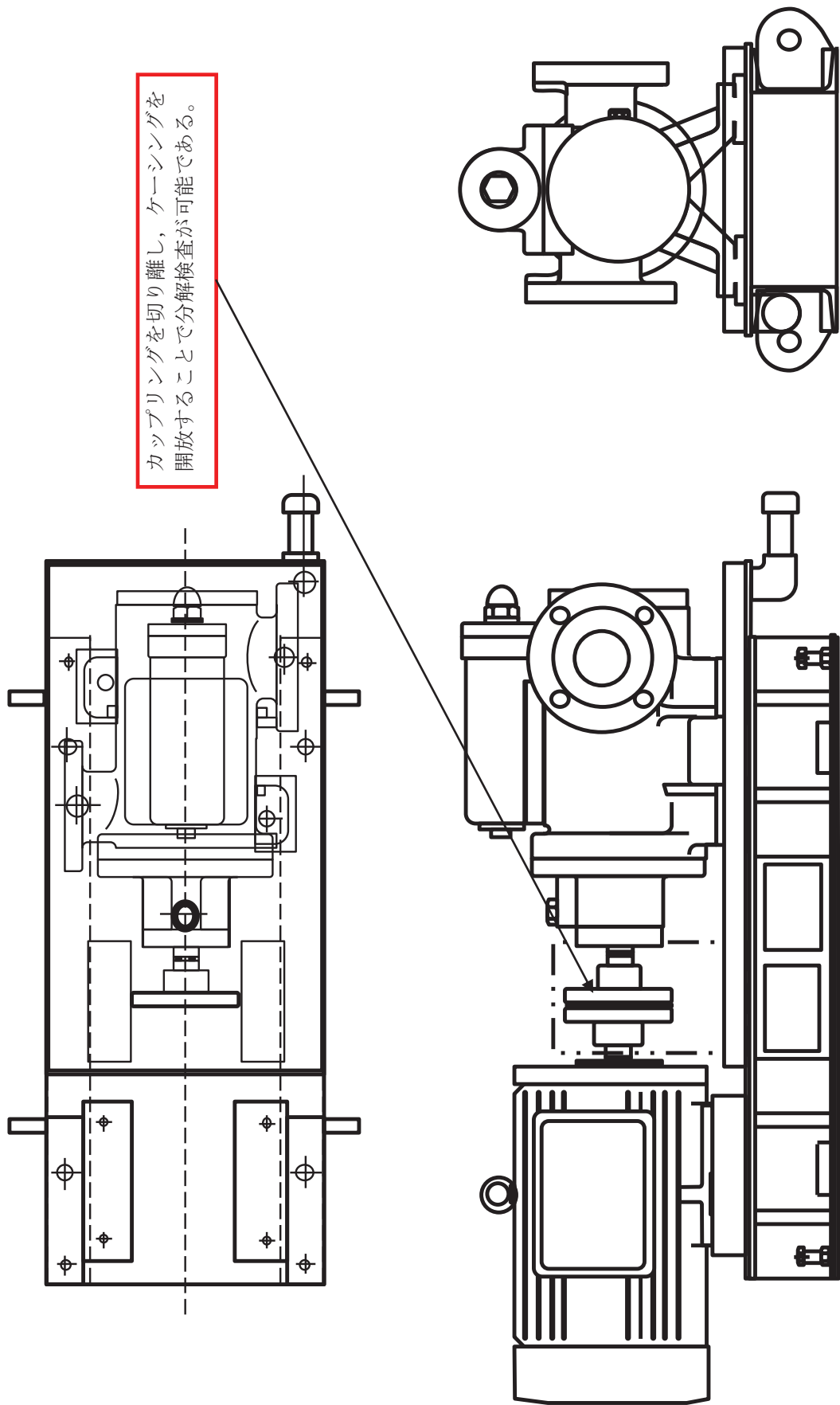


図 57-4-11 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ構造図

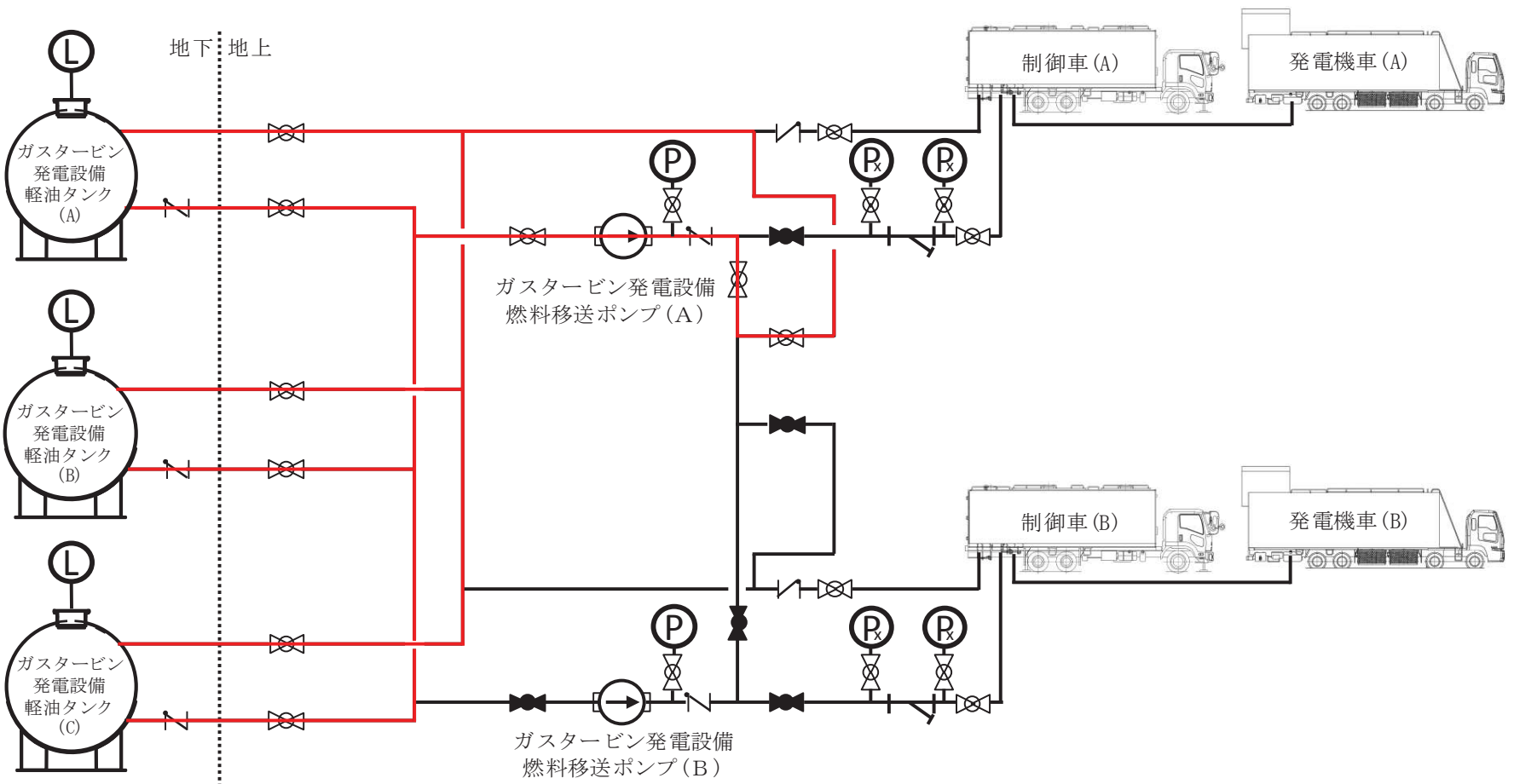


図 57-4-12 ガスタービン発電設備燃料移送系系統図

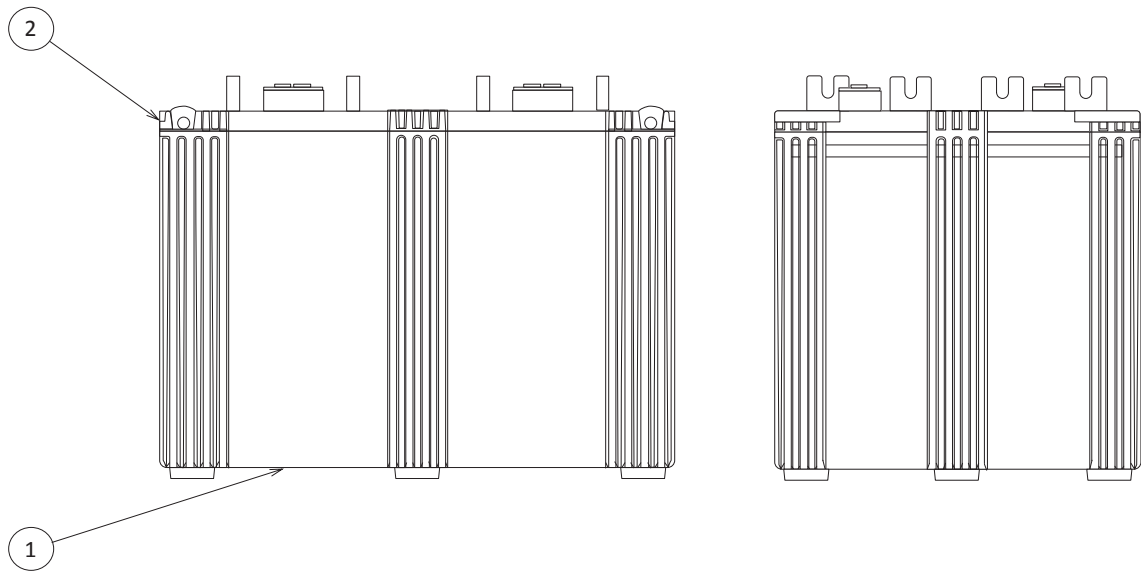
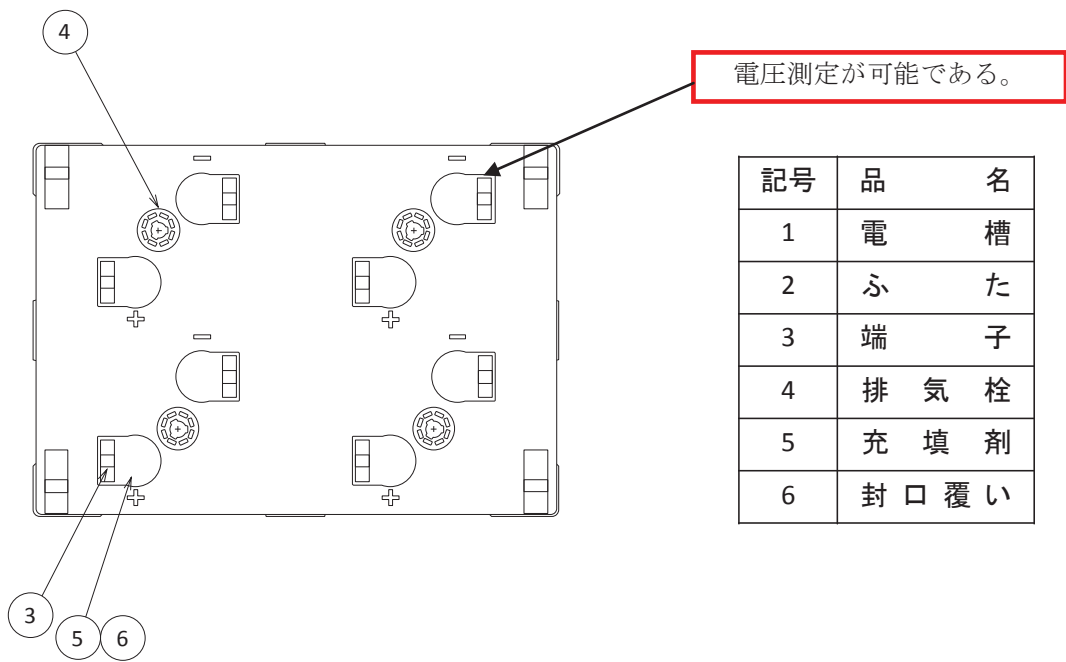


図 57-4-13 125V 蓄電池 2A (2,000Ah) 構造図

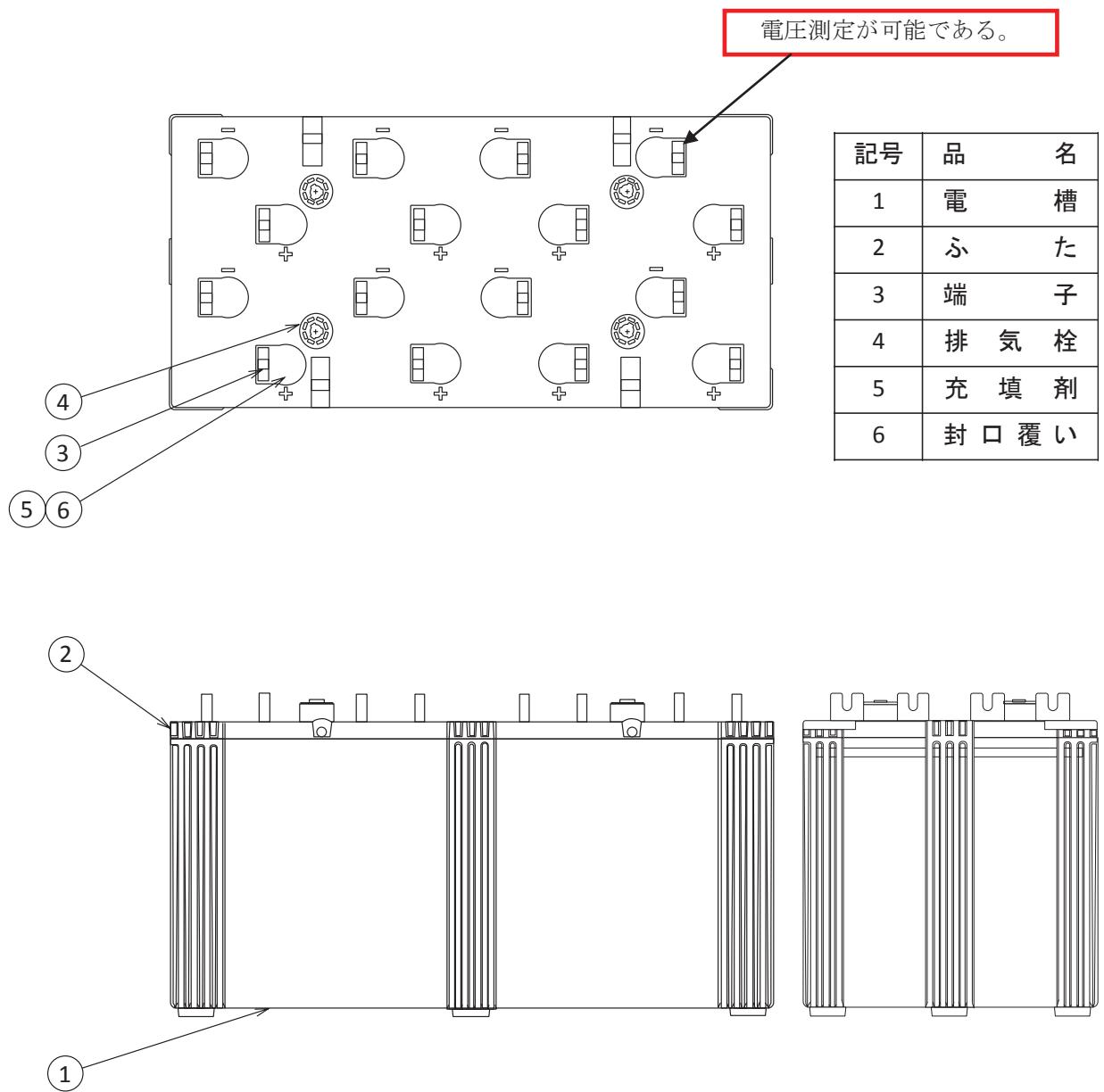


図 57-4-14 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B (3,000Ah) 構造図

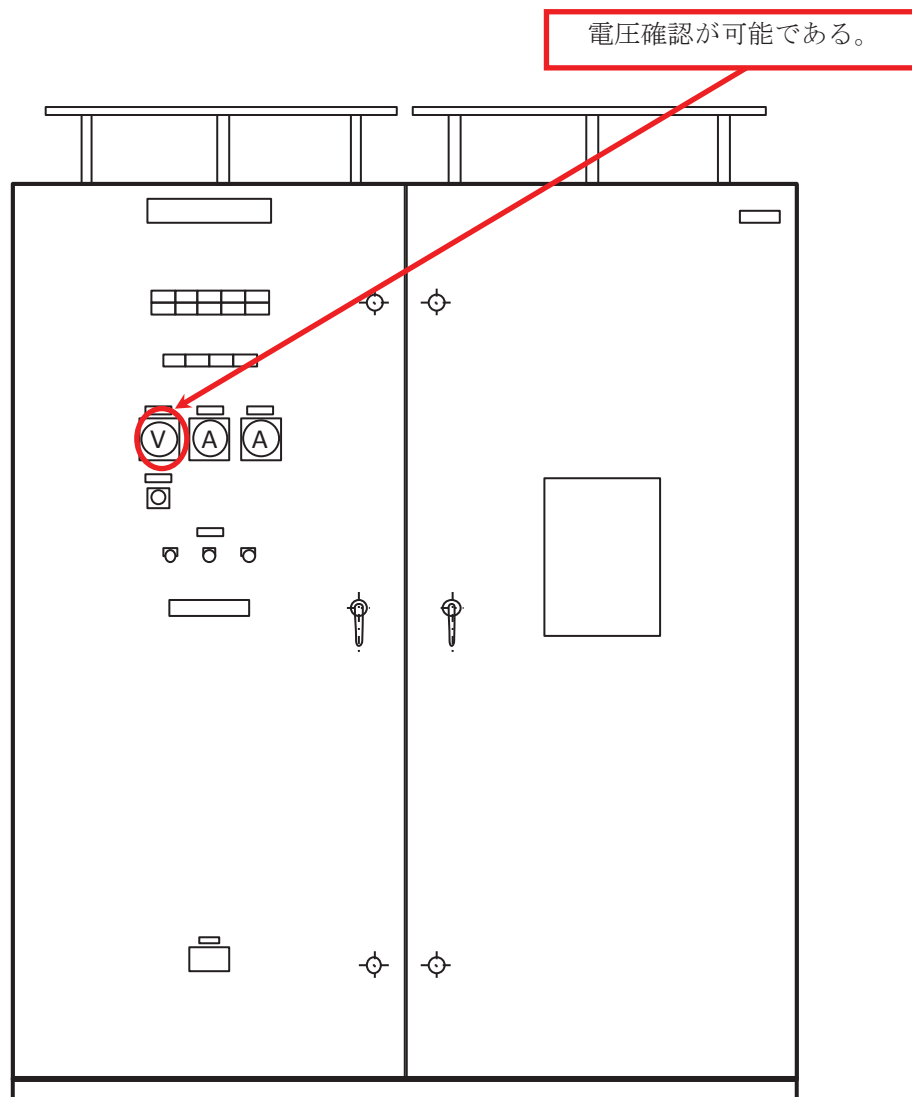


図 57-4-15 125V 充電器盤 2A 構造図

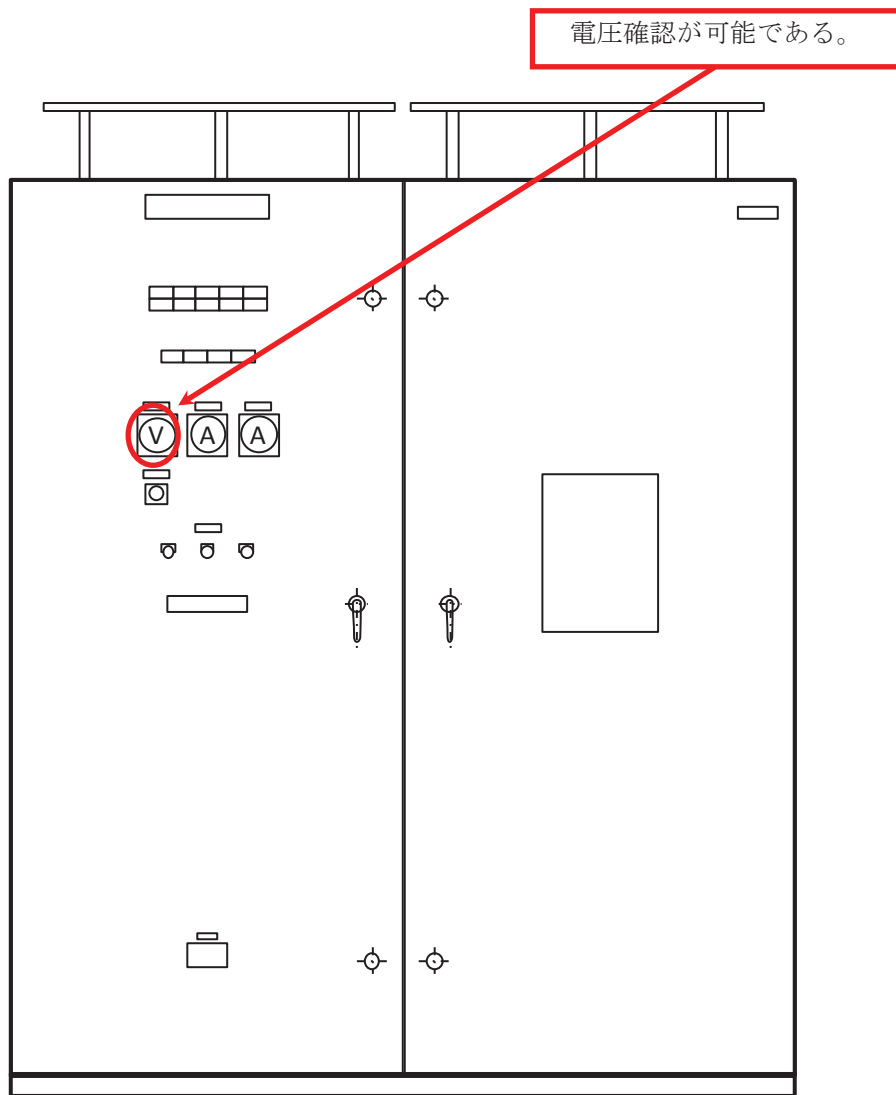


図 57-4-16 125V 充電器盤 2B 構造図

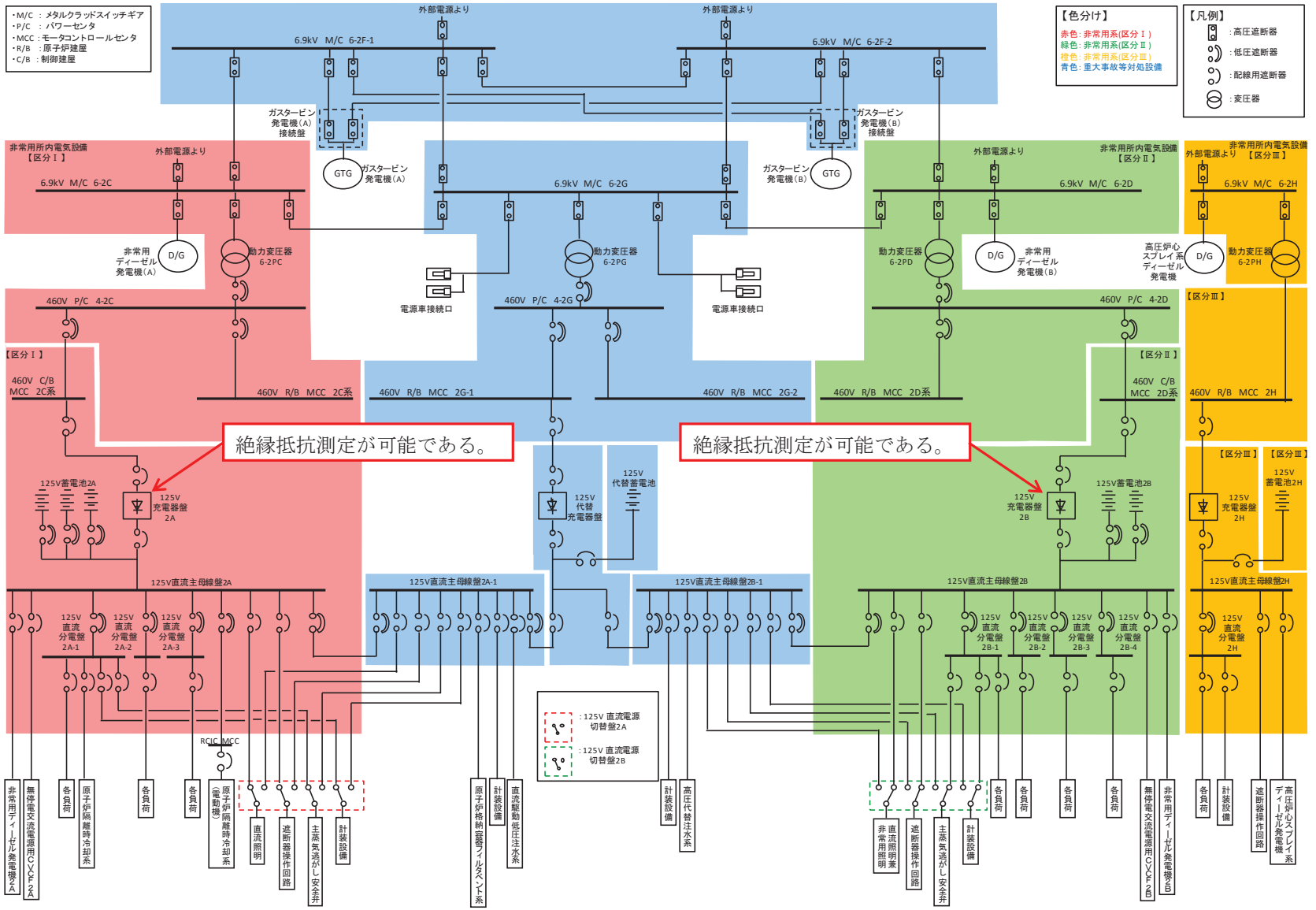


図 57-4-17 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B 試験系統図

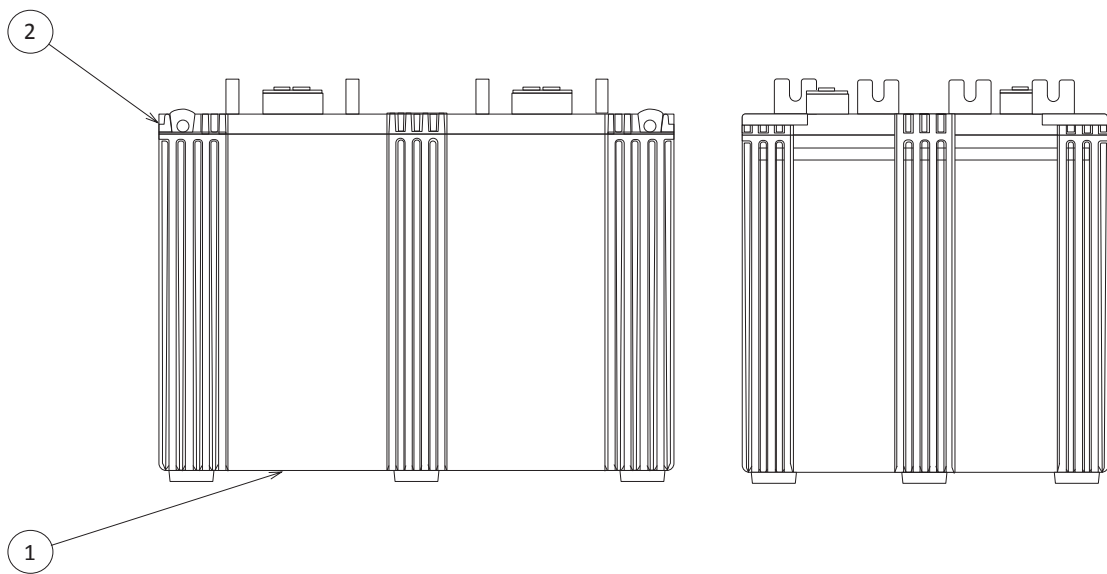
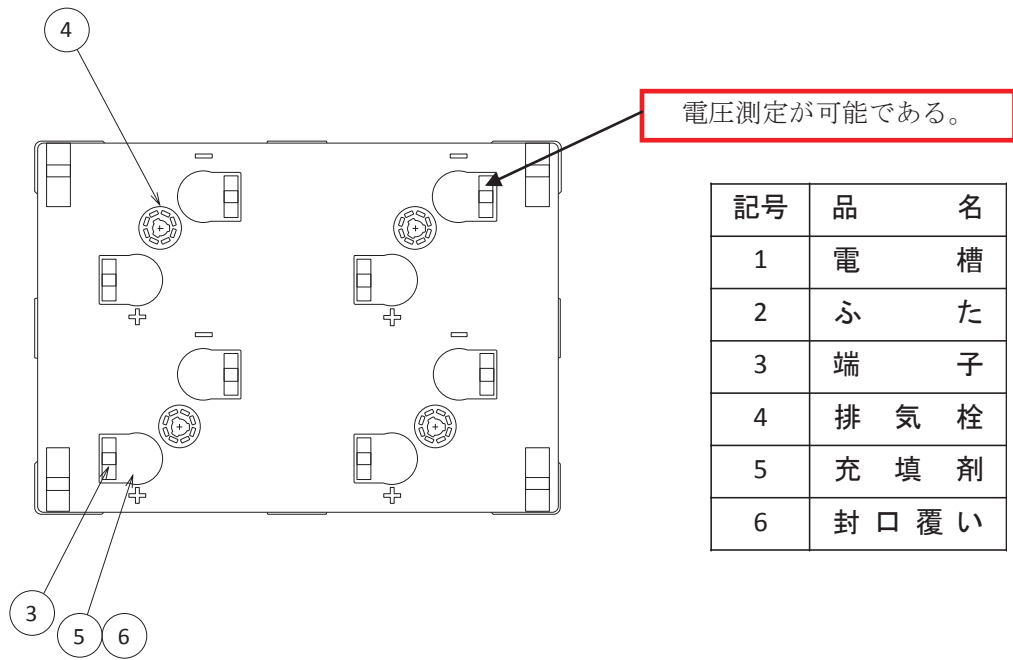


図 57-4-18 125V 代替蓄電池 (2,000Ah) 構造図

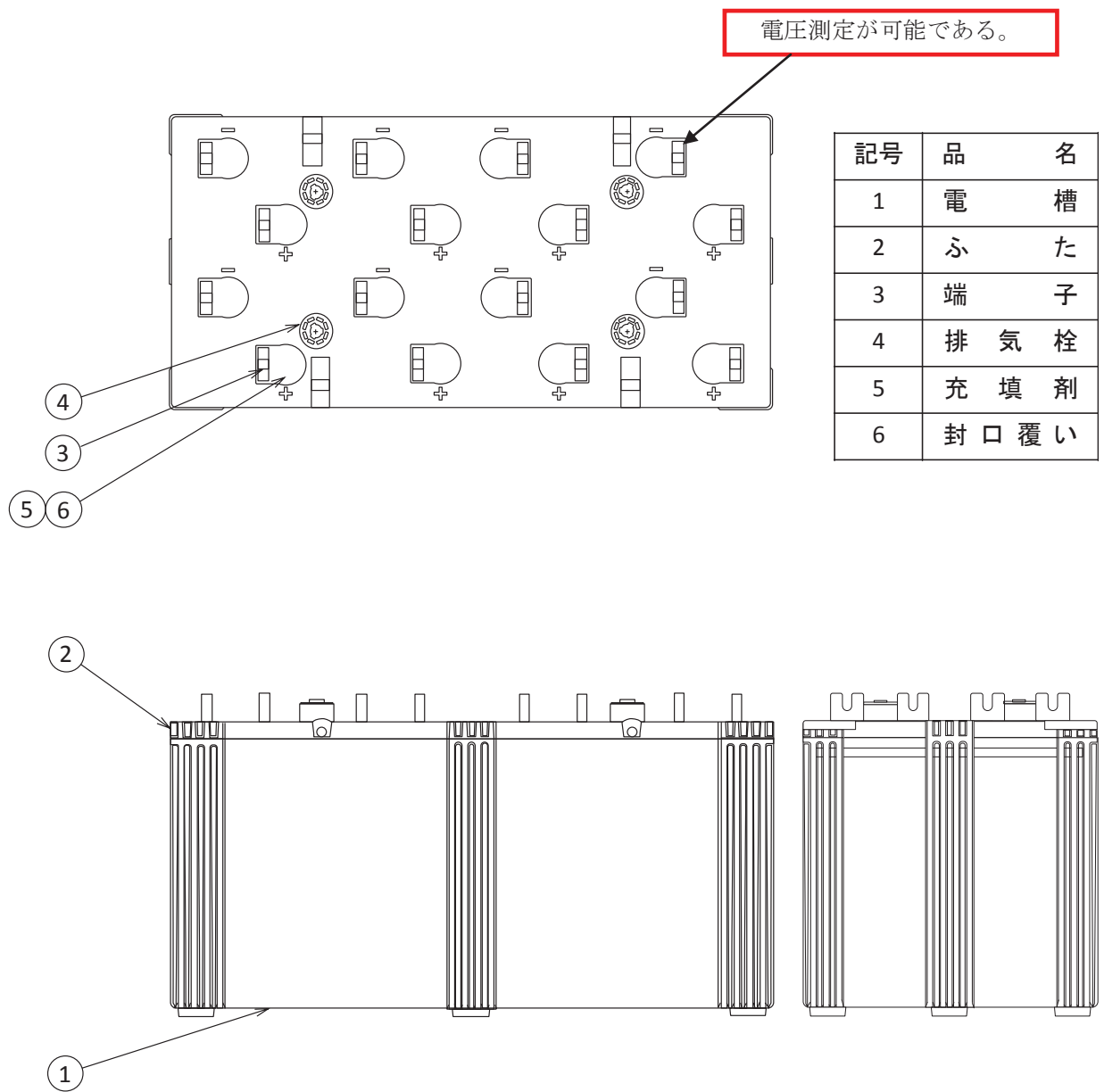


図 57-4-19 250V 蓄電池 (3,000Ah) 構造図

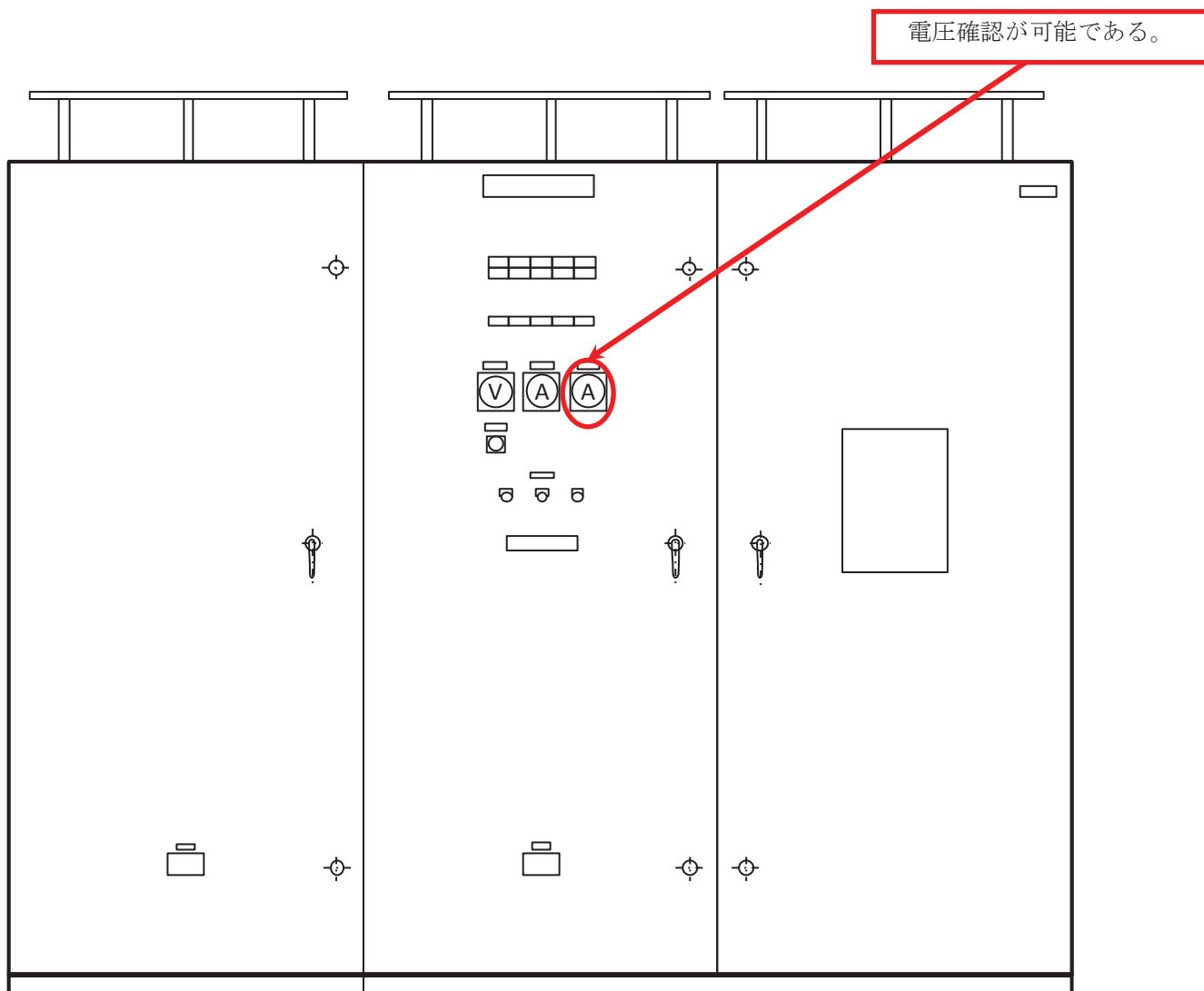


図 57-4-20 125V 代替充電器盤構造図

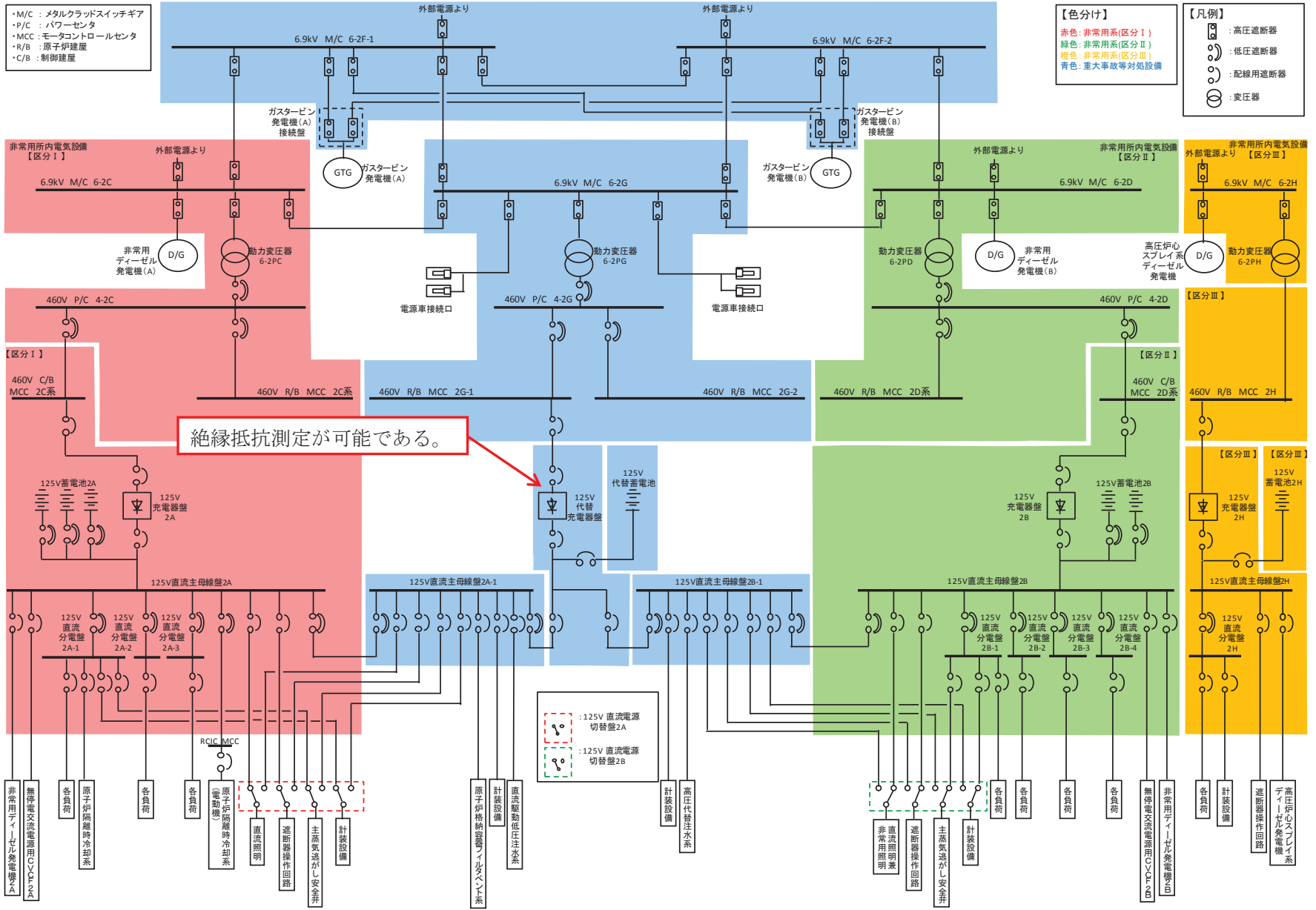


図 57-4-21 125V 代替充電器盤試験系統図

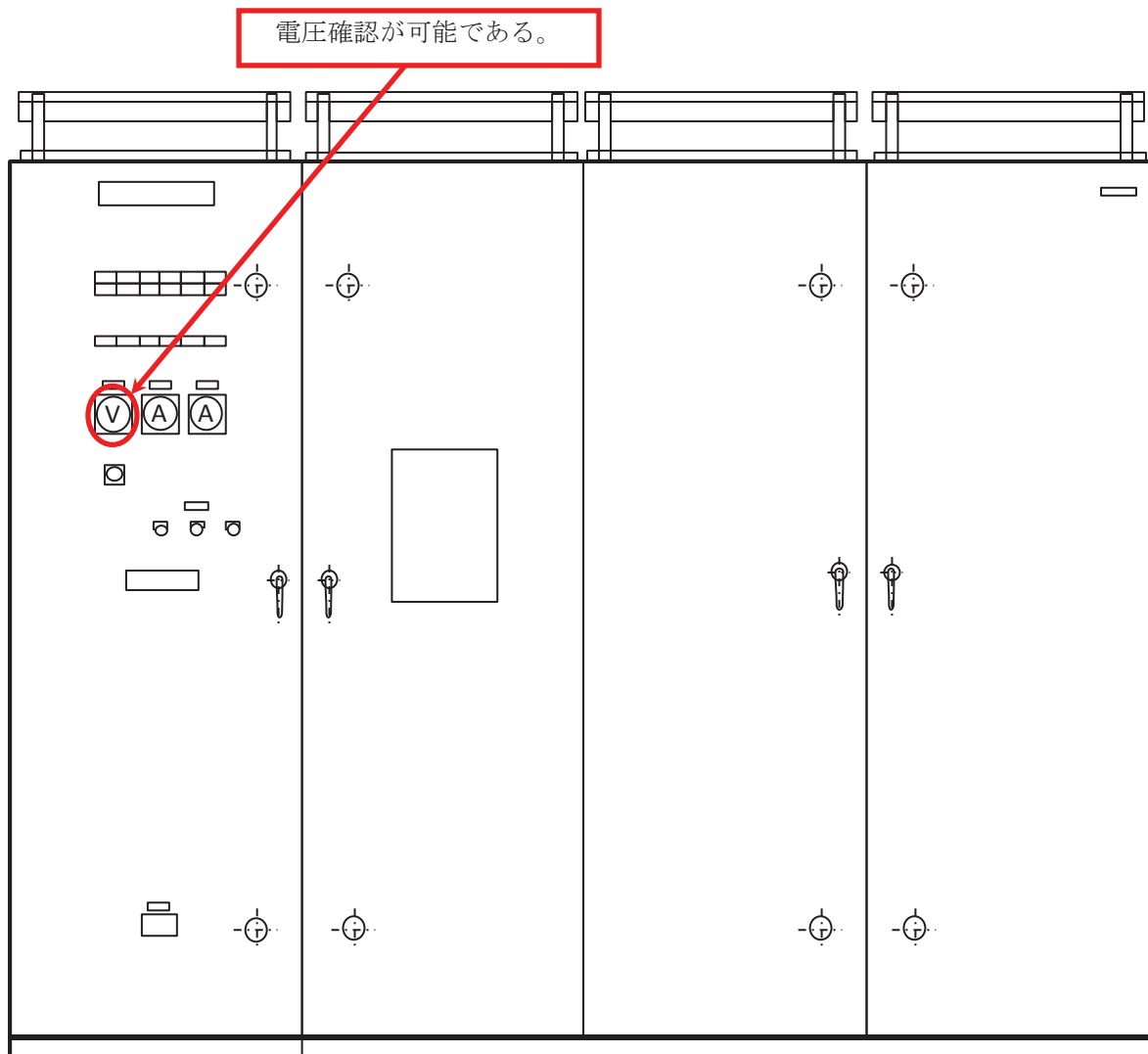


図 57-4-22 250V 充電器盤 構造図

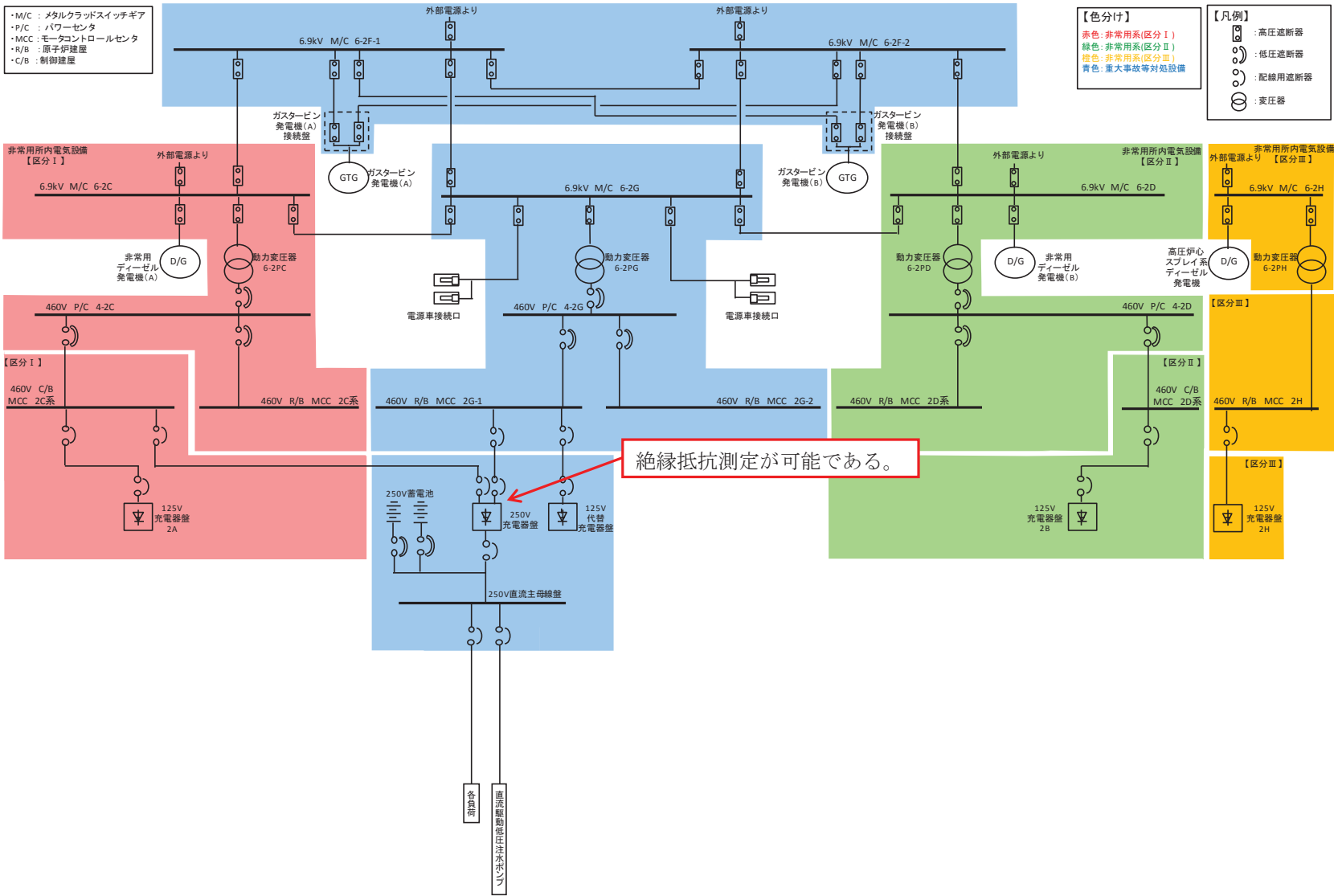
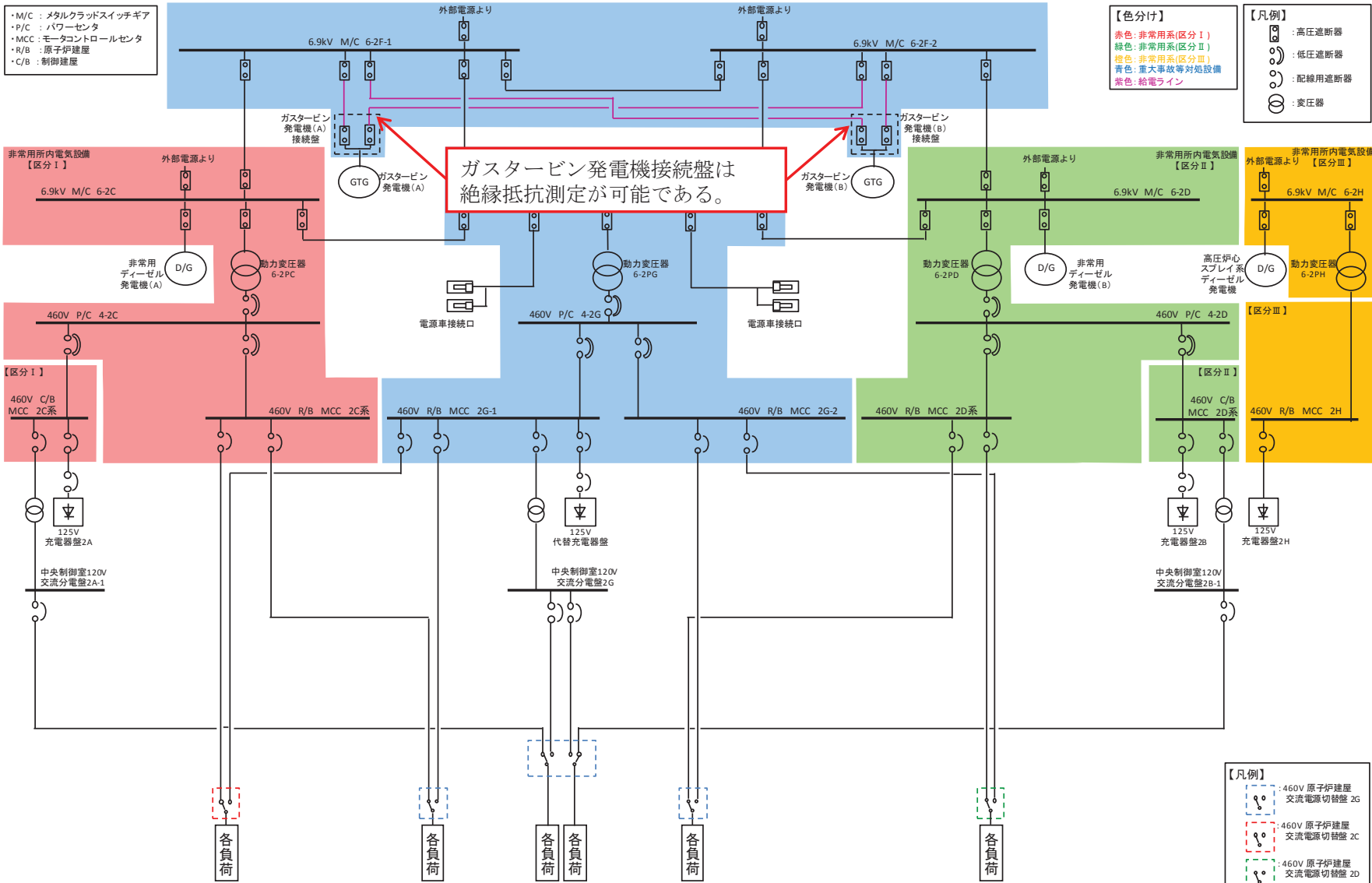


図 57-4-23 250V 充電器盤試験系統図

- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モータコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

- 【色分け】
- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 - 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 - 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 - 青色: 重大事故等対処設備
 - 紫色: 給電ライン

- 【凡例】
- ⊗: 高圧遮断器
 - ⊙: 低圧遮断器
 - ⊖: 配線用遮断器
 - ⊕: 変圧器



- 【凡例】
- ⊖: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G
 - ⊖: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2C
 - ⊖: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2D
 - ⊖: 120V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G

57-4-24 ガスタービン発電機接続盤試験系統図

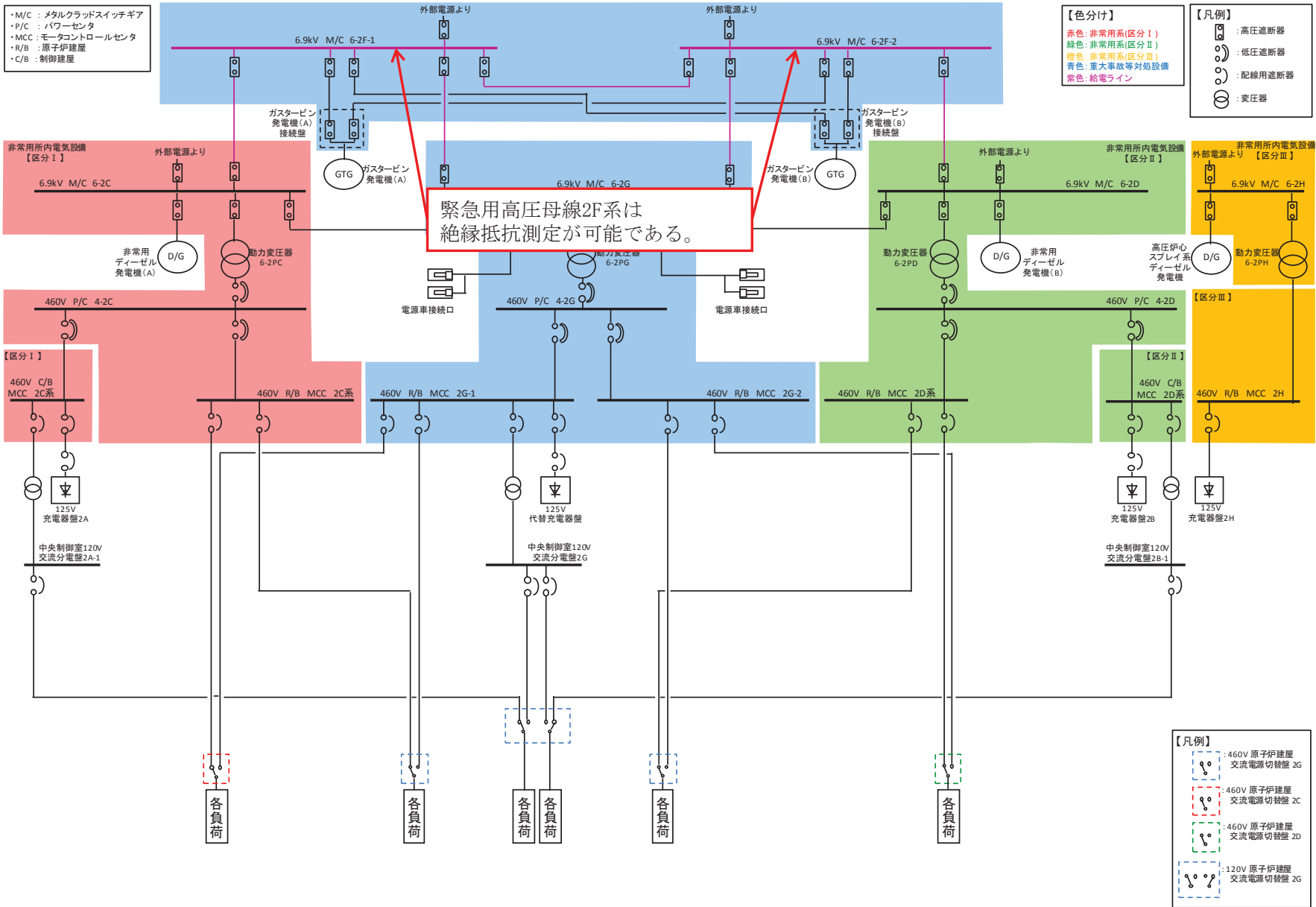


図 57-4-25 緊急用高圧母線 2F 系試験系統図

57-4-25

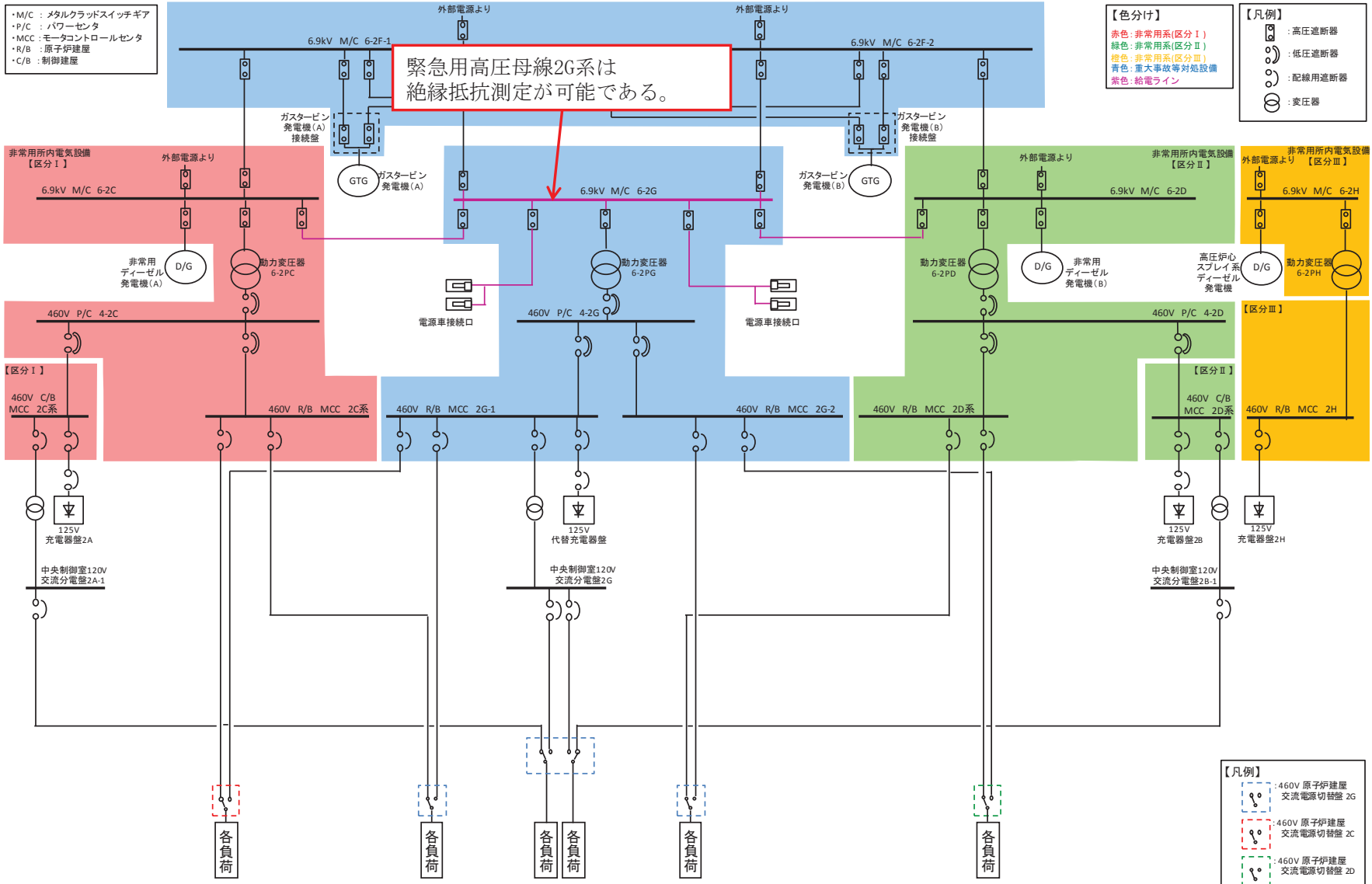
522

- M/C : メタルクラッドスイッチギア
- P/C : ハブセンター
- MCC : モーターコントロールセンタ
- R/B : 原子炉建屋
- C/B : 制御建屋

- 【色分け】
- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 - 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 - 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 - 青色: 重大事故等対応設備
 - 紫色: 給電ライン

- 【凡例】
- ⊗: 高圧遮断器
 - ⊙: 低圧遮断器
 - ⊕: 配線用遮断器
 - ⊖: 変圧器

緊急用高圧母線2G系は
絶縁抵抗測定が可能である。



- 【凡例】
- ⊗: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G
 - ⊙: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2C
 - ⊕: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2D
 - ⊖: 120V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G

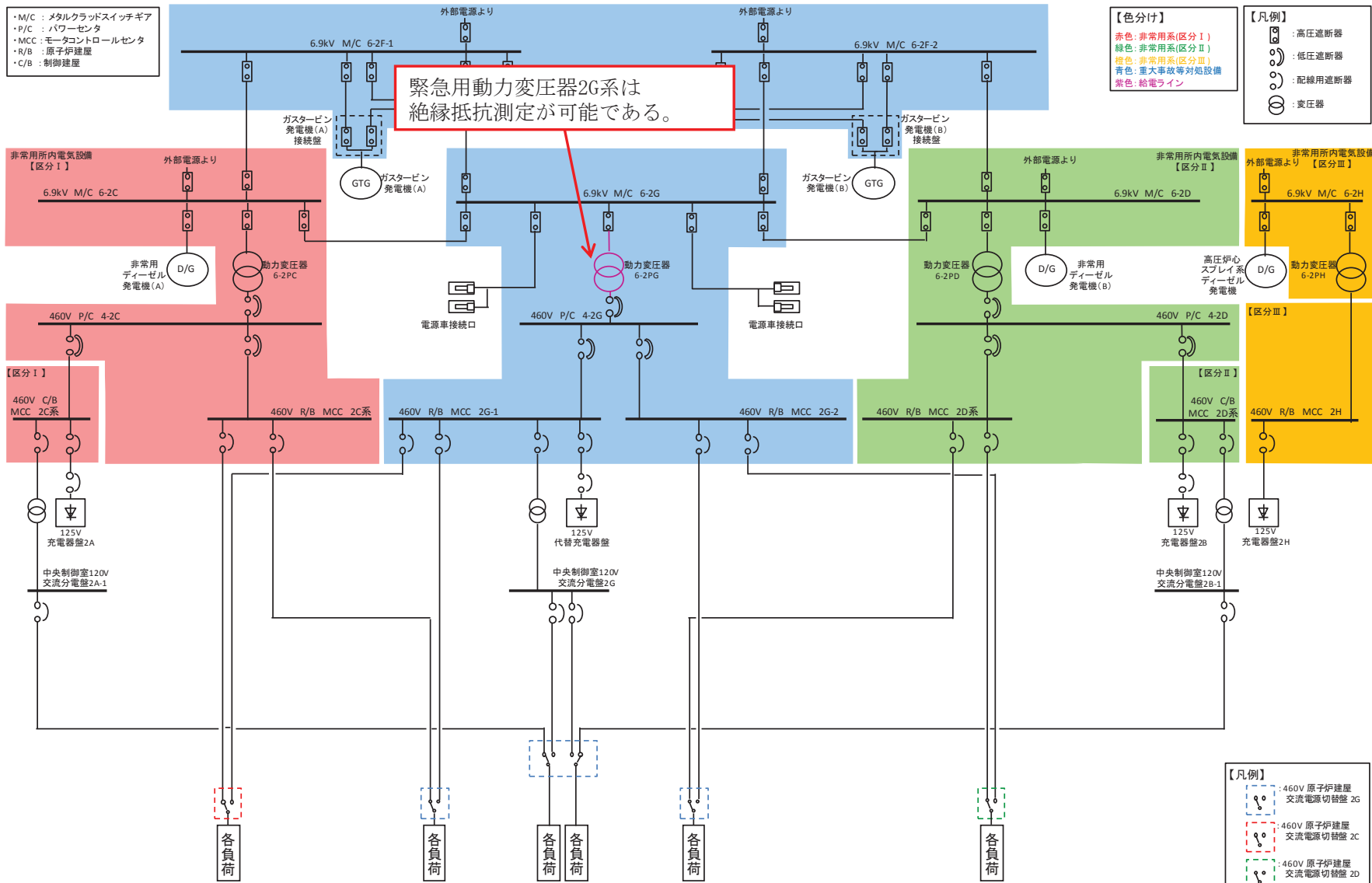
図 57-4-26 緊急用高圧母線 2G 系試験系統図

- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モータコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

- 【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: 重大事故等対処設備
 - 紫色: 給電ライン

- 【凡例】
- : 高圧遮断器
 - : 低圧遮断器
 - : 配線用遮断器
 - : 変圧器

緊急用動力変圧器2G系は
絶縁抵抗測定が可能である。



- 【凡例】
- : 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G
 - : 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2C
 - : 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2D
 - : 120V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G

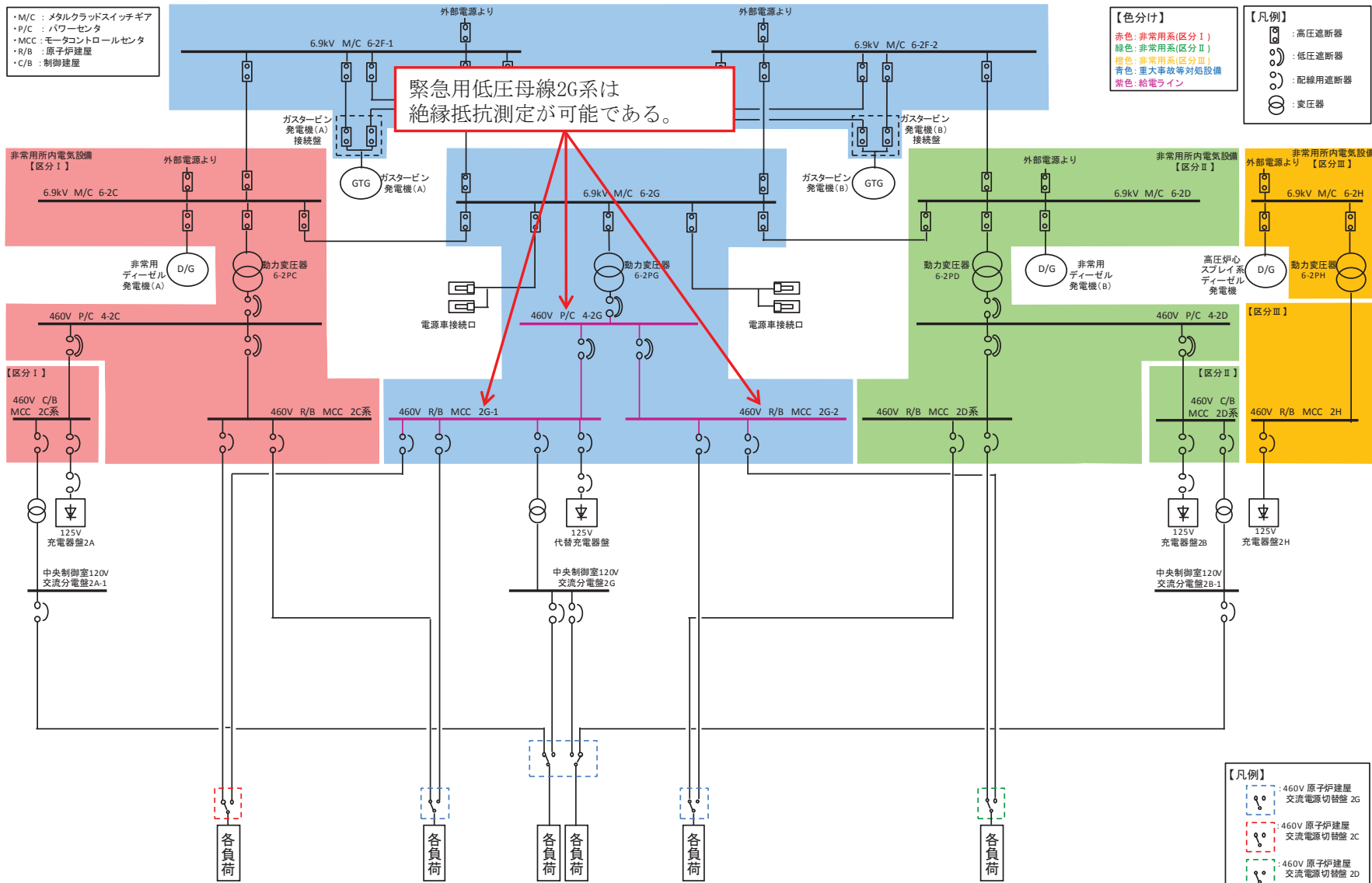
図 57-4-27 緊急用動力変圧器 2G 系試験系統図

- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モータコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

- 【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: 重大事故等対処設備
 - 紫色: 給電ライン

- 【凡例】
- ⊗: 高圧遮断器
 - ⊙: 低圧遮断器
 - ⊖: 配線用遮断器
 - ⊕: 変圧器

緊急用低圧母線2G系は
絶縁抵抗測定が可能である。



- 【凡例】
- ⊖: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G
 - ⊖: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2C
 - ⊖: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2D
 - ⊖: 120V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G

図 57-4-28 緊急用低圧母線 2G 系試験系統図

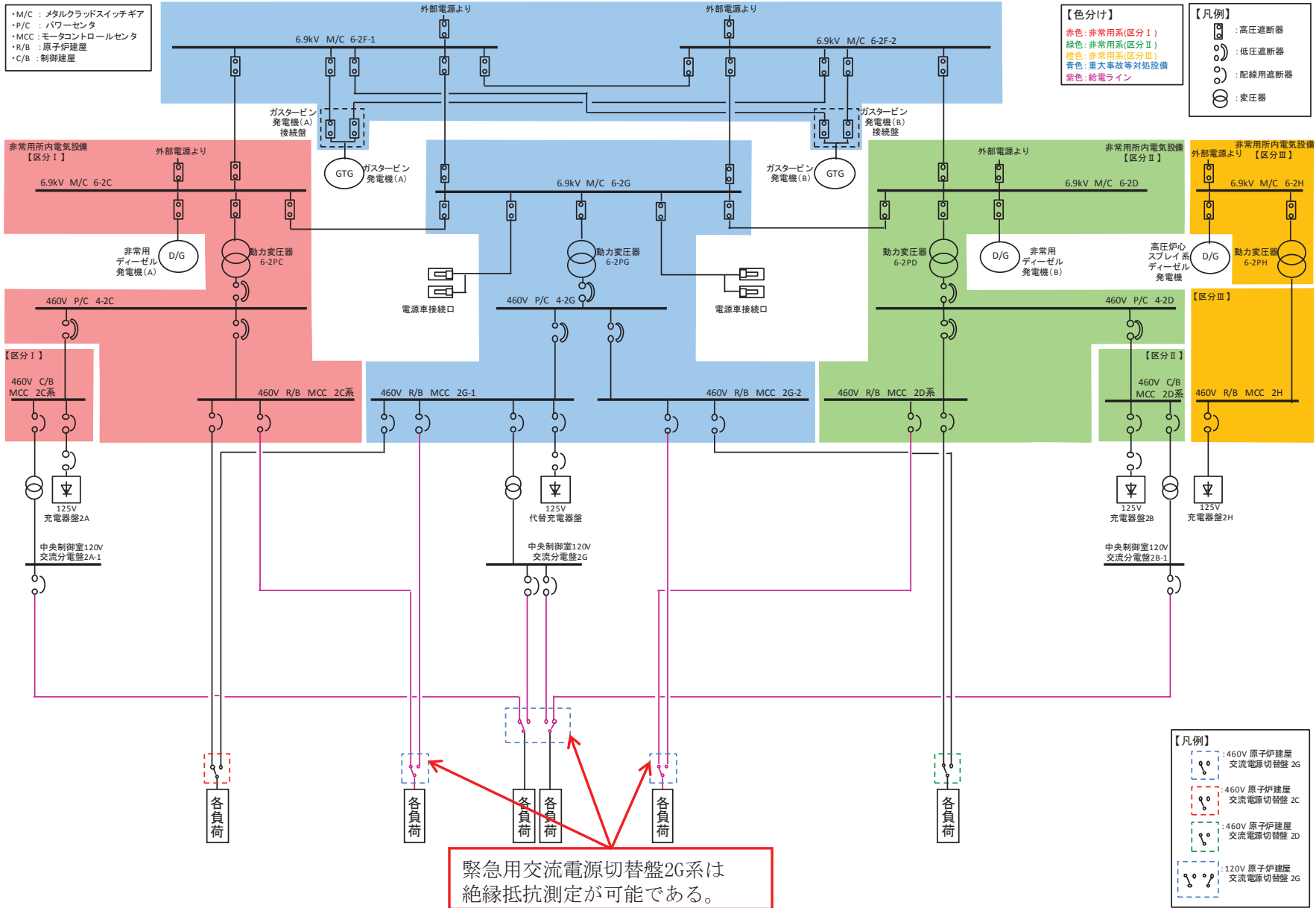


図 57-4-29 緊急用交流電源切替盤 2G 系試験系統図

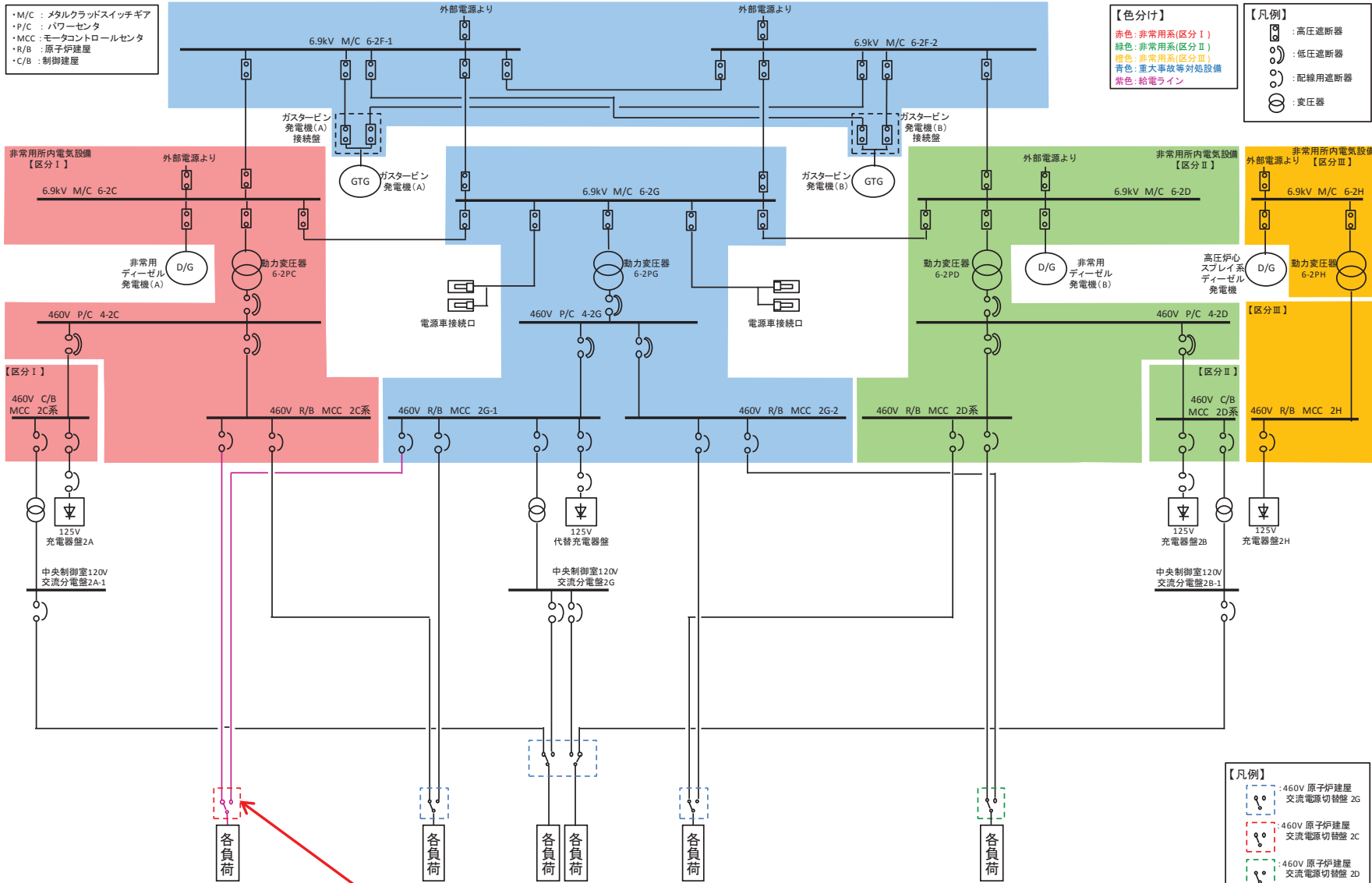
57-4-29

526

・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モーターコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

【色分け】
 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 青色: 重大事故等対処設備
 紫色: 給電ライン

【凡例】
 : 高圧遮断器
 : 低圧遮断器
 : 配線用遮断器
 : 変圧器



【凡例】
 : 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G
 : 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2C
 : 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2D
 : 120V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G

緊急用交流電源切替盤2C系は絶縁抵抗測定が可能である。

図 57-4-30 緊急用交流電源切替盤 2C 系試験系統図

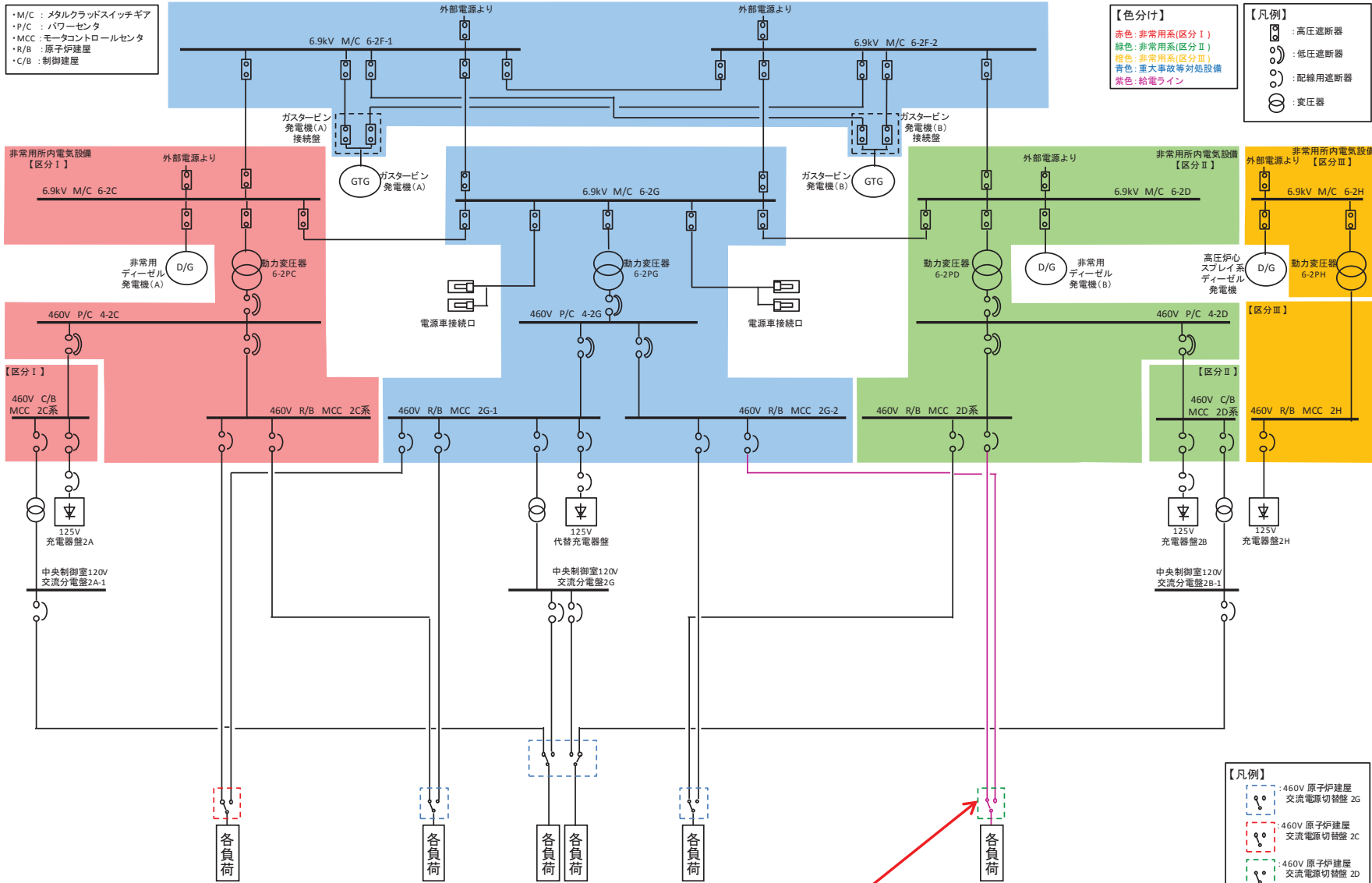
- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モーターコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

【色分け】

- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
- 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
- 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
- 青色: 重大事故等対処設備
- 紫色: 給電ライン

【凡例】

- ⊞: 高圧遮断器
- ⊞: 低圧遮断器
- ⊞: 配線用遮断器
- ⊞: 変圧器



【凡例】

- ⊞: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G
- ⊞: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2C
- ⊞: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2D
- ⊞: 120V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G

緊急用交流電源切替盤2D系は絶縁抵抗測定が可能である。

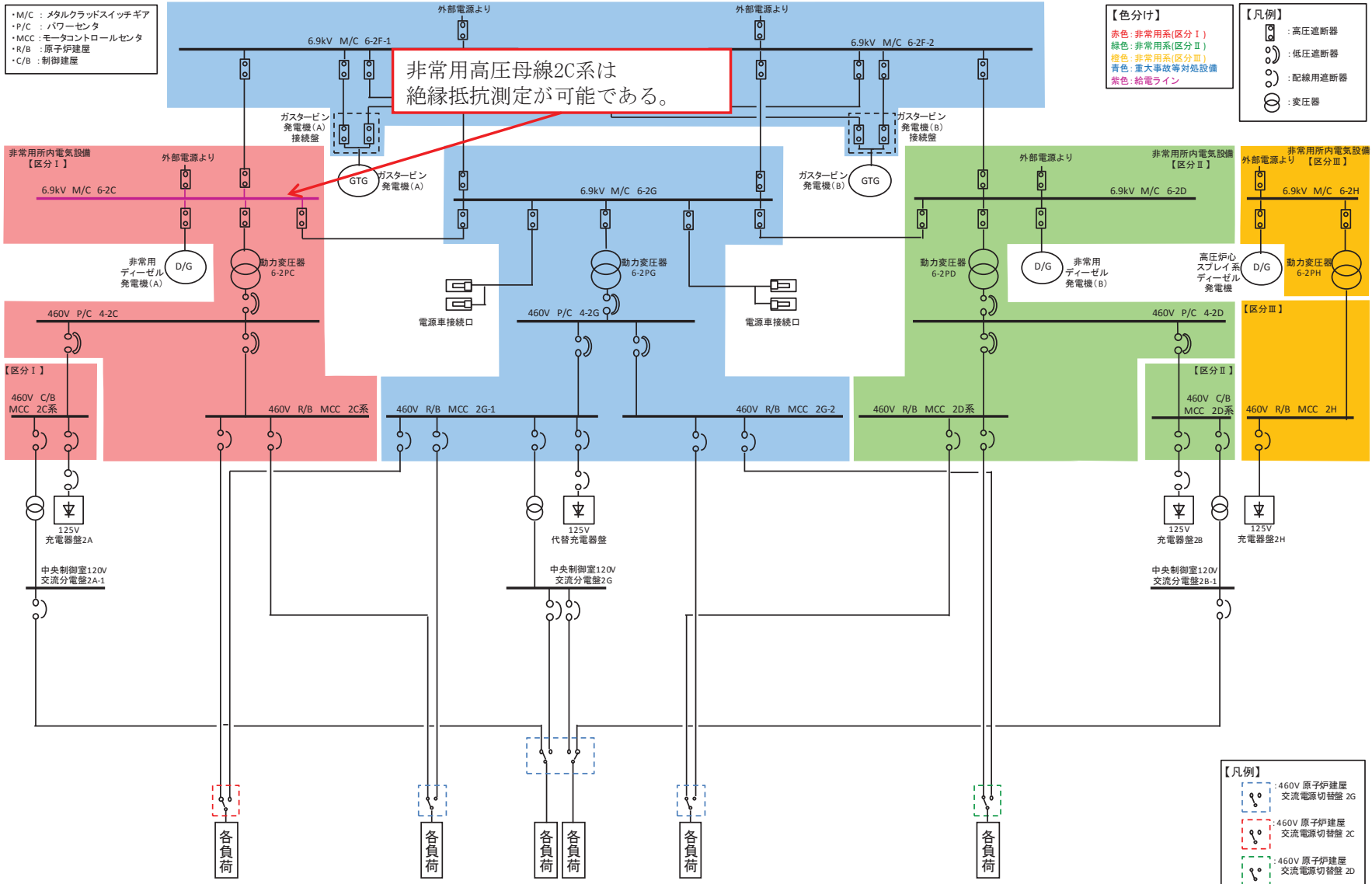
図 57-4-31 緊急用交流電源切替盤 2D 系試験系統図

・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : ハブアーセンタ
 ・MCC : モータコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

【色分け】
 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 青色: 重大事故等対処設備
 紫色: 給電ライン

【凡例】
 : 高圧遮断器
 : 低圧遮断器
 : 配線用遮断器
 : 変圧器

非常用高圧母線2C系は絶縁抵抗測定が可能である。







【凡例】
 : 460V 原子炉建屋
交流電源切替盤 2G
 : 460V 原子炉建屋
交流電源切替盤 2C
 : 460V 原子炉建屋
交流電源切替盤 2D
 : 120V 原子炉建屋
交流電源切替盤 2G

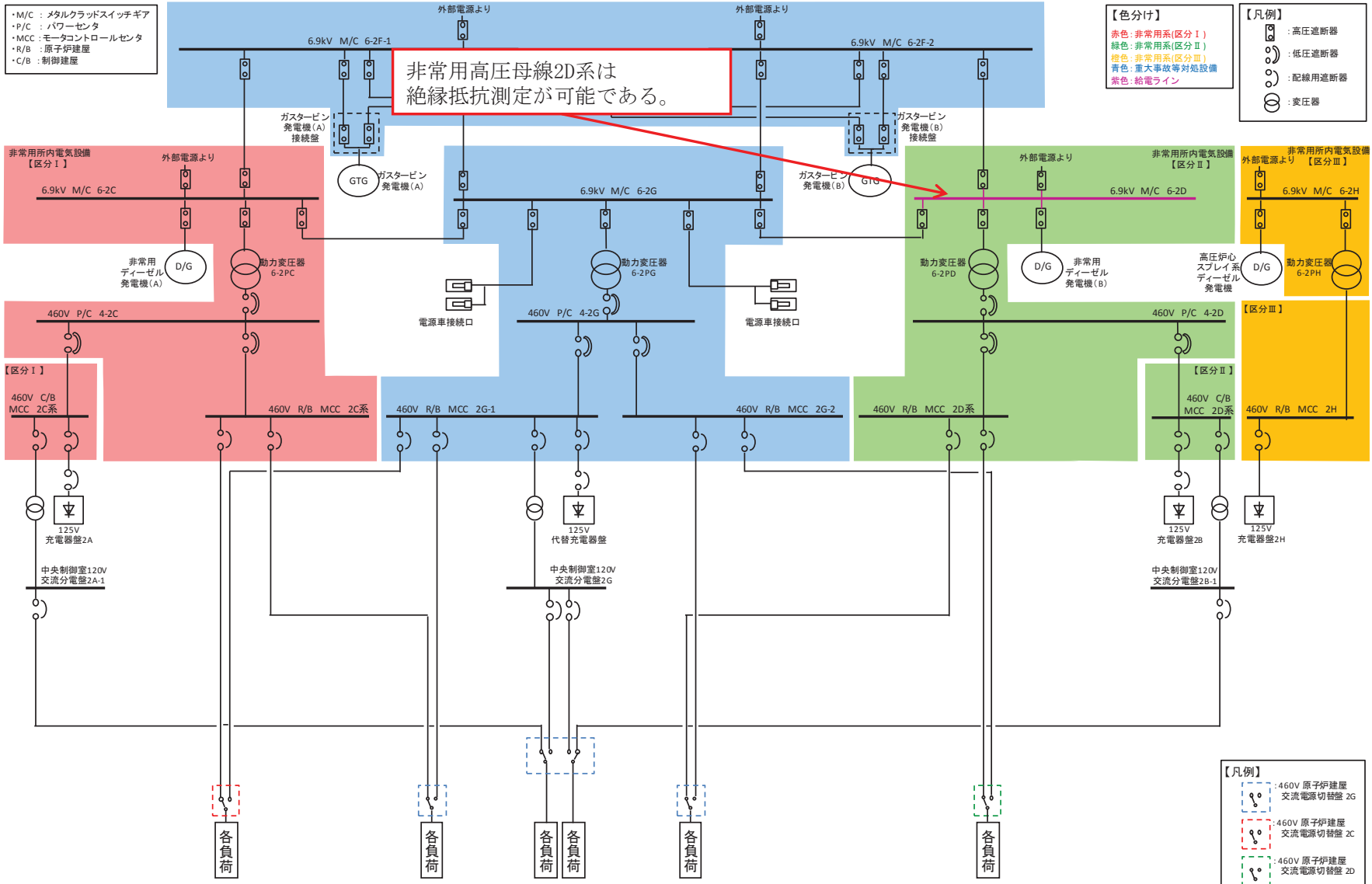
図 57-4-32 非常用高圧母線 2C 系試験系統図

- M/C : メタルクラッドスイッチギア
- P/C : ハブアーセンタ
- MCC : モータコントロールセンタ
- R/B : 原子炉建屋
- C/B : 制御建屋

- 【色分け】
- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 - 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 - 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 - 青色: 重大事故等対応設備
 - 紫色: 給電ライン

- 【凡例】
- ⊗: 高圧遮断器
 - ⊙: 低圧遮断器
 - ⊕: 配線用遮断器
 - ⊖: 変圧器

非常用高圧母線2D系は
絶縁抵抗測定が可能である。



- 【凡例】
- ⊗: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G
 - ⊙: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2C
 - ⊕: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2D
 - ⊖: 120V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G

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 644.05kW 及び連続負荷 643.30kW 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	105.00 kW
125V 充電器盤 2B	105.00 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2A	52.50 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2B	52.50 kW
復水移送ポンプ	45.00 kW
復水移送ポンプ	45.00 kW
非常用照明	56.00 kW
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.00 kW
その他必要な負荷	107.30 kW (108.05 kW)
合計(連続負荷)	643.30 kW
(最大負荷)	(644.05 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 337.04kW 及び連続負荷 315.04kW 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	66.00 kW (88.00 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	33.00 kW
	緊急対策エリア 常・非常用送風機	22.00 kW
	緊急時対策所 常・非常用送風機	11.00 kW
	緊急時対策所 常・非常用排風機	7.50 kW
	緊急時対策所 非常用送風機	3.70 kW
	緊急時対策所 非常用排風機	22.00 kW
	緊急時対策所 非常用フィルタ装置加熱ヒータ 2 台	10.00 kW
	その他空調負荷	5.08 kW
	・照明設備 (コンセント負荷含む)	40.00 kW
	・必要な情報を把握できる設備, 通信連絡設備	4.24 kW
その他負荷	125V 充電器盤 J-1	67.00 kW
	CO2 除去装置	5.40 kW
	火災防護設備	17.52 kW
	その他負荷	0.60 kW
合計 (連続負荷)		315.04 kW
(最大負荷)		(337.04 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），可搬型窒素ガス供給装置
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】

可搬型窒素ガス供給装置1台(52条)、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103kLとなり、軽油タンクの必要容量は上記設備との合計で約194kL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)
可搬型窒素ガス 供給装置	1	0.044	約 8
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 103

*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	=	1.90kL	≒	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

$$\text{運転可能時間} = V_w \div C_w = 990\text{L} \div 188\text{L/h} = 5.2\text{h} \quad (312\text{min})$$

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

$$\text{運転可能時間} = V_w \div C_w = 990\text{L} \div 188\text{L/h} = 5.2\text{h} \quad (312\text{min})$$

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

$$\text{運転可能時間} = V_h \div C_h = 900\text{L} \div 55.5\text{L/h} = 16.2\text{h} \quad (972\text{min})$$

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 20 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 105 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））：20 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）：105 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）：105 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=165 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=165 分（残量：4,000L-990L=3,010L）

90 分+165 分=255 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 255 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=210 分（残量：4,000L-990L-990L=2,020L）

45 分+210 分=255 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 255 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=255 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 255 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 255 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 255 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 20 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 105 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)) : 20 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) : 105 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。

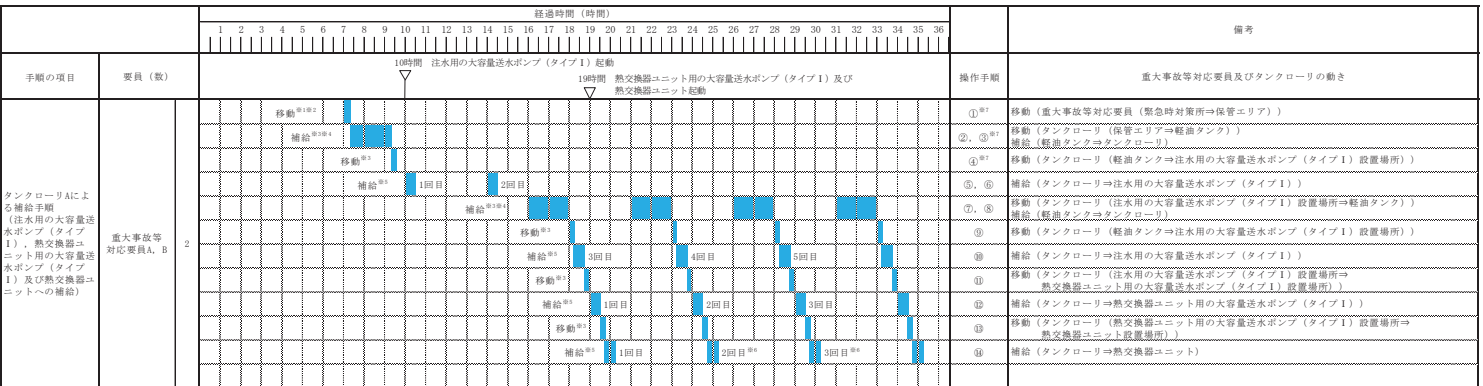
軽油の必要量 $250\text{L}\times 9 \text{回}=2,250\text{L}$ に対し、タンクローリの容量は 4,000L を有していることから、必要量に対して余裕を有している。

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

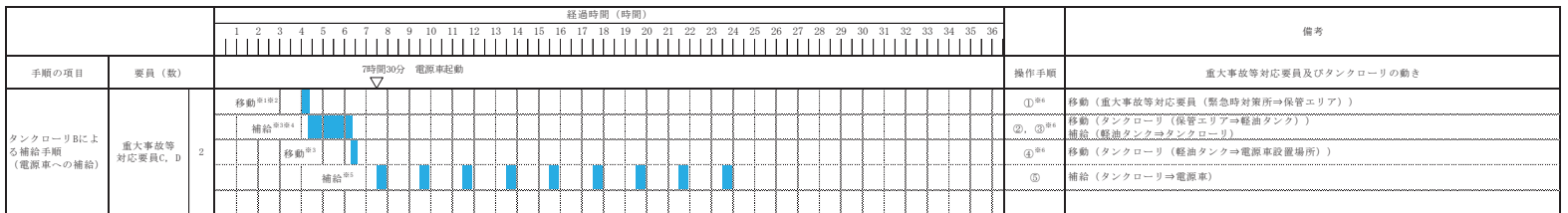
タンクローリの最高使用温度は、屋外温度が 40°C を下回るため、 40°C とする。



※1: タンクローリの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア、第4保管エリア
 ※2: 重大事故等対応要員の移動は、緊急時対策所から保管エリアまでの移動を想定した時間
 ※3: タンクローリの移動は、注水の大容量送水ポンプ (タイプ1) 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1) 設置場所までの移動を想定した時間
 ※4: タンクローリへの補給は軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ想定時間
 ※5: 各機器への補給は類似作業の実績に余裕を見込んだ想定時間
 ※6: 熱交換器ユニットへの補給は15時間に1回で評価するため、実運用の際は不要
 ※7: タンクローリAの手順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、注水の大容量送水ポンプ (タイプ1) が起動する事象発生後10時間までに実施する

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1), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ (タイプ1) 及び熱交換器ユニットへの補給のタイムチャート

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



※1: タンクローリの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア、第4保管エリア
 ※2: 重大事故等対応要員の移動は、緊急時対策所から保管エリアまでの移動を想定した時間
 ※3: タンクローリの移動は、注水用の大容量送水ポンプ(タイプ1)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1)設置場所までの移動を想定した時間
 ※4: タンクローリへの補給は軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ想定時間
 ※5: 電源車への補給は類似作業の実績に余裕を見込んだ想定時間
 ※6: タンクローリ B の手順①②③④はアクセ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

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

最大負荷は 4,551.74kW である。また、その際の連続負荷は 3,157.50kW である。

負荷名称	負荷容量
緊急時対策建屋	316.00 kW
緊急用電気品建屋	502.30 kW
125V 充電器盤 2A	105.00 kW
125V 充電器盤 2B	105.00 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2A, 2A-1	52.50 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2B, 2B-1	52.50 kW
非常用照明	180.00 kW
非常用照明	180.00 kW
中央制御室送風機	110.00 kW
中央制御室再循環送風機	15.00 kW
復水移送ポンプ	45.00 kW
復水移送ポンプ	45.00 kW
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.00 kW
非常用ガス処理系排風機等*1	35.00 kW
非常用ガス処理系排風機等*1	35.00 kW
代替循環冷却ポンプ	90.00 kW
原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ	22.00 kW
その他必要な設備	593.50 kW
その他不要な設備	598.70 kW
合計（連続負荷）	3,157.50 kW
（最大負荷）	（4,551.74 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 4,551.74kW 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。

$$Q = P \div \text{Pf} = 3,600 \div 0.8 = 4,500 \text{ (連続定格：} 3,033 \div 0.8 \doteq 3,791.2 \text{)}$$

$$Q \text{ : 発電機の容量 (kVA), } P \text{ : 発電機の出力 (kW) = 3,600 (連続定格：3,033),}$$

$$f \text{ : 力率 = 0.80}$$

名称	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
台	2
m ³ /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 (3.0m³/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	:	<input type="text"/>
燃料小出槽 レベルH (燃料移送ポンプ停止)	:	<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/s²) Q : 吐出量 (m³/min)

ρ : 比重 (t/m³) *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/m³) 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。

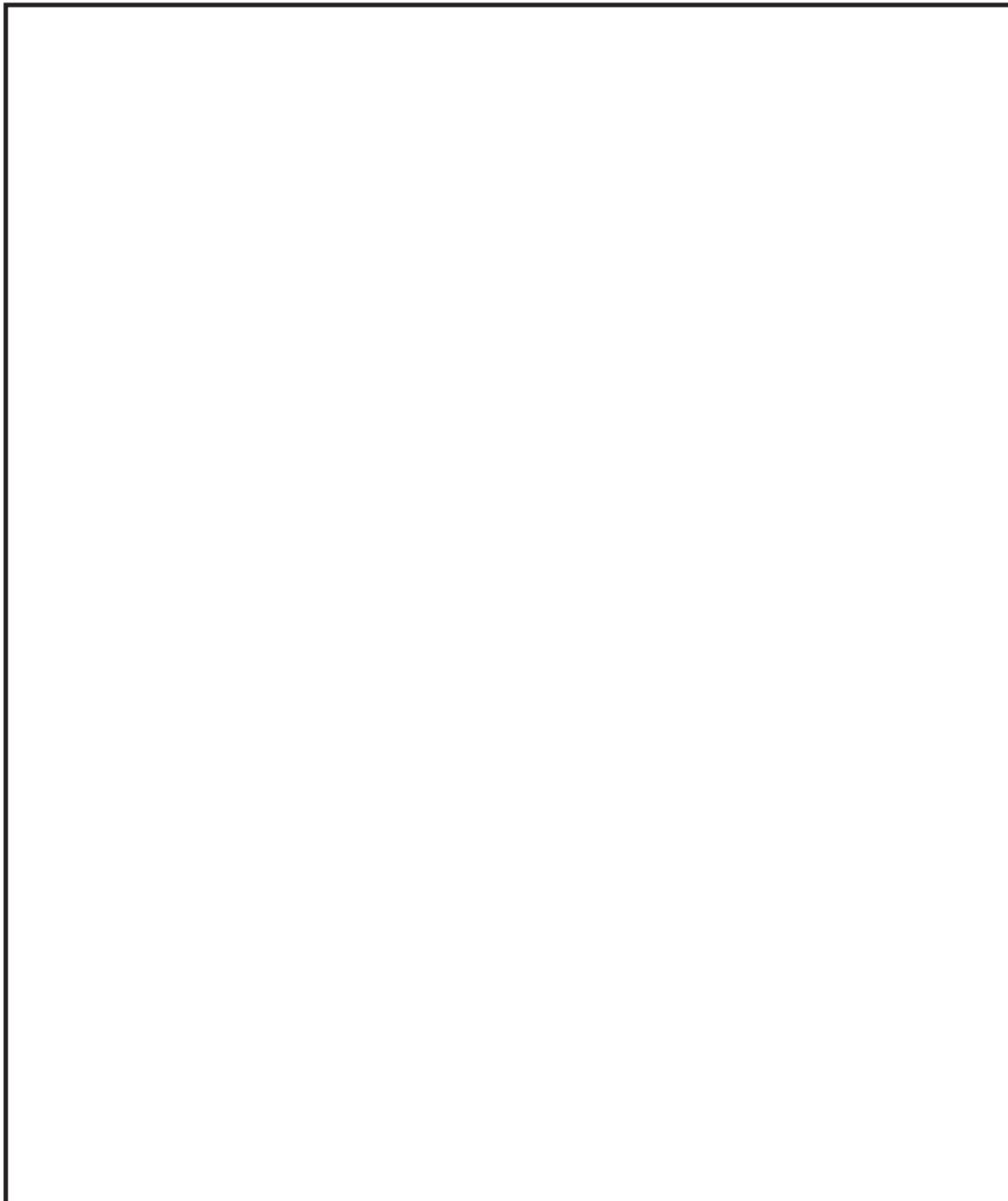


図 57-5-3 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ性能曲線

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負荷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_m: 放電時間 T_m (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 _{1m}	0.58
59	K _{59m}	1.83
60 (1h)	K _{1h}	1.85
420 (7h)	K _{7h}	7.60
479 (7h59m)	K _{7h59m}	8.38
480 (8h)	K _{8h}	8.39
600 (10h)	K _{10h}	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負荷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. 高压代替注水系制御	20.5	9.0	9.0	9.0
b. 原子炉格納容器フィルタベント系制御	2.0	2.0	2.0	2.0
c. 中央制御室直流照明	22.0	22.0	22.0	22.0
d. 主蒸気逃がし安全弁制御	0.4	0.4	0.4	0.4
e. 非常用ディーゼル発電機 初期励磁*1	(177.0)	-	-	-
f. 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	-	-	-
g. その他負荷	1,071.5	584.2	157.2	86.8
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_m: 放電時間 T_m (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 _{1m}	0.58
59	K _{59m}	1.83
60 (1h)	K _{1h}	1.85
420 (7h)	K _{7h}	7.60
479 (7h59m)	K _{7h59m}	8.38
480 (8h)	K _{8h}	8.39
600 (10h)	K _{10h}	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	79.5 A
合計	197.5 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_L : 通常使用負荷電流 (A) (197.5A)
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

$$I = 197.5 + \frac{8,000}{20}$$

$$= 597.5$$

したがって、125V 充電器盤 2A の出力は最大所要負荷である、597.5A 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	89.2 A
合計	122.6 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) (122.6A)
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

$$I = 122.6 + \frac{6,000}{20}$$

$$= 422.6$$

したがって、125V 充電器盤 2B の出力は最大所要負荷である、422.6A 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 _{1m}	0.58
479 (7h59m)	K _{7h59m}	8.38
480 (8h)	K _{8h}	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_1

$$C_1 = \frac{1}{L} [K_{1m} I_{1m}]$$

$$C_1 = \frac{1}{0.8} [0.58 \times 1, 227.2]$$

$$= 889.8$$

- 8 時間時の定格放電率換算容量 C_3

$$C_2 = \frac{1}{L} [K_{8h} I_{1m} + K_{7h59m} (I_{1h} - I_{1m}) + K_{7h} (I_{8h} - I_{1h})]$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} [8.39 \times 1, 227.2 + 8.38 \times (85.1 - 1, 227.2)]$$

$$= 906.8$$

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. その他負荷*1	1,725	855	855	855	0	0
合計(A)	1,725	855	1,455	1,055	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_m: 放電時間 T_m (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 _{1m}	0.58
59	K _{59m}	1.83
60 (1h)	K _{1h}	1.85
150 (2h30m)	K _{2h30m}	3.55
209 (3h29m)	K _{3h29m}	4.55
210 (3h30m)	K _{3h30m}	4.60
300 (5h)	K _{5h}	5.87
359 (5h59m)	K _{5h59m}	6.74
360 (6h)	K _{6h}	6.75
450 (7h30m)	K _{7h30m}	8.01
509 (8h29m)	K _{8h29m}	8.81
510 (8h30m)	K _{8h30m}	8.82
600 (10h)	K _{10h}	9.89
1380 (23h)	K _{23h}	22.89
1409 (23h29m)	K _{23h29m}	23.37
1410 (23h30m)	K _{23h30m}	23.39
1439 (23h59m)	K _{23h59m}	23.87
1440 (24h)	K _{24h}	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}

$$C_{24} = \frac{1}{L} [K_{24}I_{1m} + K_{24-1m}(I_{30m} - I_{1m}) + K_{24-30m}(I_{30m} - I_{31m}) \cdot \cdot \cdot \cdot K_{1h}(I_{23h} - I_{24h})]$$

$$\begin{aligned} C_{24} &= \frac{1}{0.8} [1,725 \times 23.89 + (855 - 1,725) \times 23.87 + (1,455 - 855) \times 23.39 + \\ &\quad (1,055 - 1,455) \times 23.37 + (200 - 1,055) \times 22.89 + (0 - 200) \times 9.89 + (600 - 0) \times \\ &\quad 8.82 + (200 - 600) \times 8.81 + (0 - 200) \times 8.01 + (600 - 0) \times 6.75 + (200 - 600) \times \\ &\quad 6.74 + (0 - 200) \times 5.87 + (600 - 0) \times 4.6 + (200 - 600) \times 4.55 + (0 - 200) \times 3.55 + \\ &\quad (600 - 0) \times 1.85 + (200 - 600) \times 1.83] \\ &= 5,668.0 \end{aligned}$$

上記計算より、250V 蓄電池容量は、5,668.0Ah 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	24.0 A
c. 主蒸気逃がし安全弁制御	1.4 A
d. 直流駆動低圧注水系制御	4.0 A
e. その他負荷	175.8 A
合計	214.2 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 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) (214.2A)
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

$$I = 214.2 + \frac{2,000}{20}$$

$$= 314.2$$

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、314.2A 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>【設定根拠】</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：$4,500\text{kVA} \div (\sqrt{3} \times 6.9\text{kV}) = \text{約 } 377\text{A}$</p>		

名称		緊急用高圧母線
母線電流容量	A	1,200
<p>【設定根拠】</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*1 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：$4,500\text{kVA} \div (\sqrt{3} \times 6.9\text{kV}) = \text{約 } 377\text{A}$ ガスタービン発電機 2 台分の定格電流：約 $377\text{A} \times 2 \text{ 個} = \text{約 } 754\text{A}$</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>【設定根拠】</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>【設定根拠】</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 ($7,625\text{kVA} \div (\sqrt{3} \times 6.9\text{kV}) = \text{約 } 639\text{A}$) 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

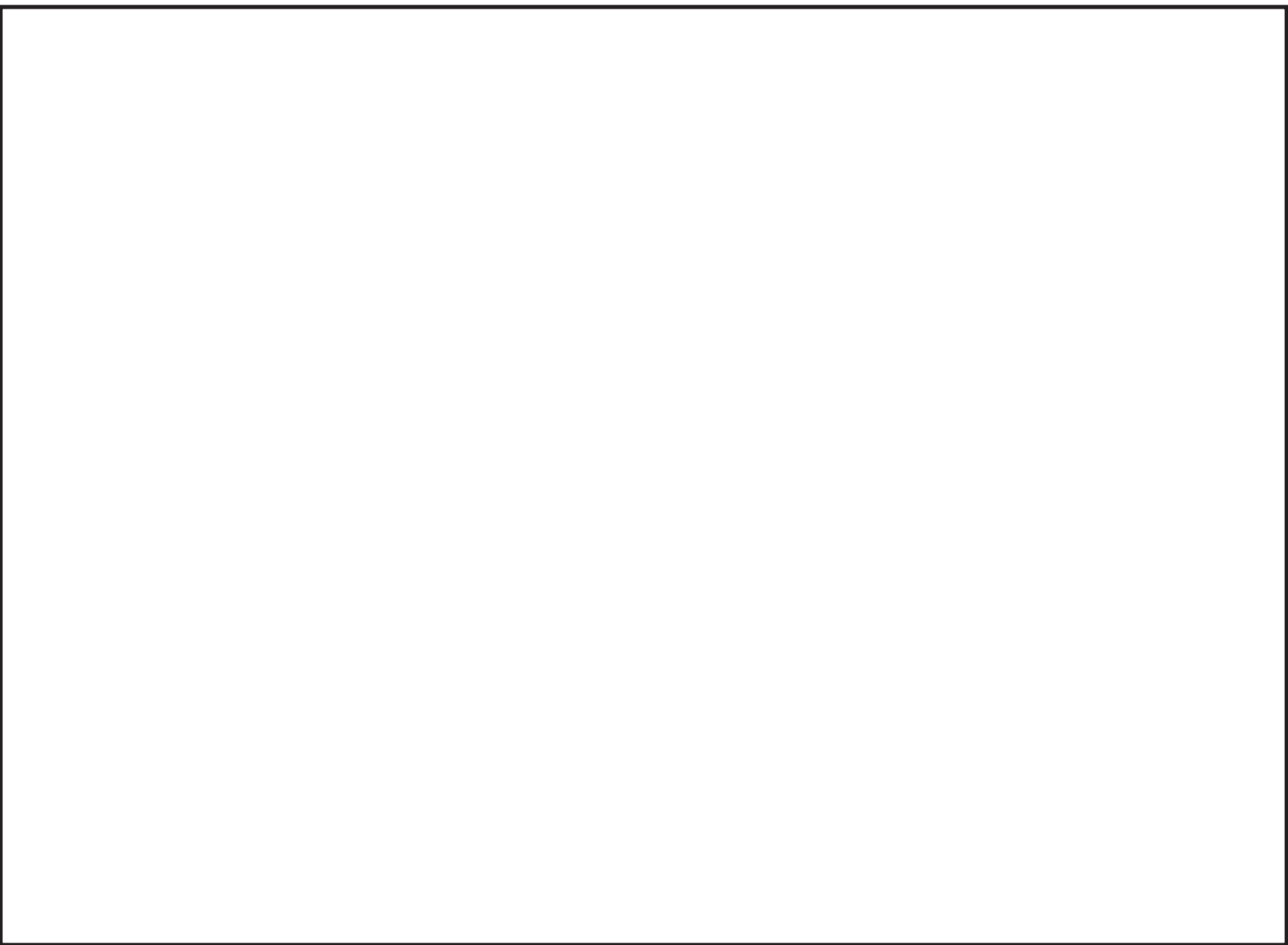


図 57-6-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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

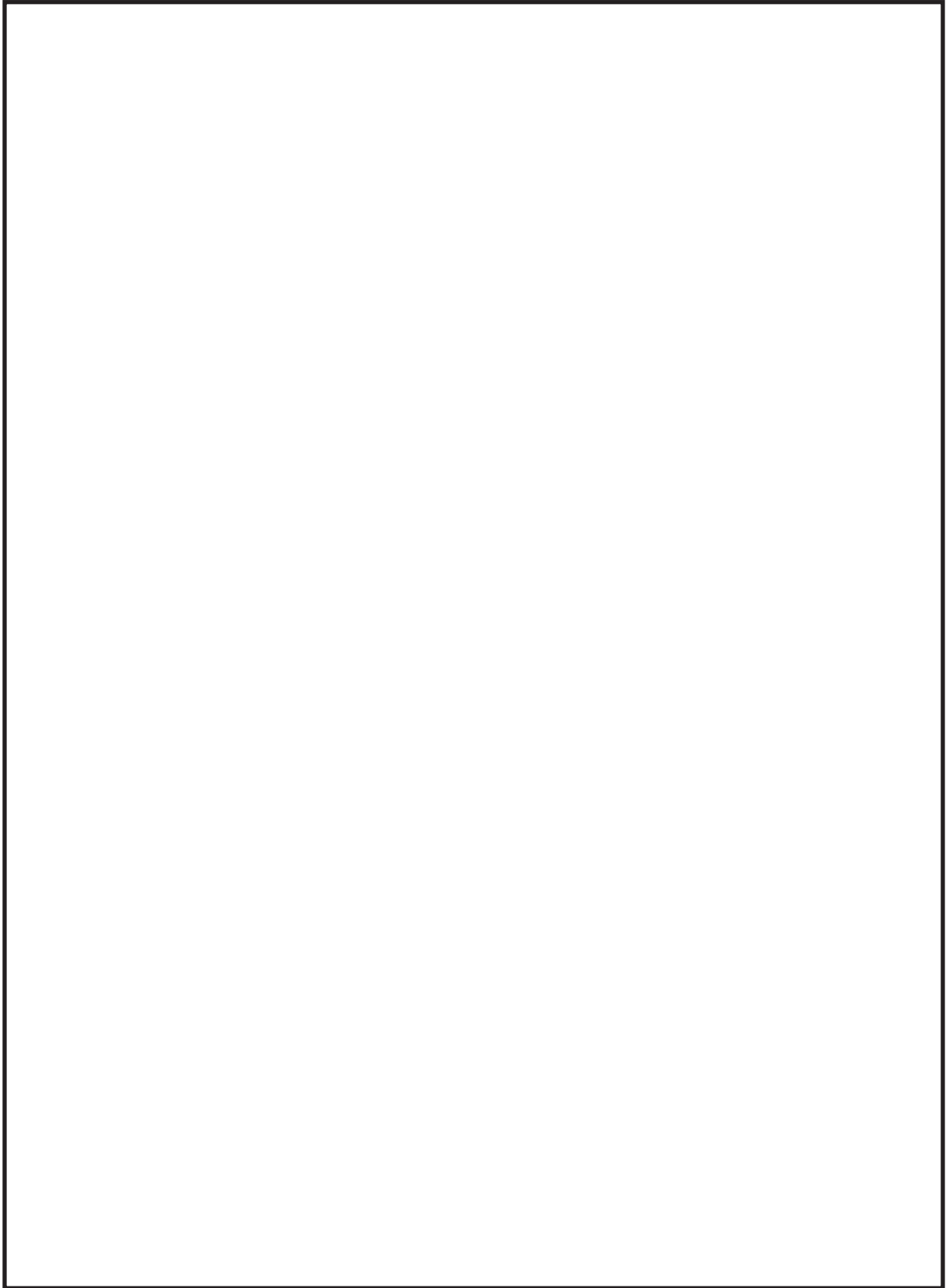


図 57-6-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

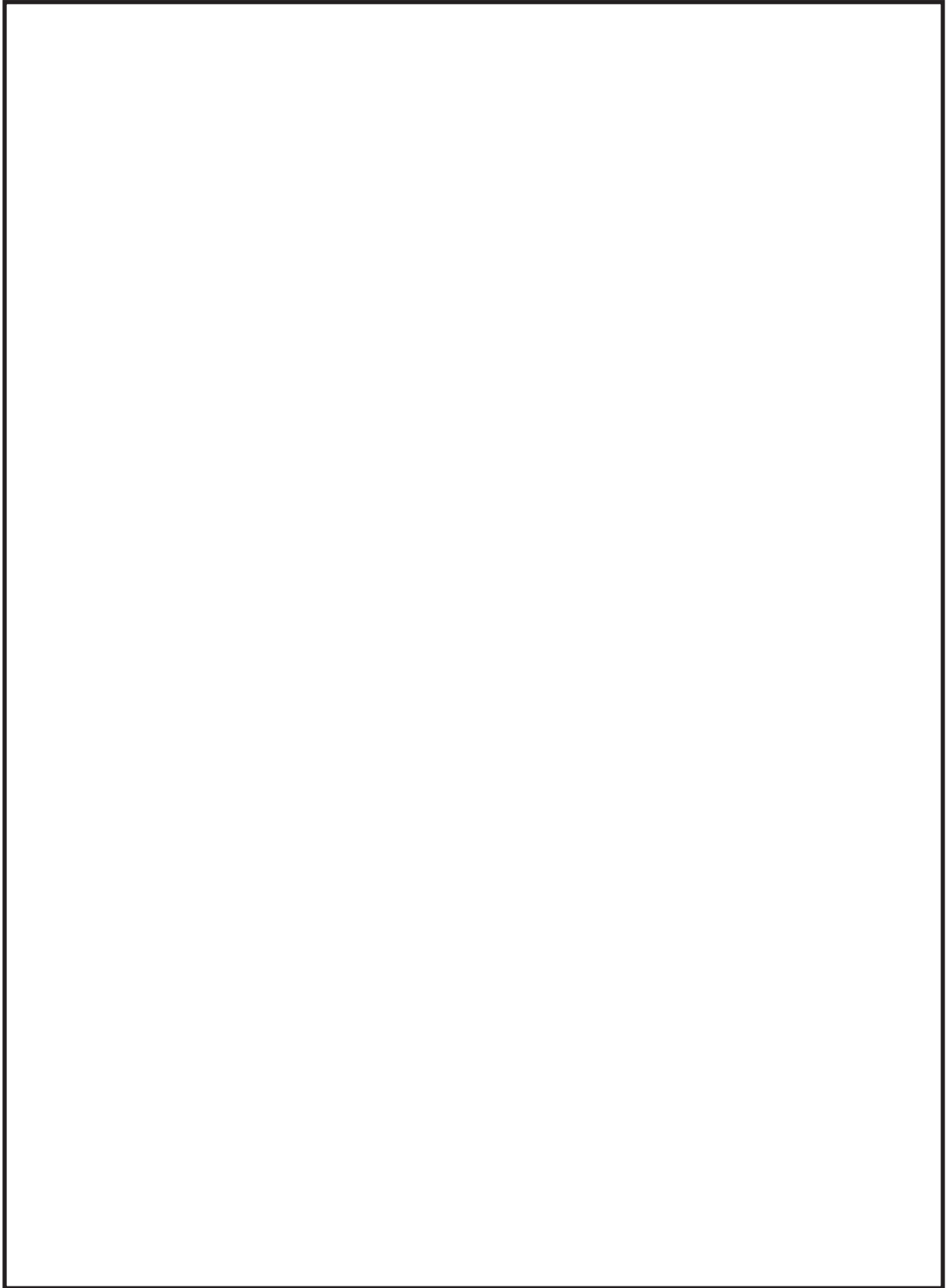


図 57-6-3 津波時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

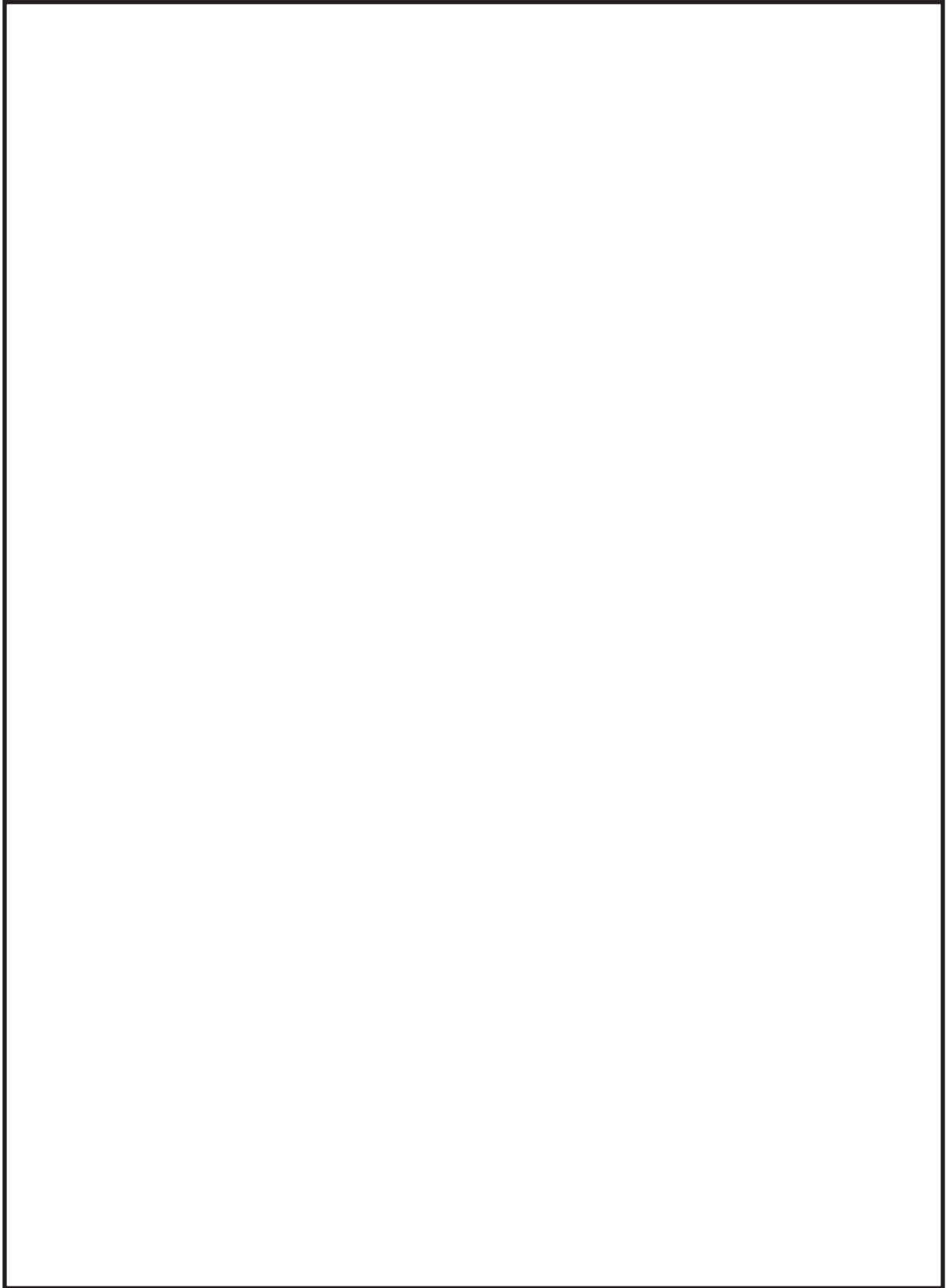


図 57-6-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

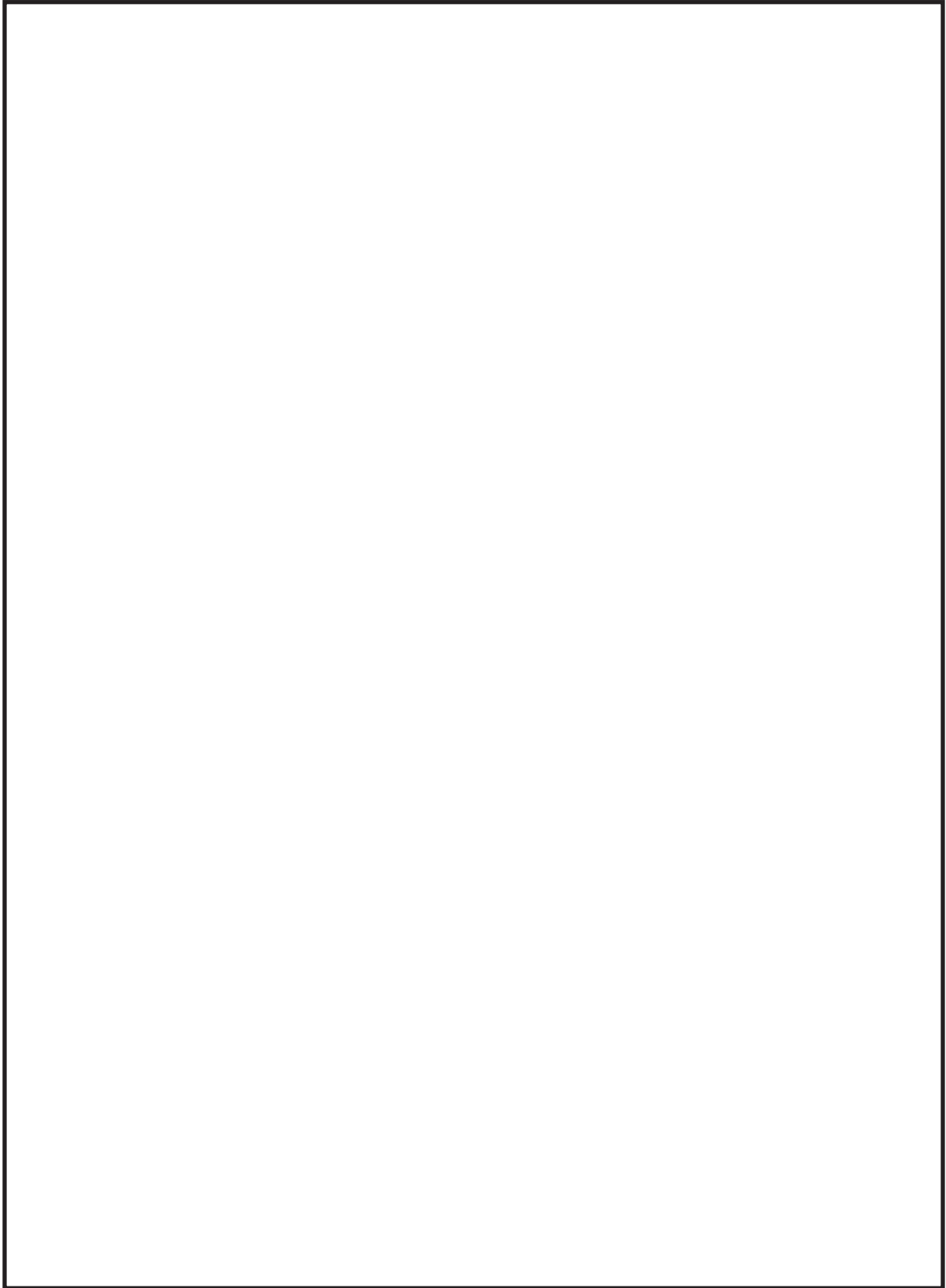


図 57-6-5 屋内アクセスルート図(1/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

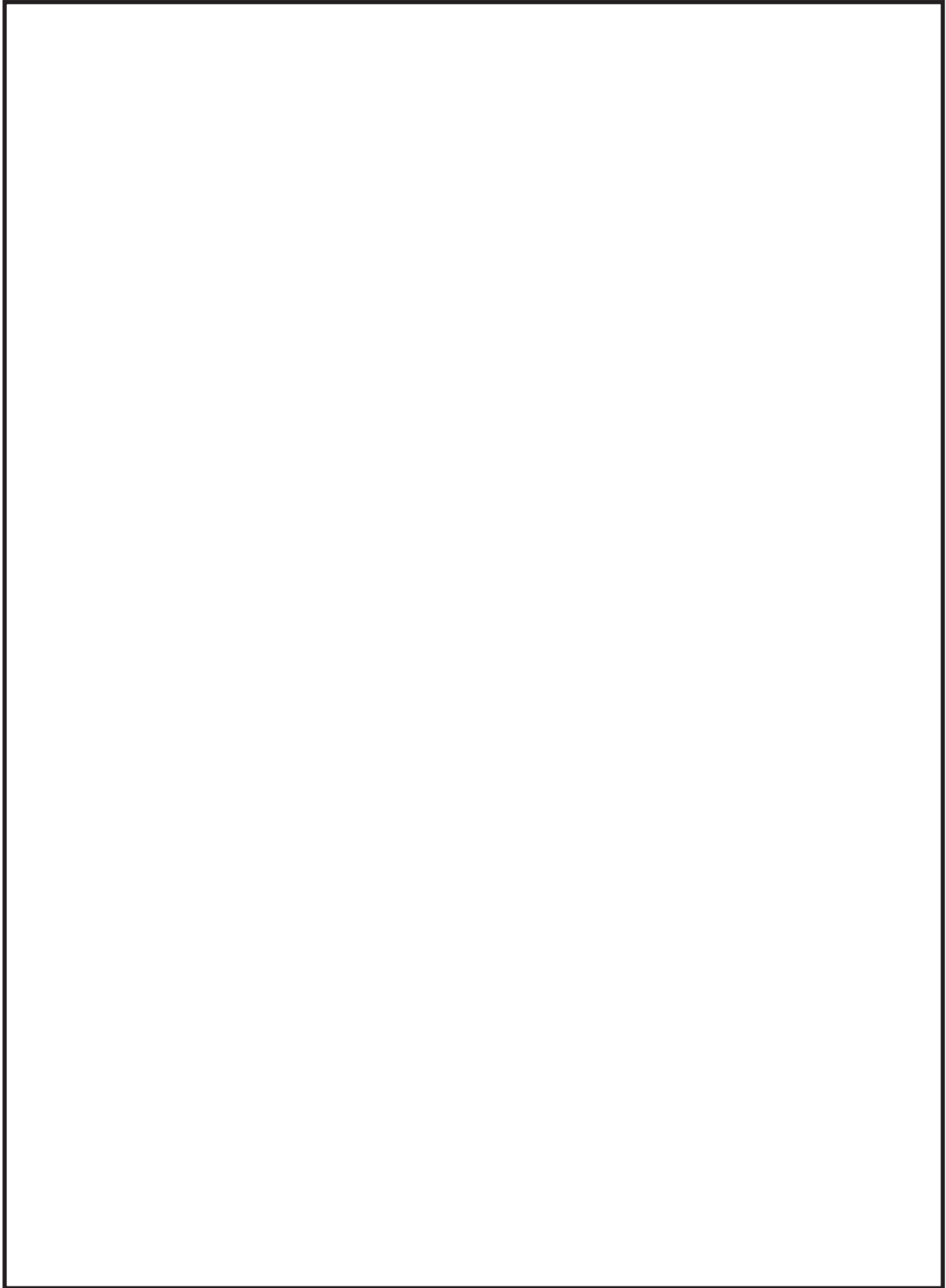


図 57-6-6 屋内アクセスルート図(2/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

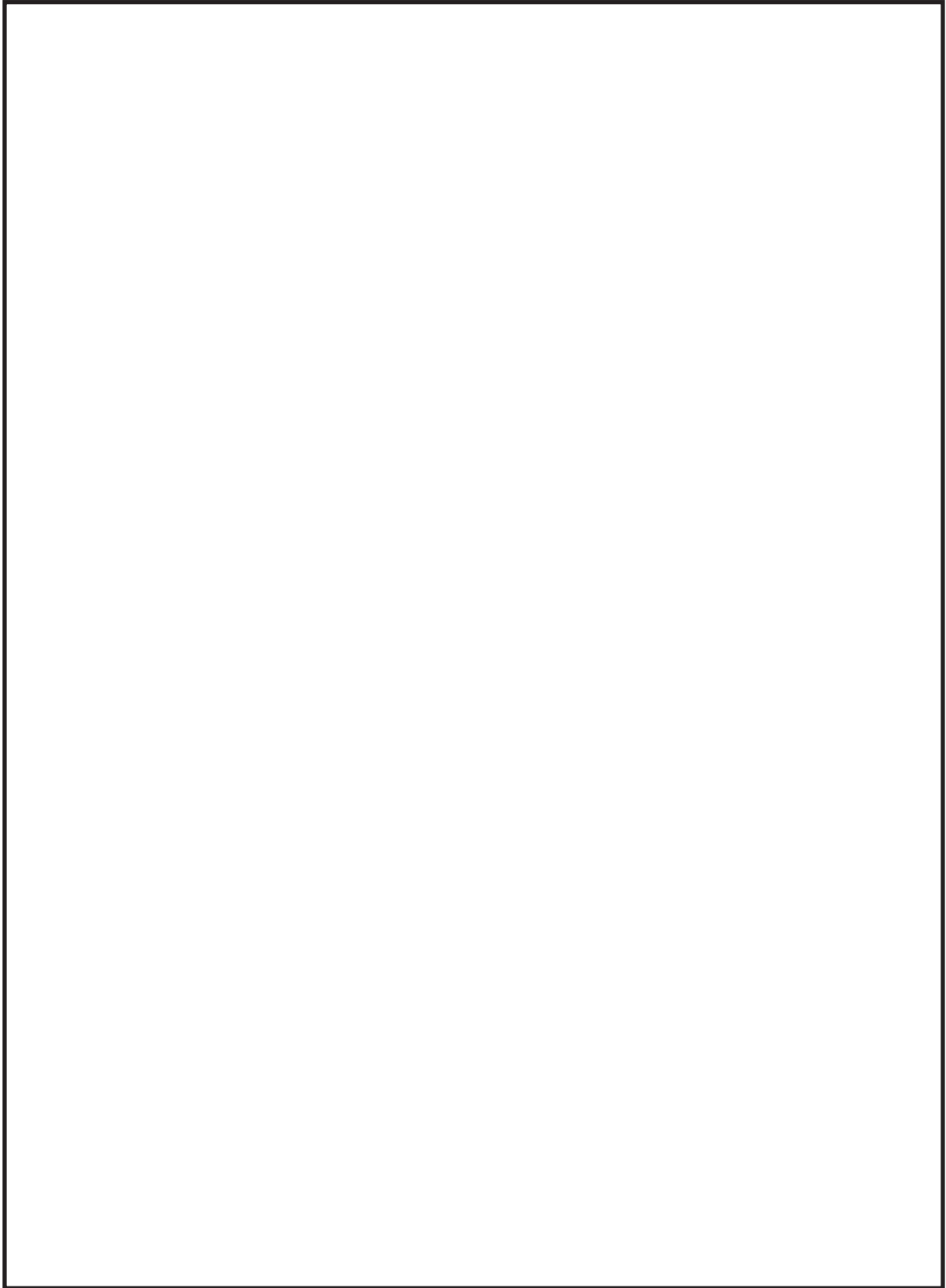


図 57-6-7 屋内アクセスルート図(3/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

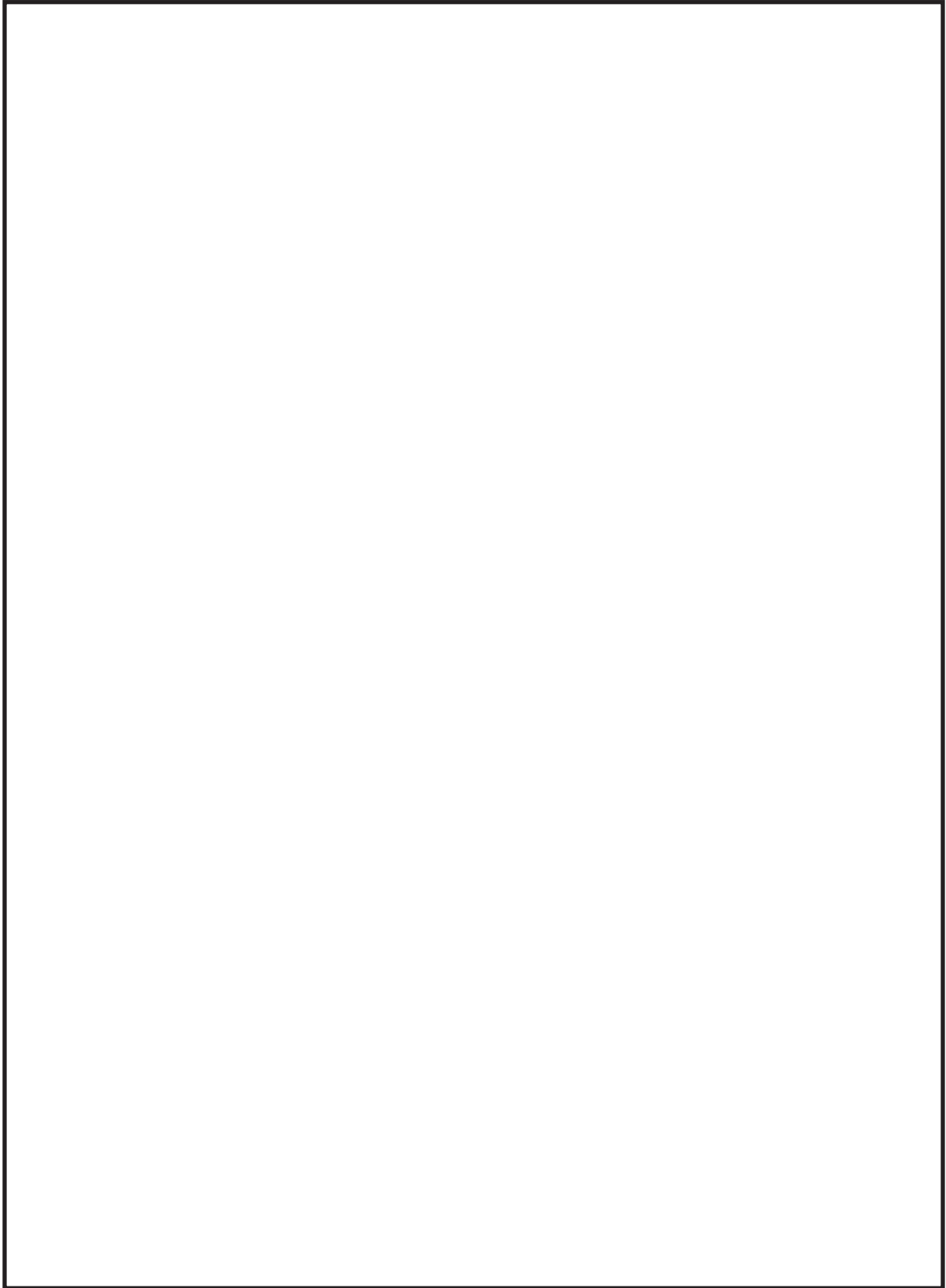


図 57-6-8 屋内アクセスルート図(4/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

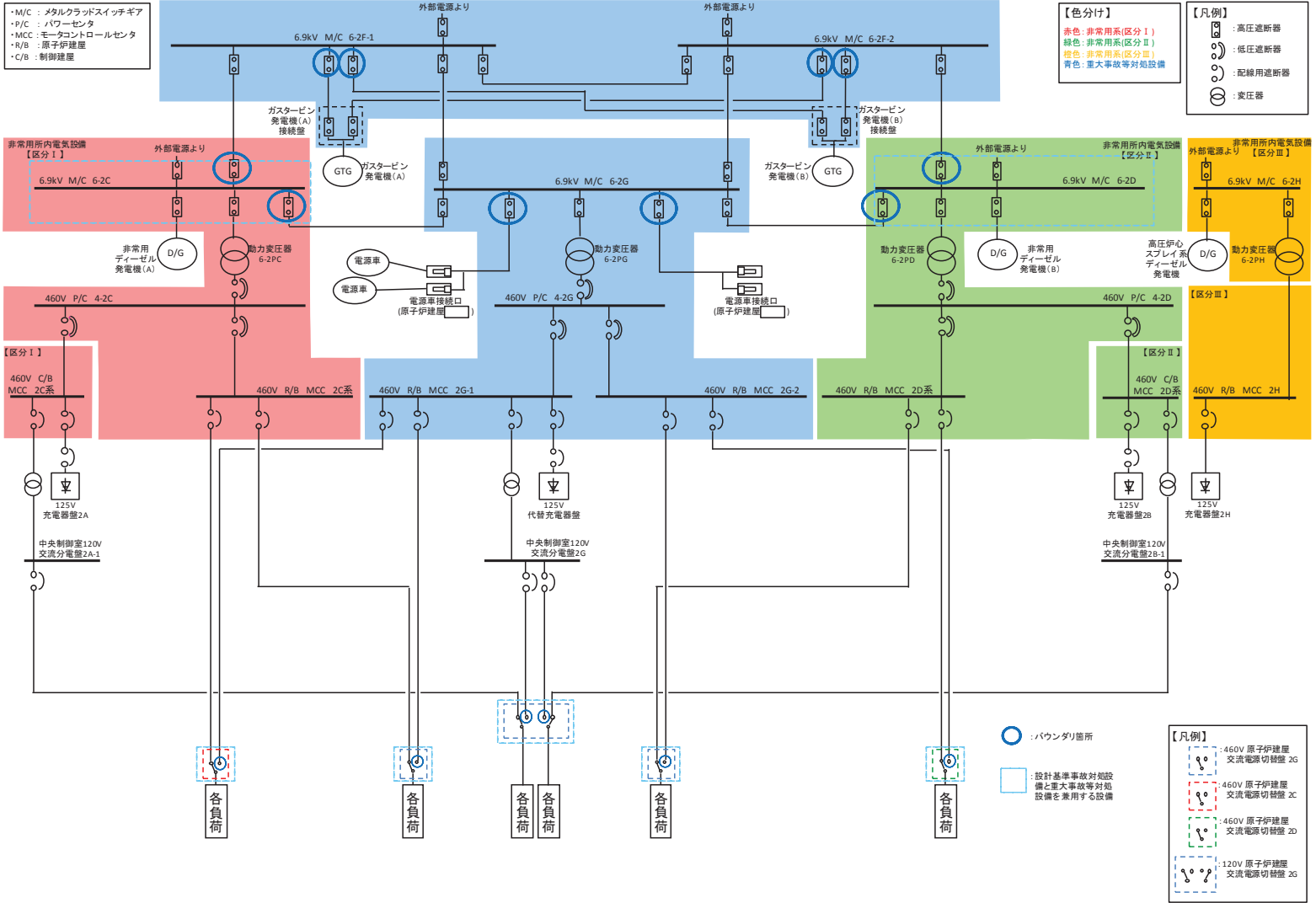
57-7
バウンダリ系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-7-1

578

図 57-7-1 バウンダリ系統図 (交流電源)



軽油タンクからタンクローリへの補給

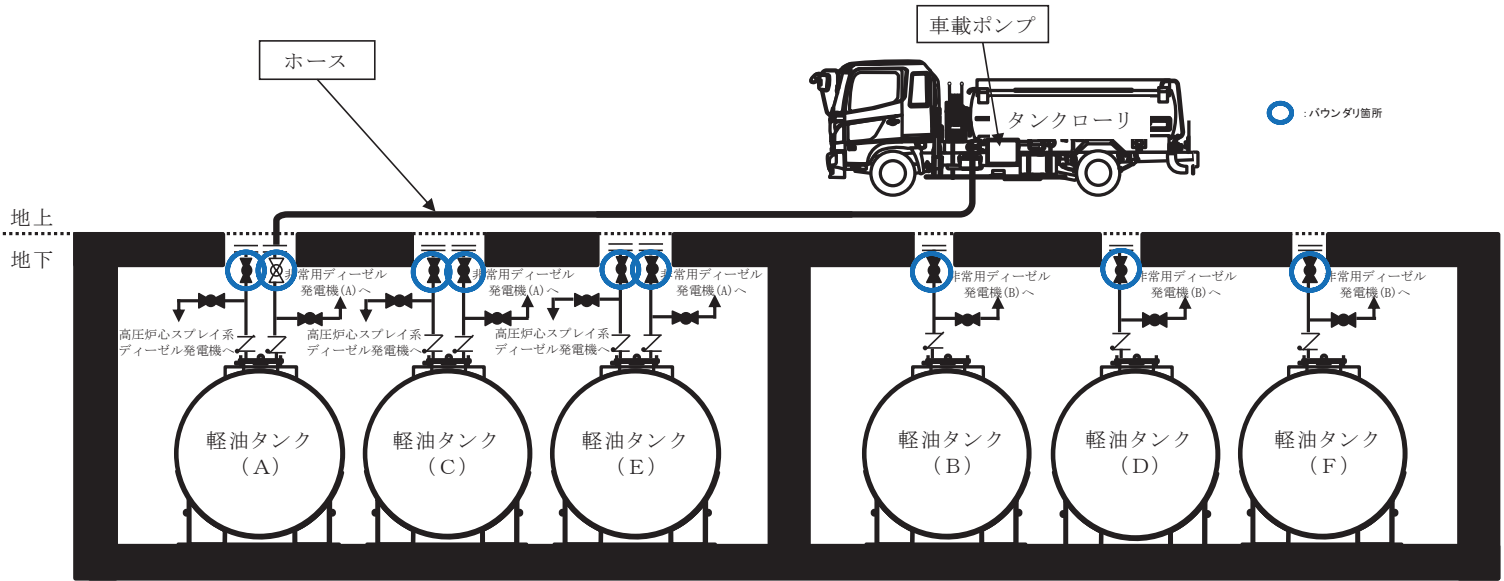


図 57-7-2 バウンダリ系統図 (軽油タンク)

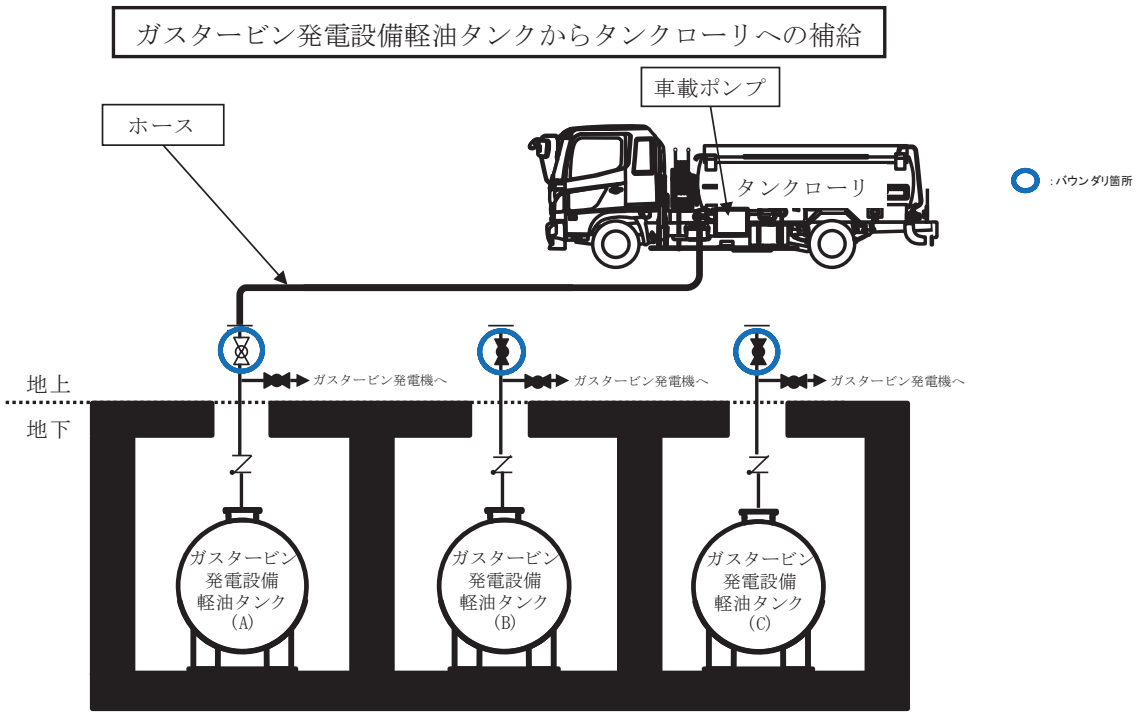


図 57-7-3 バウンダリ系統図 (ガスタービン発電設備軽油タンク)

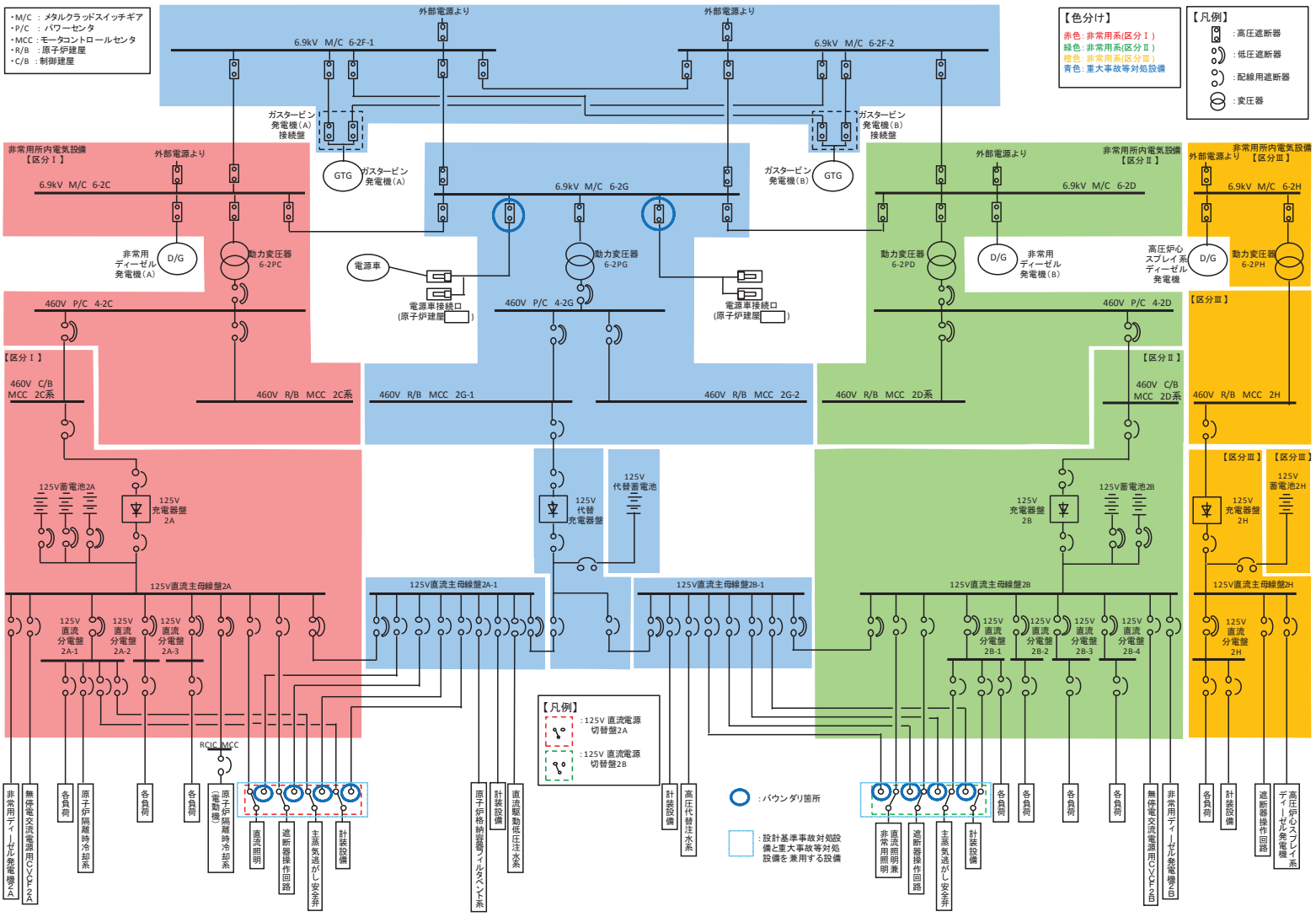


図 57-7-4 バウンダリ系統図 (直流電源)

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。

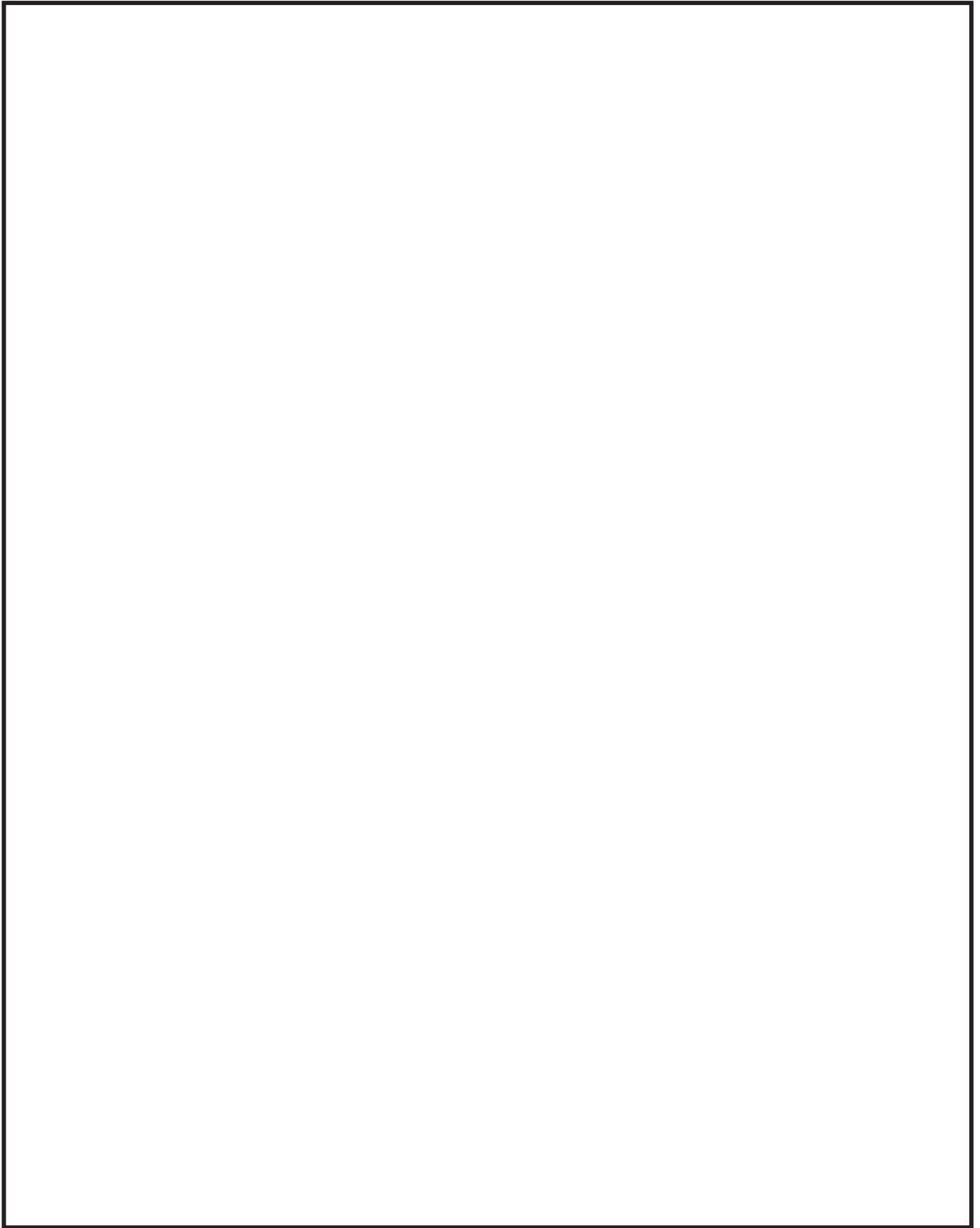


図 57-8-1 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)
～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 電源車配置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

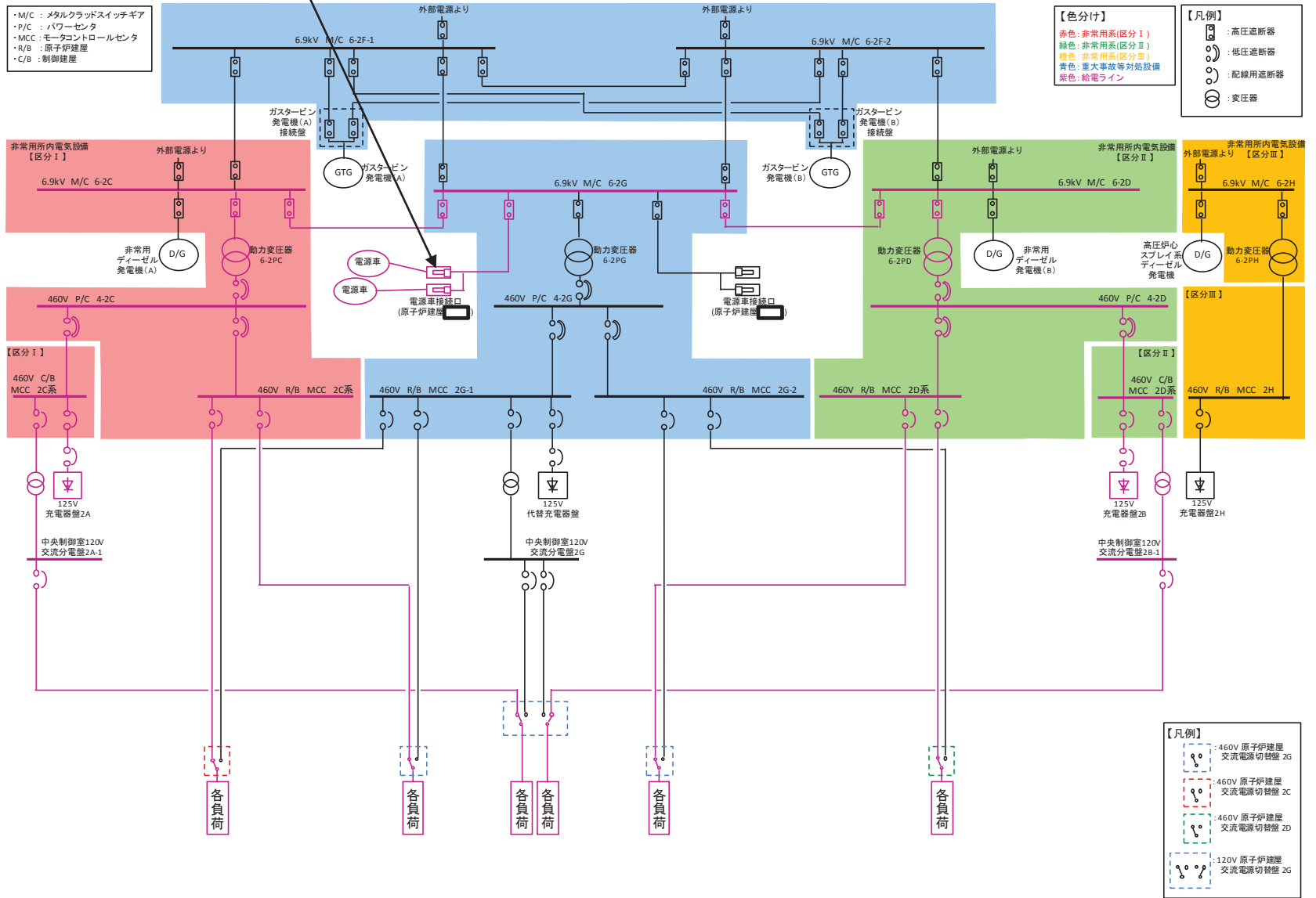


図 57-8-2 電源車～電源車接続口(原子炉建屋) 系統接続図
 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 系統接続図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

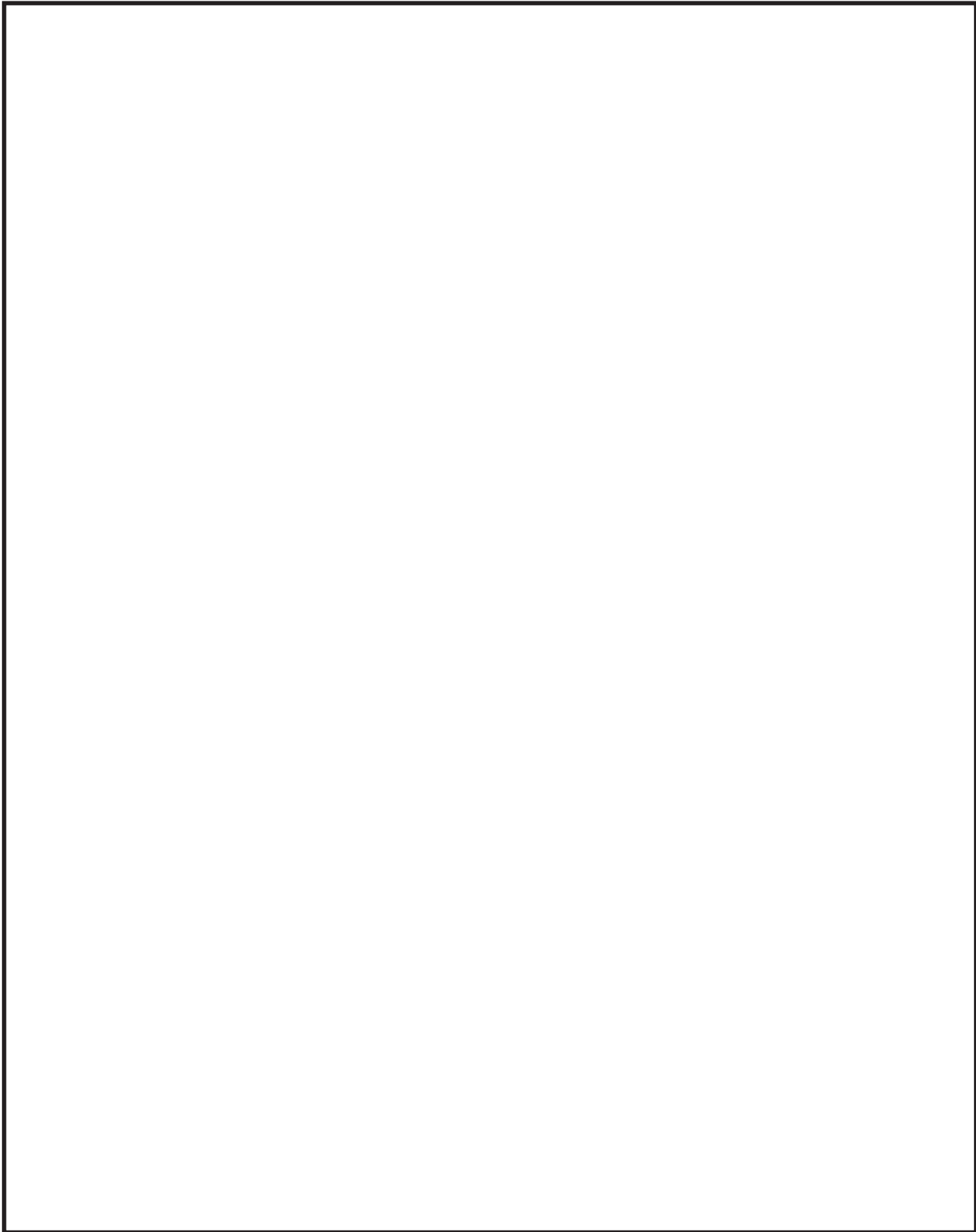


図 57-8-3 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)
～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 電源車配置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

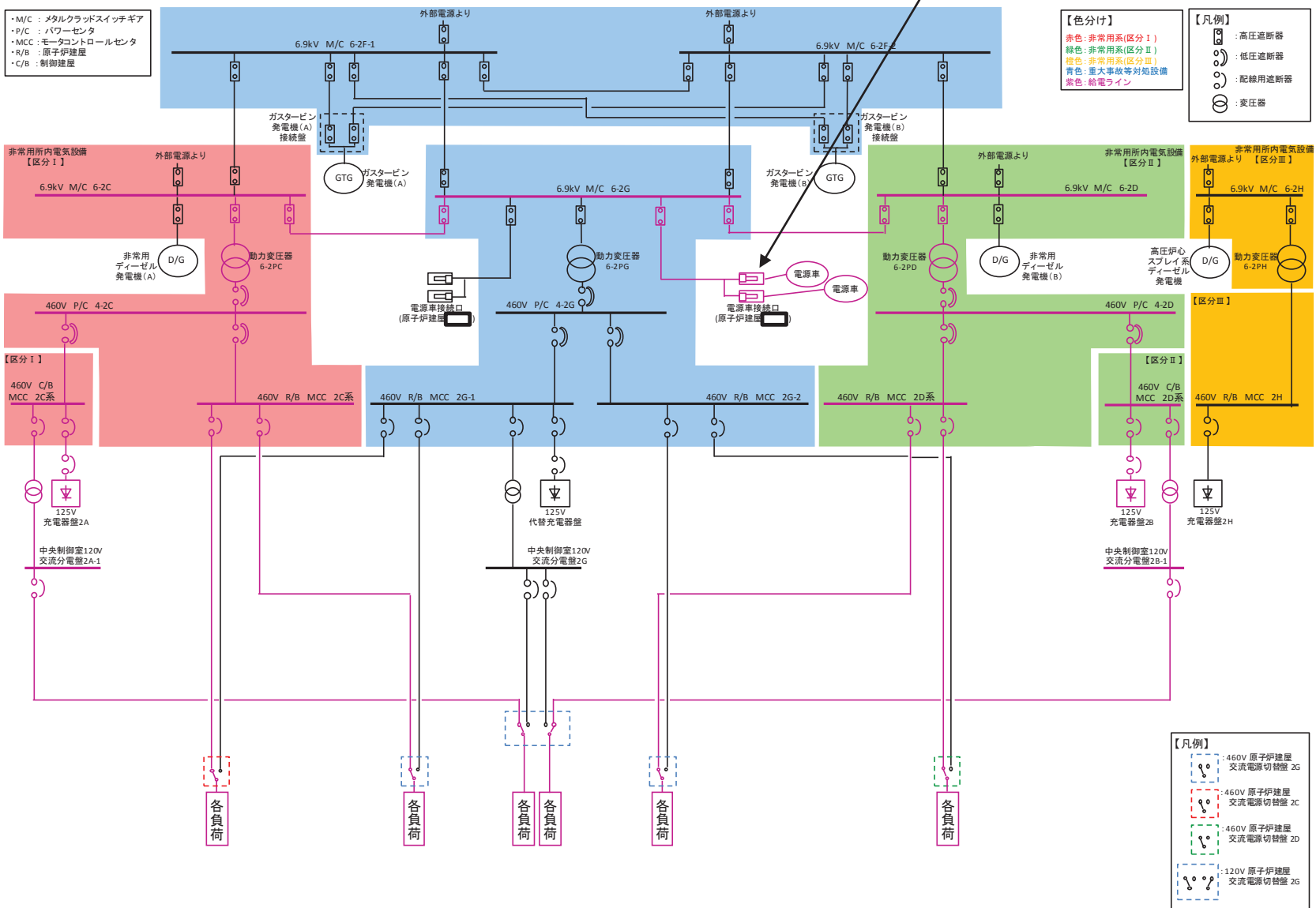
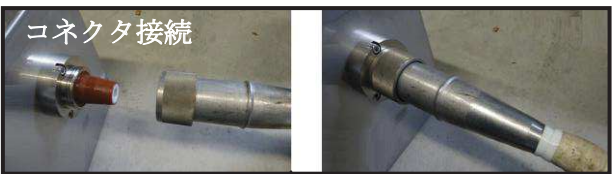


図 57-8-4 電源車～電源車接続口(原子炉建屋) 系統接続図
 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 系統接続図
 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

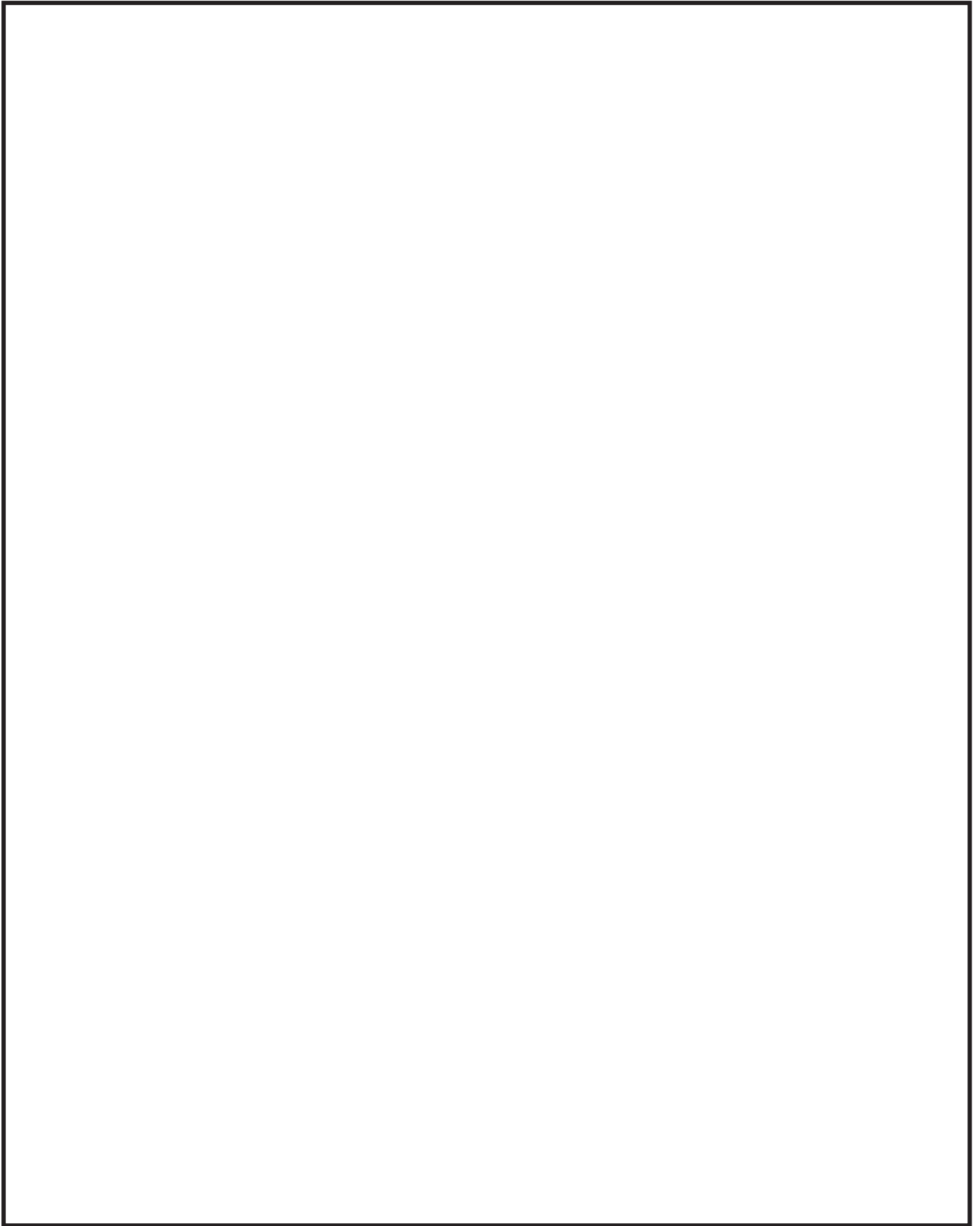


図 57-8-5 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)
～緊急用低圧母線 2G 系電路 電源車配置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

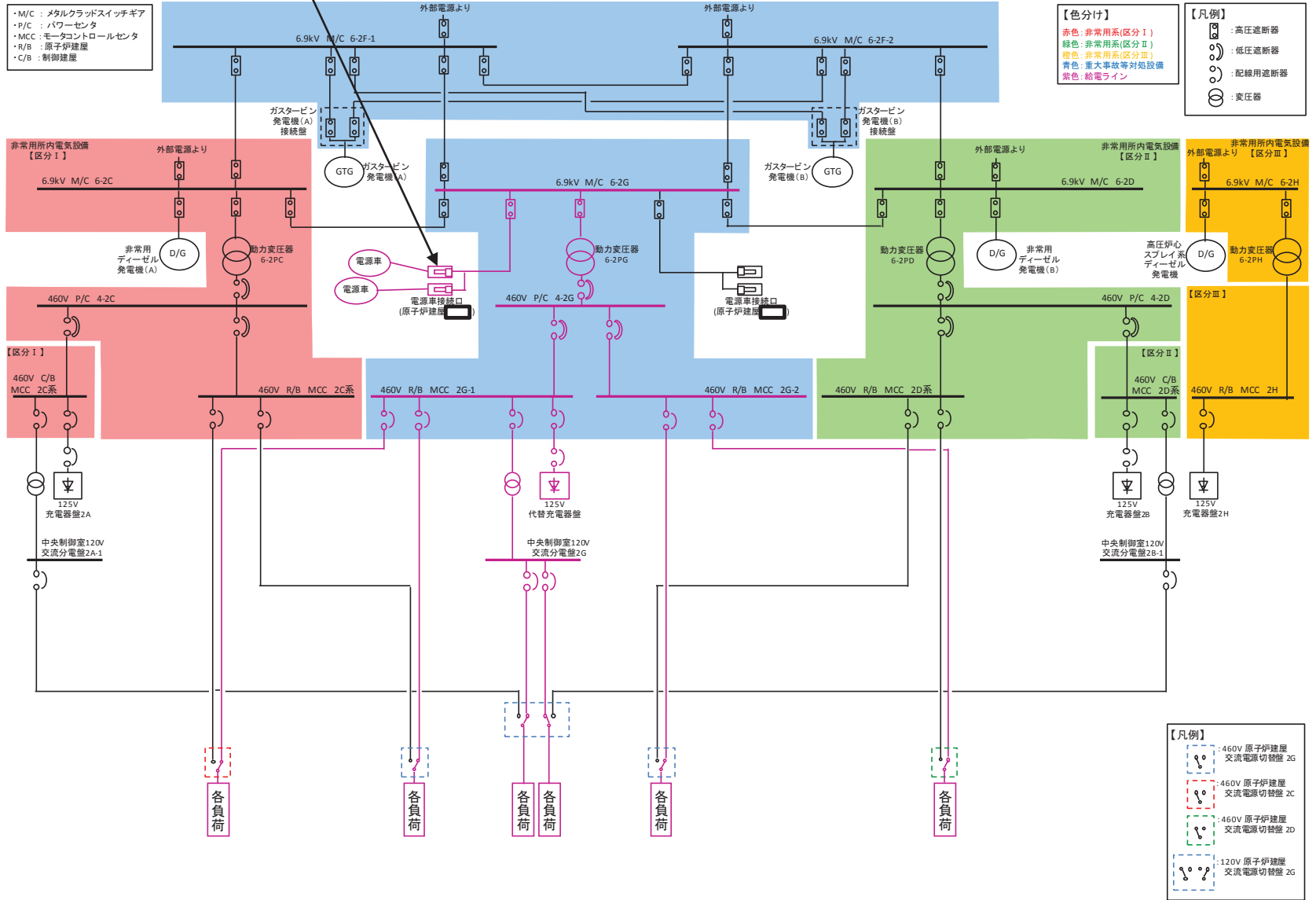
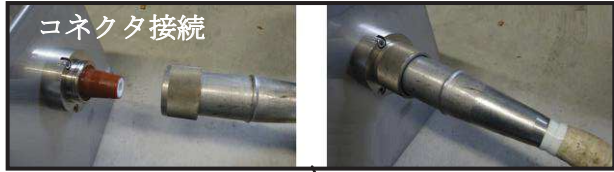


図 57-8-6 電源車～電源車接続口(原子炉建屋) 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

～緊急用低圧母線 2G 系電路 系統接続図

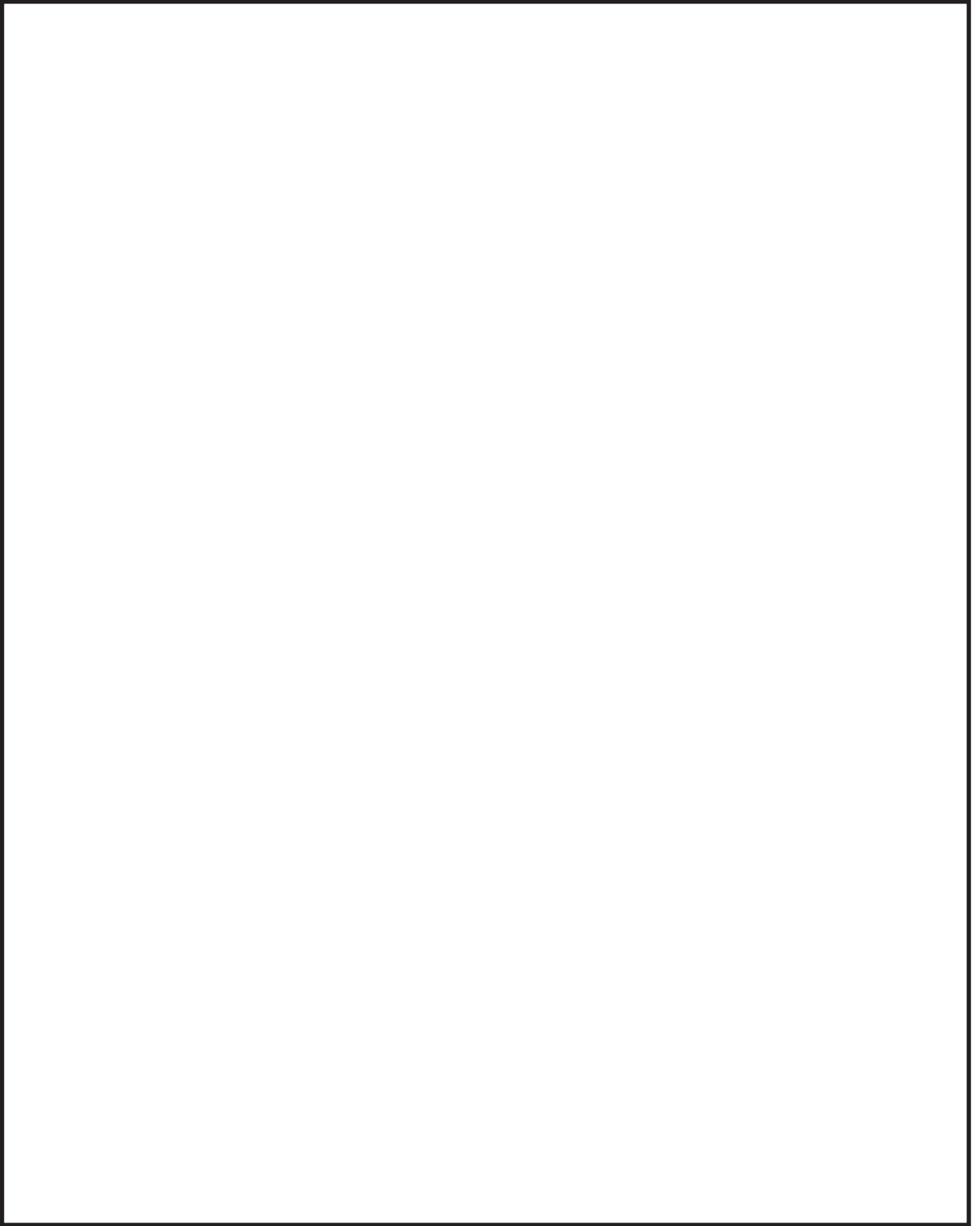


図 57-8-7 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)
～緊急用低圧母線 2G 系電路 電源車配置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

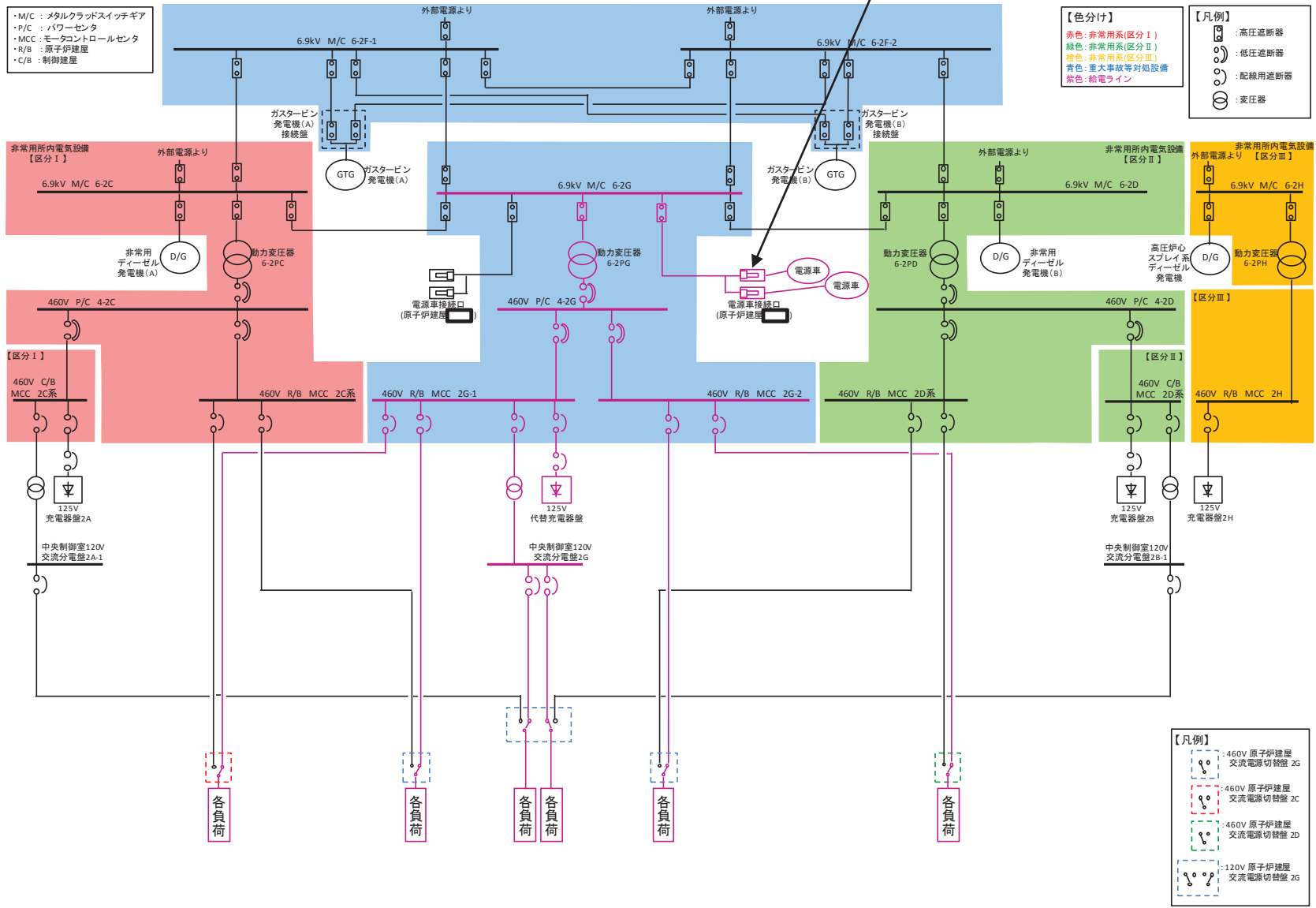
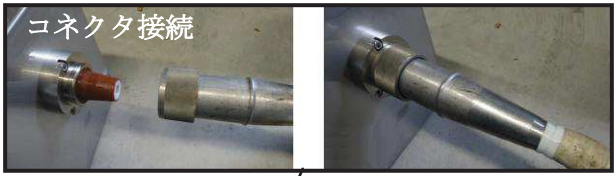


図 57-8-8 電源車～電源車接続口(原子炉建屋) 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

～緊急用低圧母線 2G 系電路 系統接続図

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

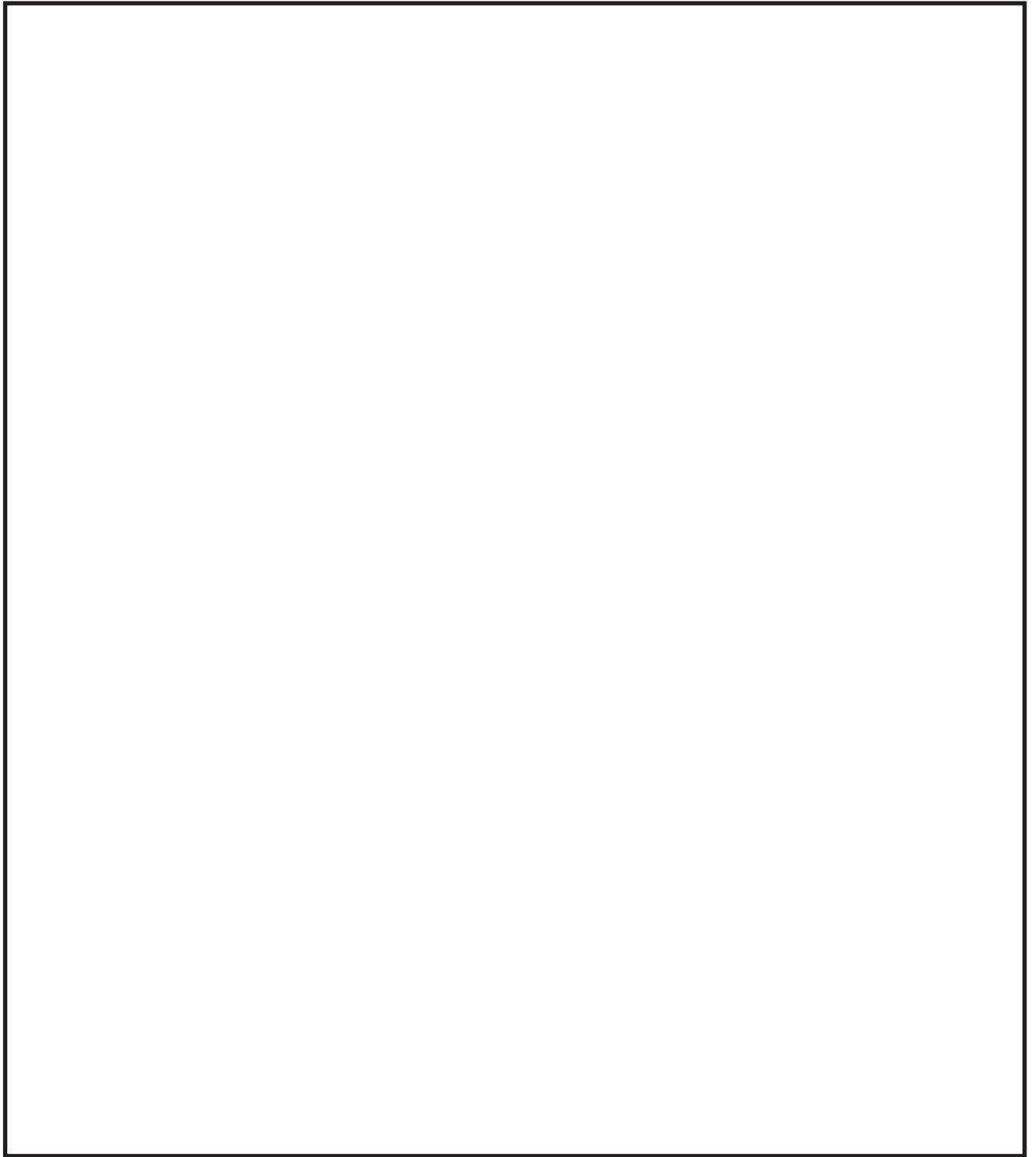


図 57-9-1 非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
及び非常用高圧母線の配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

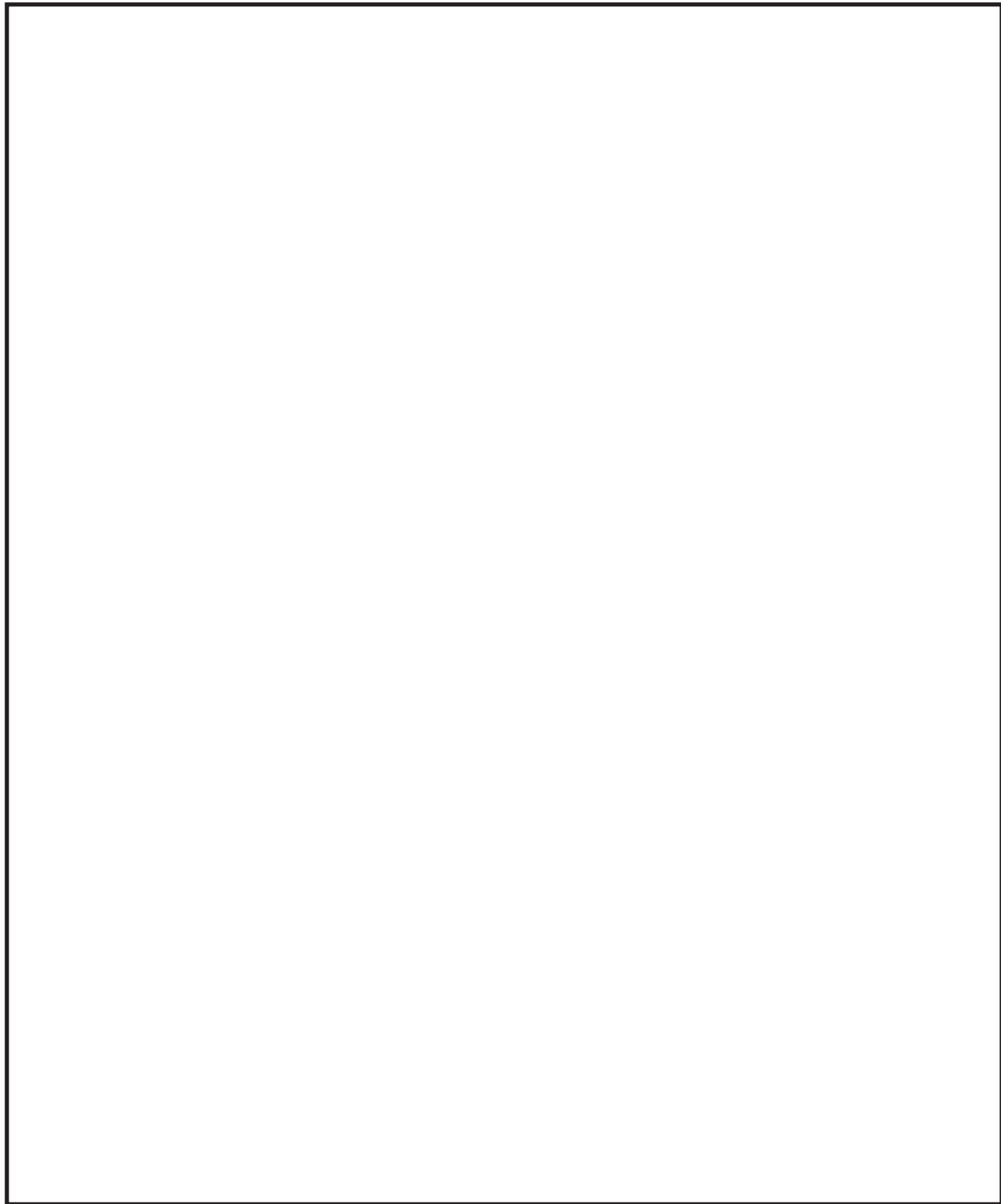


図 57-9-2 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B
並びに 125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2B の配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

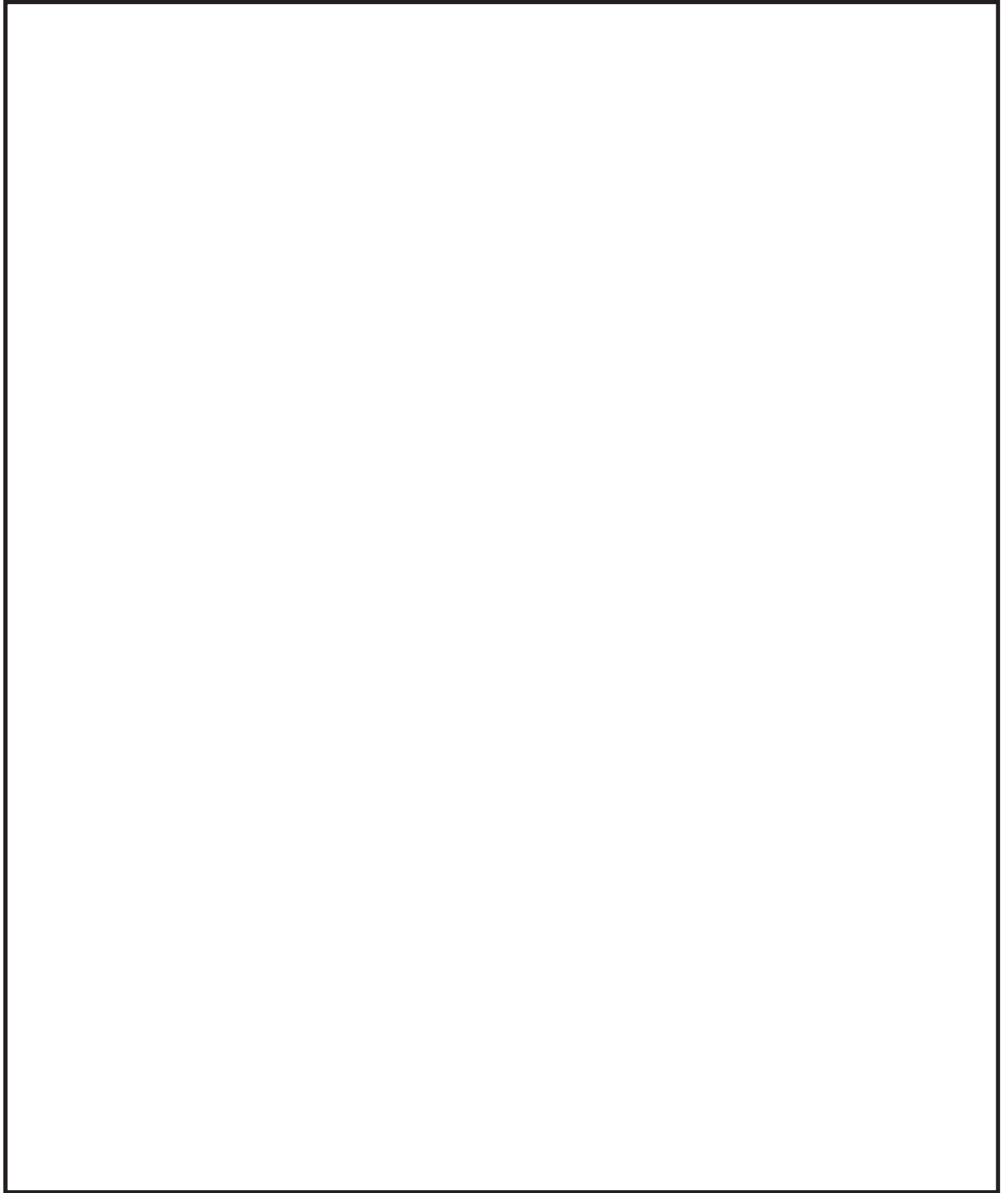


図 57-9-3 125V 蓄電池 2H 及び直流主母線盤 2H の配置

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)

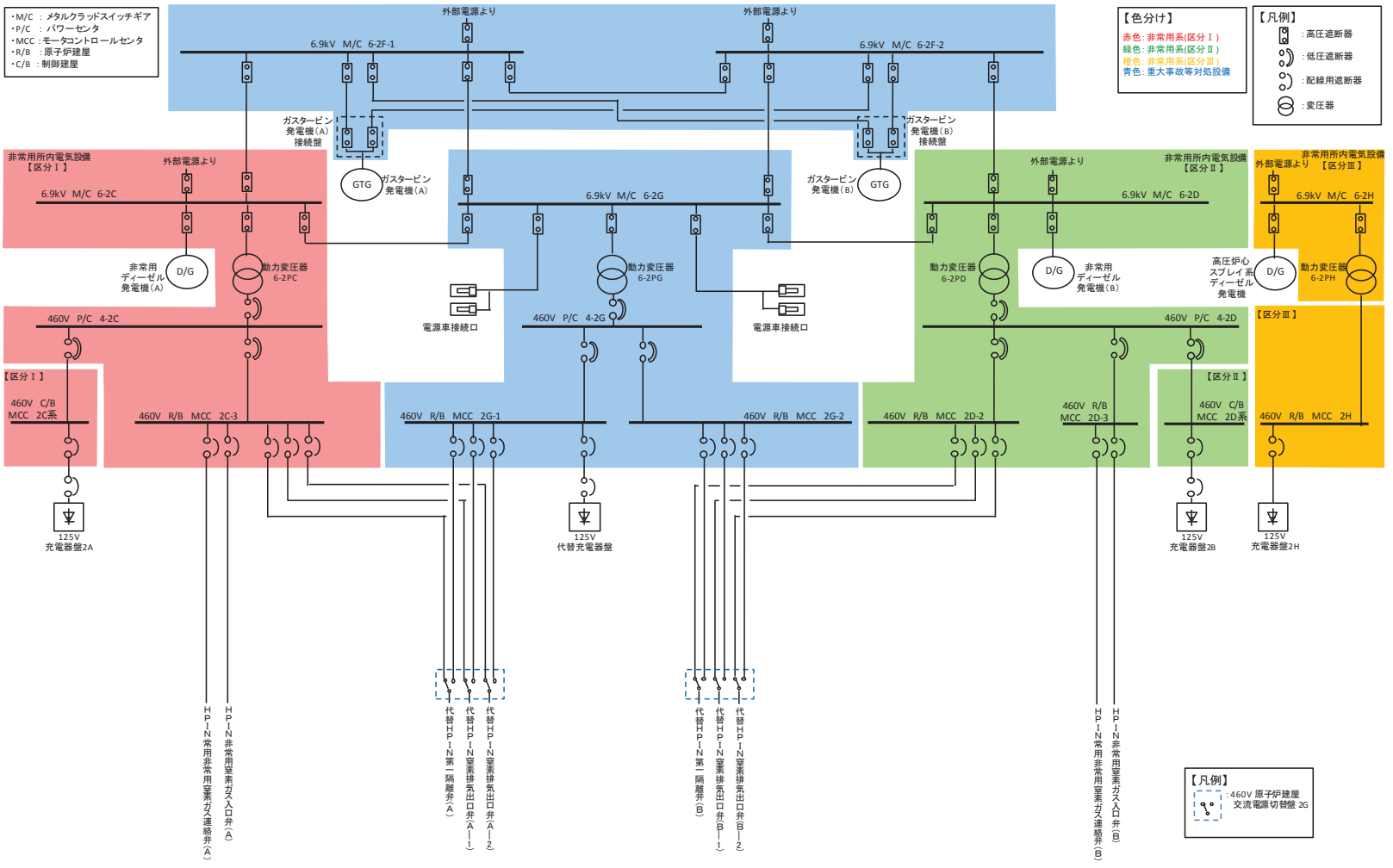
設置許可基準規則第 60 条／技術基準規則第 75 条：57-9-(60-1)～57-9-(60-2)

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。

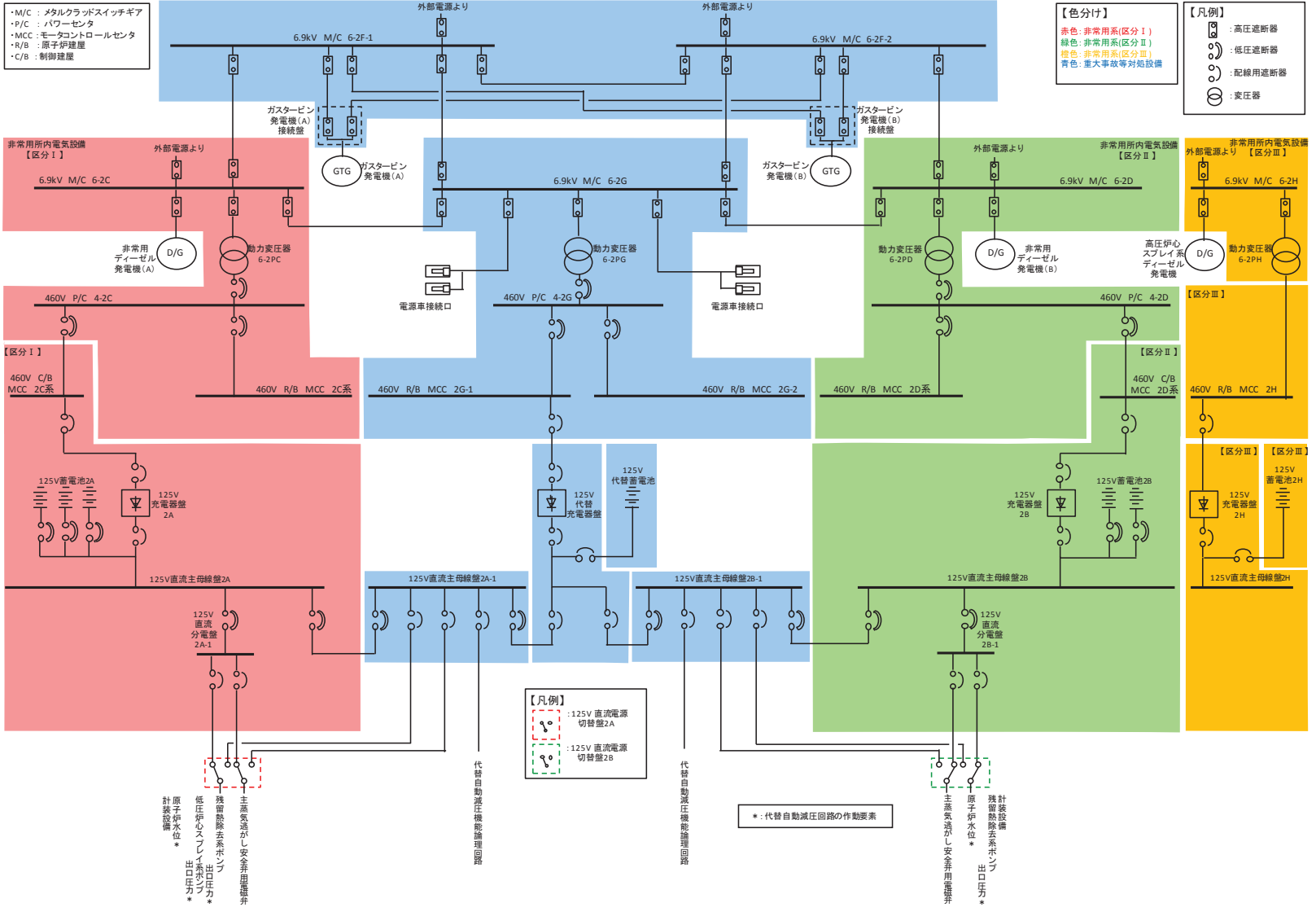


・M/C : メタルラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モータコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

【色分け】
 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 青色: 重大事故等対処設備

【凡例】
 : 高圧遮断器
 : 低圧遮断器
 : 配線用遮断器
 : 変圧器

図 57-9-(46-1) 単線結線図(交流) (第 46 条)



・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モータコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

【色分け】
 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 青色: 重大事故等対処設備

【凡例】
 (Symbol): 高圧遮断器
 (Symbol): 低圧遮断器
 (Symbol): 配線用遮断器
 (Symbol): 変圧器

図 57-9-(46-2) 単線結線図(直流) (第 46 条)

【凡例】
 (Symbol): 125V 直流電源切替盤2A
 (Symbol): 125V 直流電源切替盤2B

*: 代替自動減圧回路の作動要素

針線設備
 原子炉水位*
 低圧炉心スレーブポンプ
 残留熱除去系ポンプ
 出口圧力*
 主蒸気送し安全弁
 圧縮機

針線設備
 残留熱除去系ポンプ
 原子炉水位*
 主蒸気送し安全弁
 圧縮機
 出口圧力*

代替自動減圧機能論理回路

代替自動減圧機能論理回路

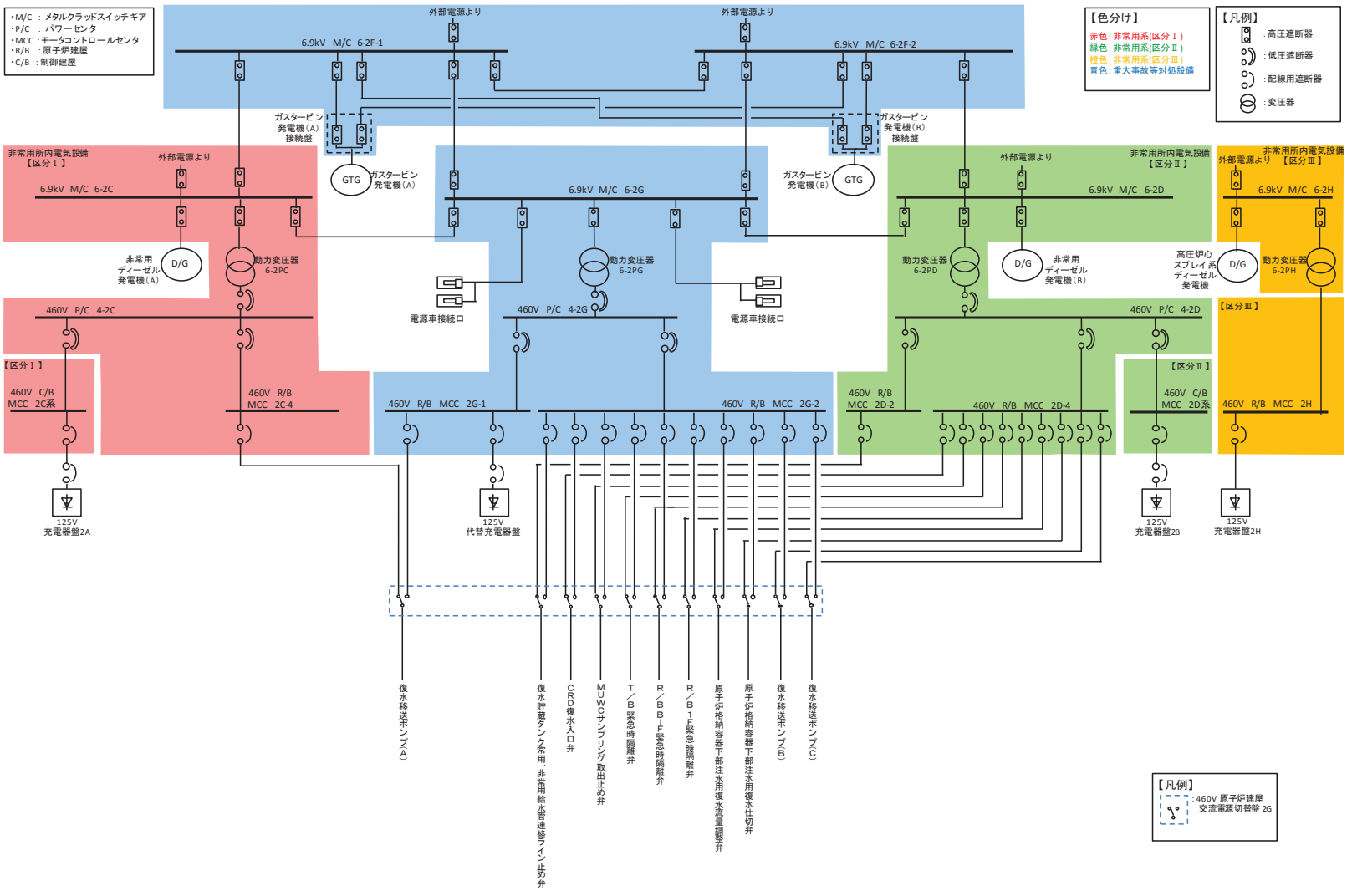
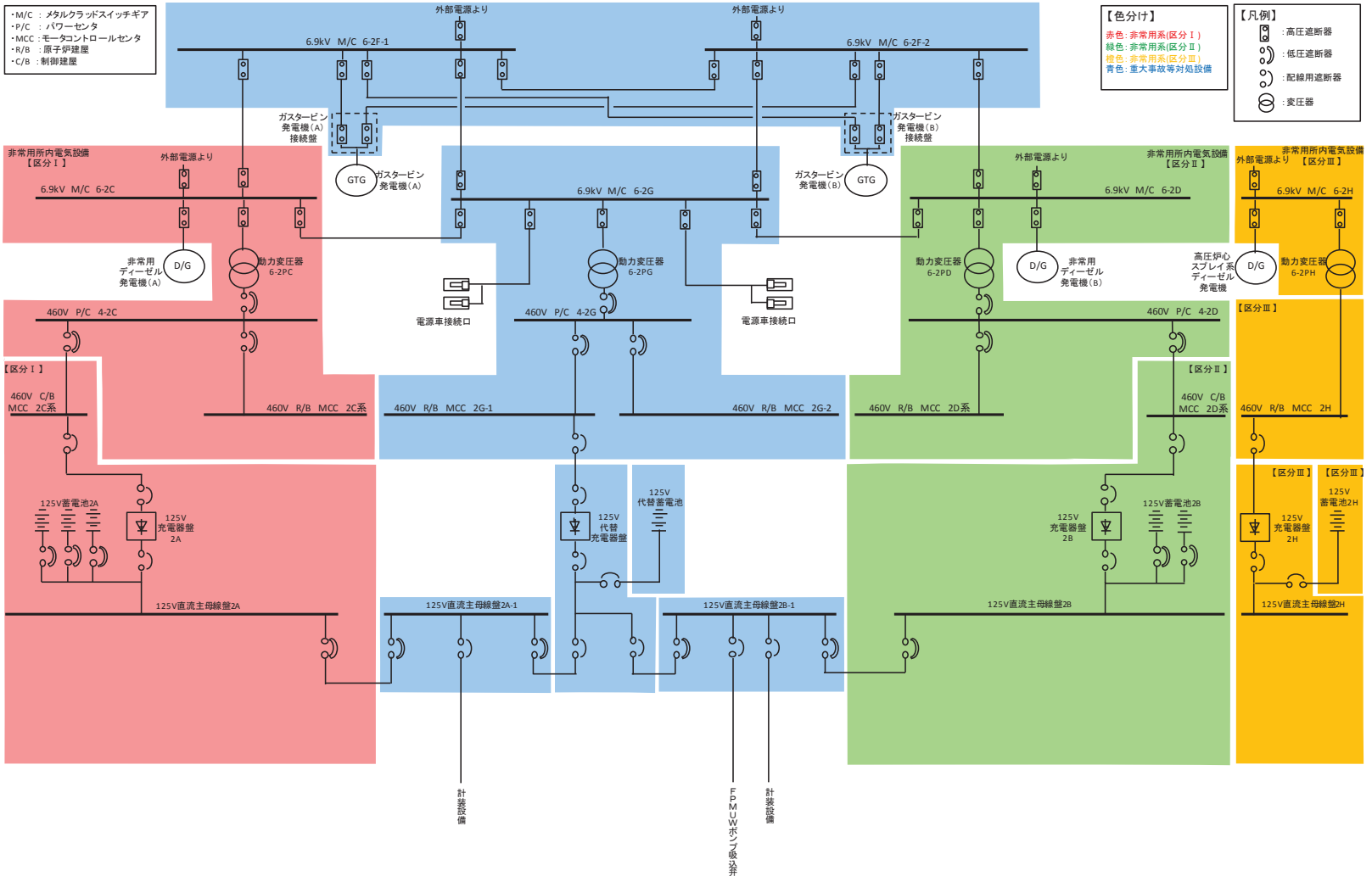


図 57-9-(51-1) 単線結線図(交流) (第 51 条)



・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モーターコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

【色分け】
 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 青色: 重大事故等対応設備

【凡例】
 : 高圧遮断器
 : 低圧遮断器
 : 配線用遮断器
 : 変圧器

図 57-9-(51-2) 単線結線図(直流) (第 51 条)

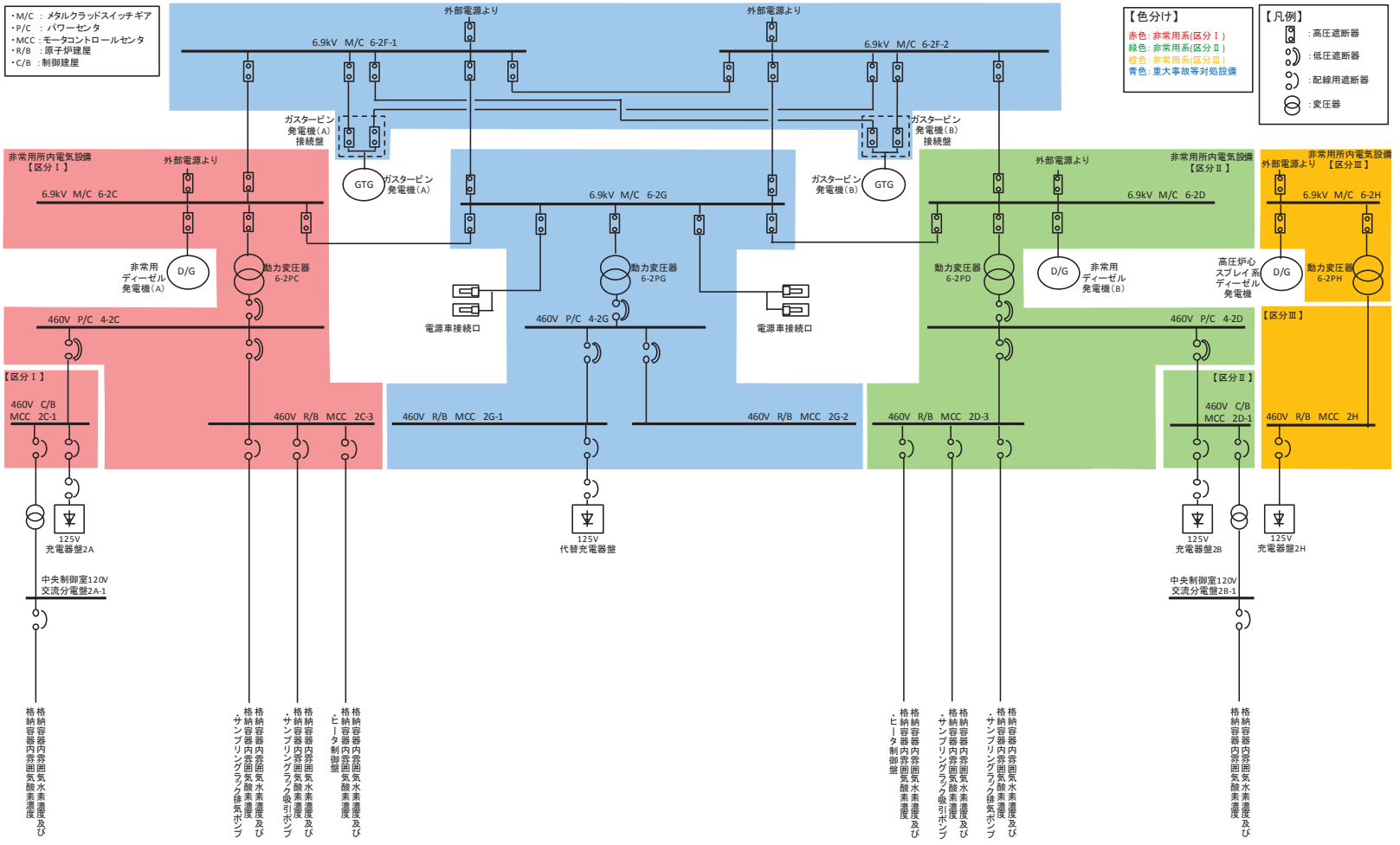


図 57-9-(52-1) 単線結線図(交流) (第 52 条)

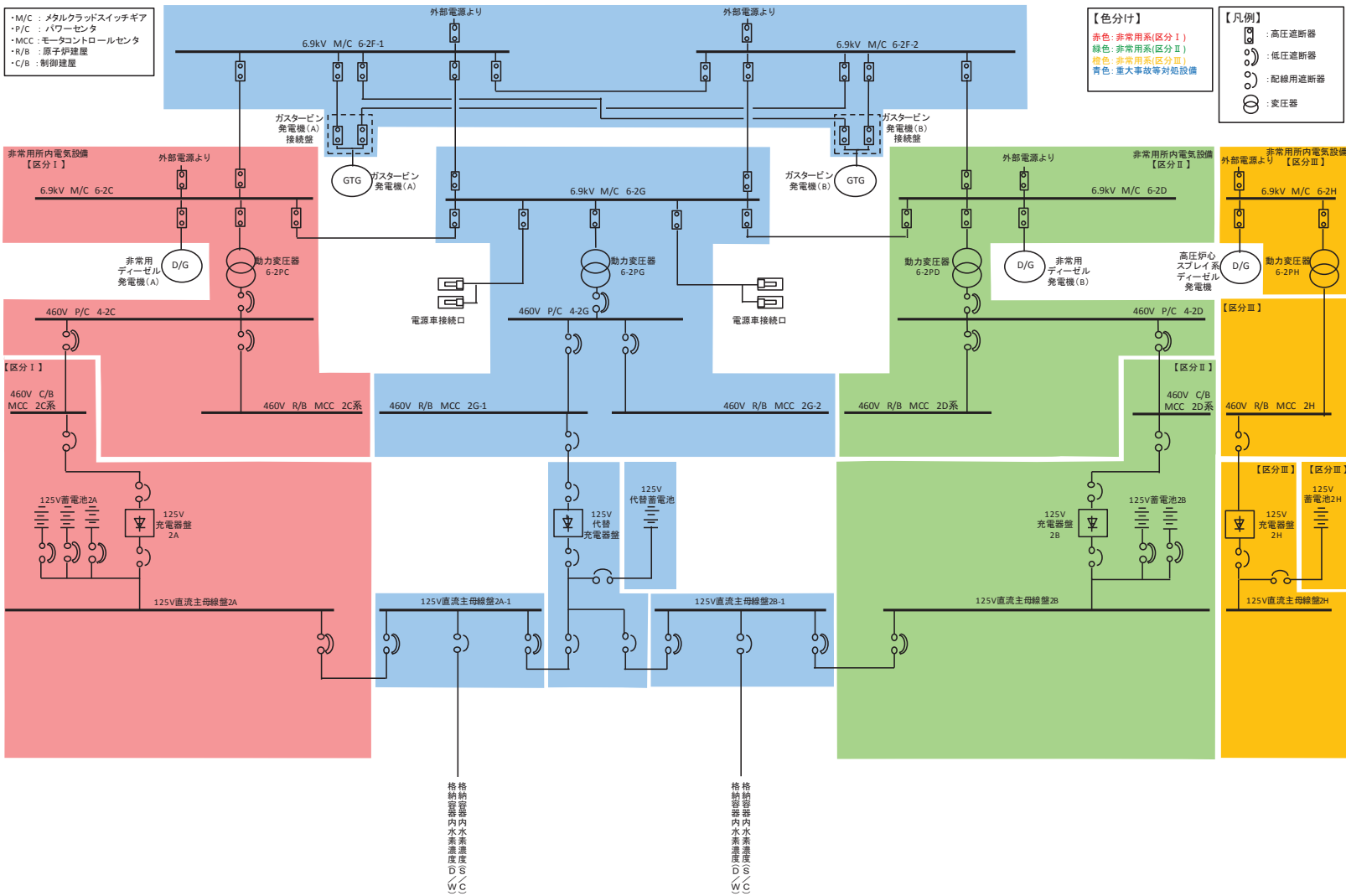
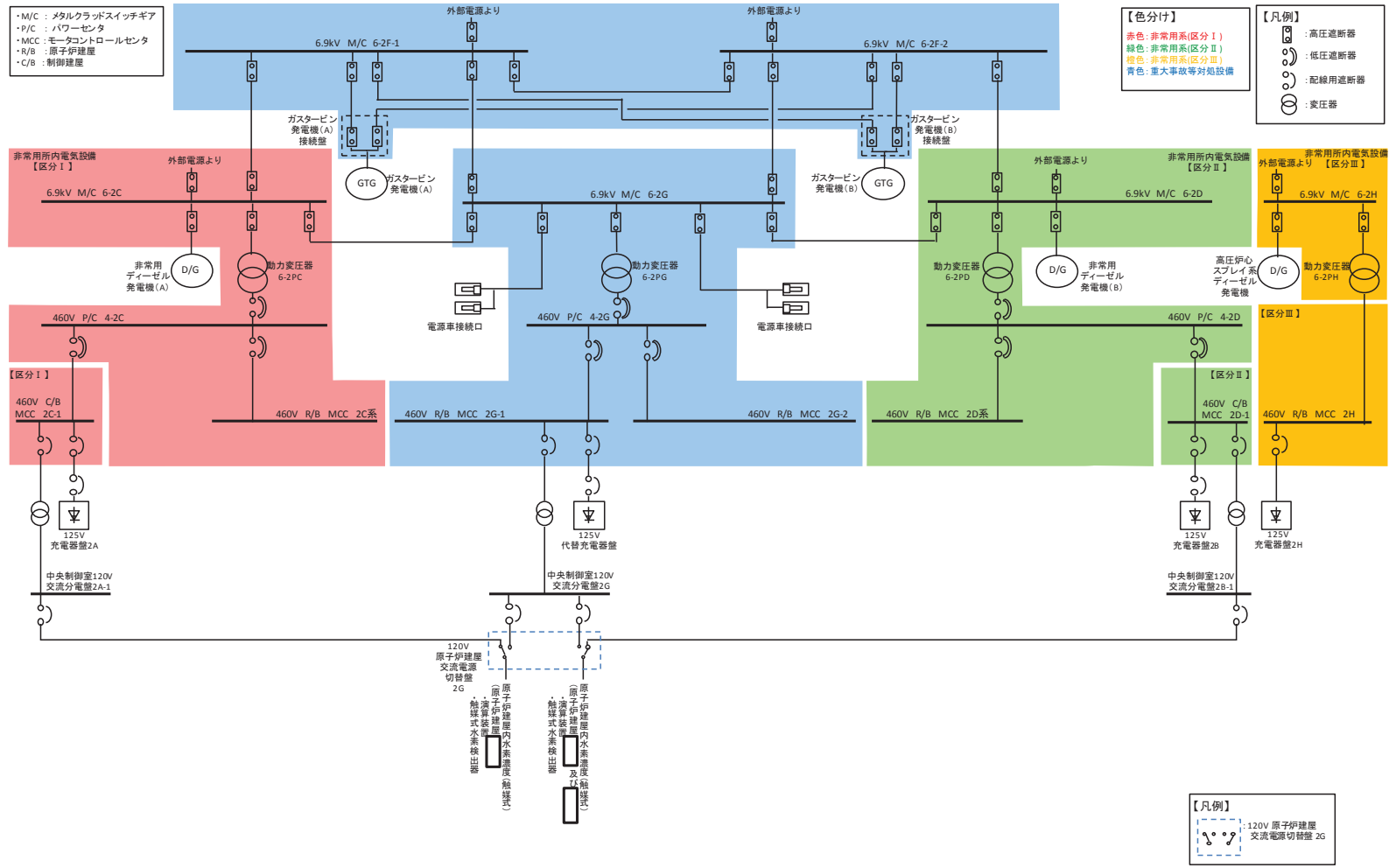


図 57-9-(52-2) 単線結線図(直流) (第 52 条)

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-(53-1) 単線結線図(交流) (第 53 条)



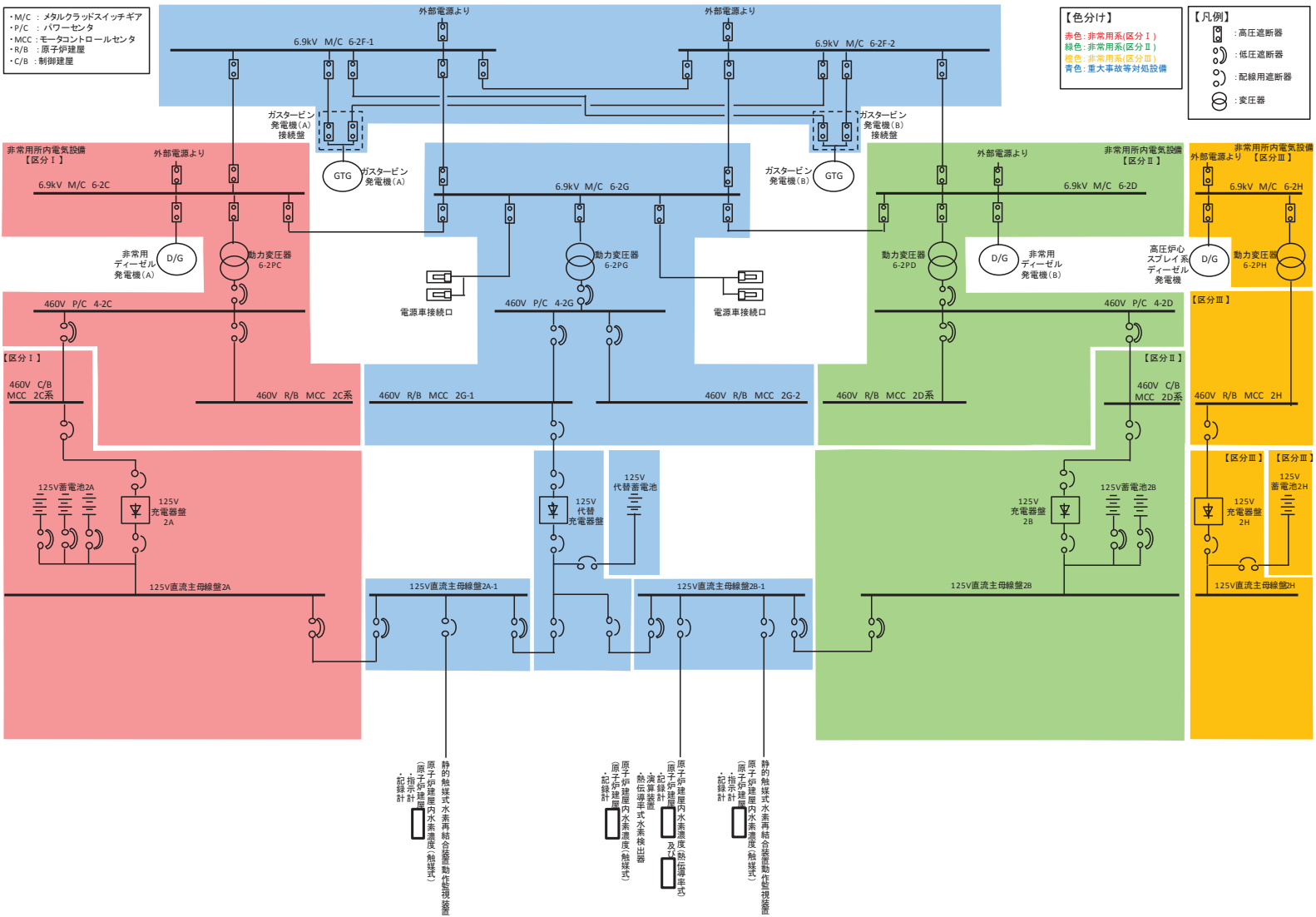


図 57-9-(53-2) 単線結線図(直流) (第 53 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

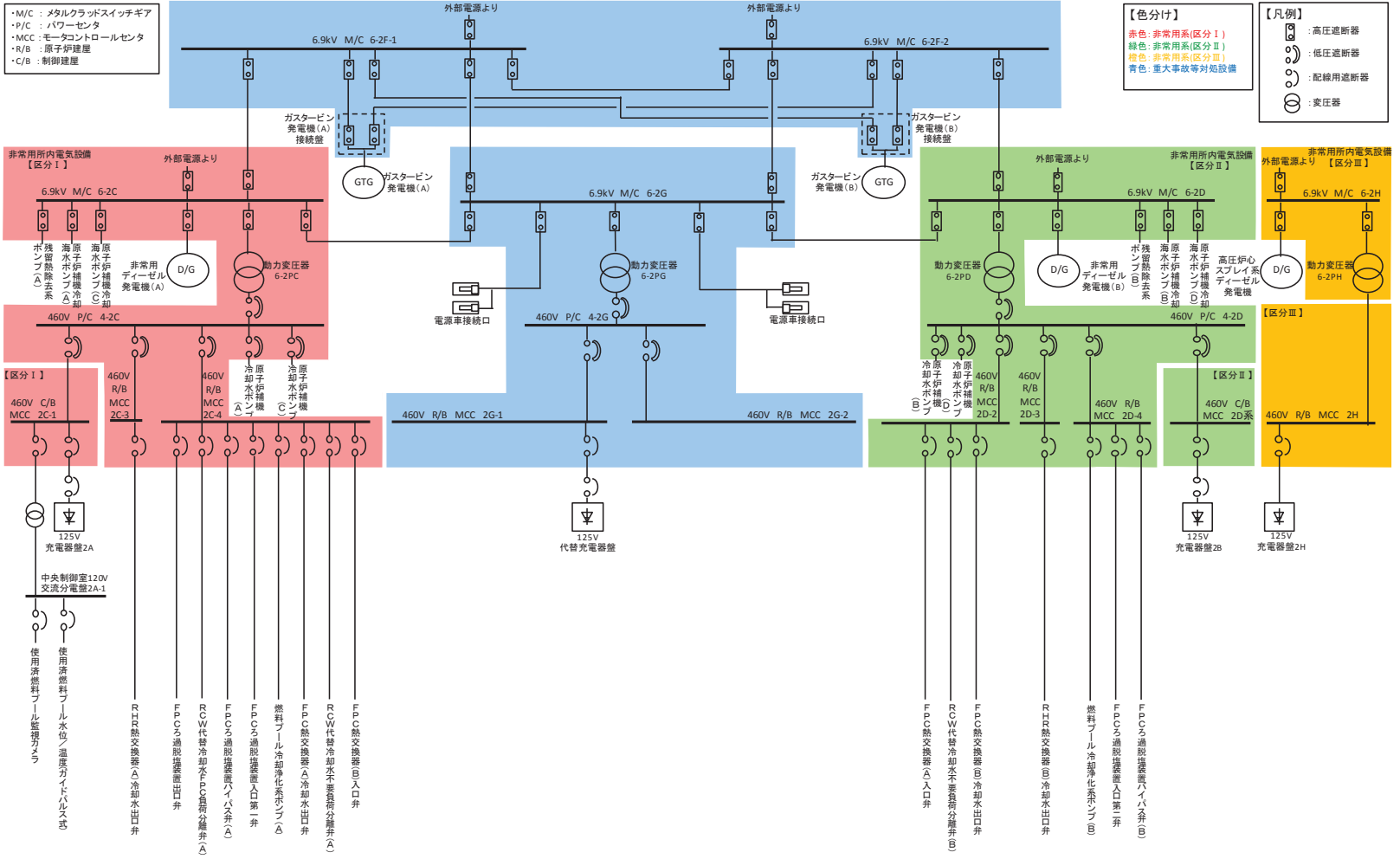


図 57-9-(54-1) 単線結線図(交流) (第 54 条)

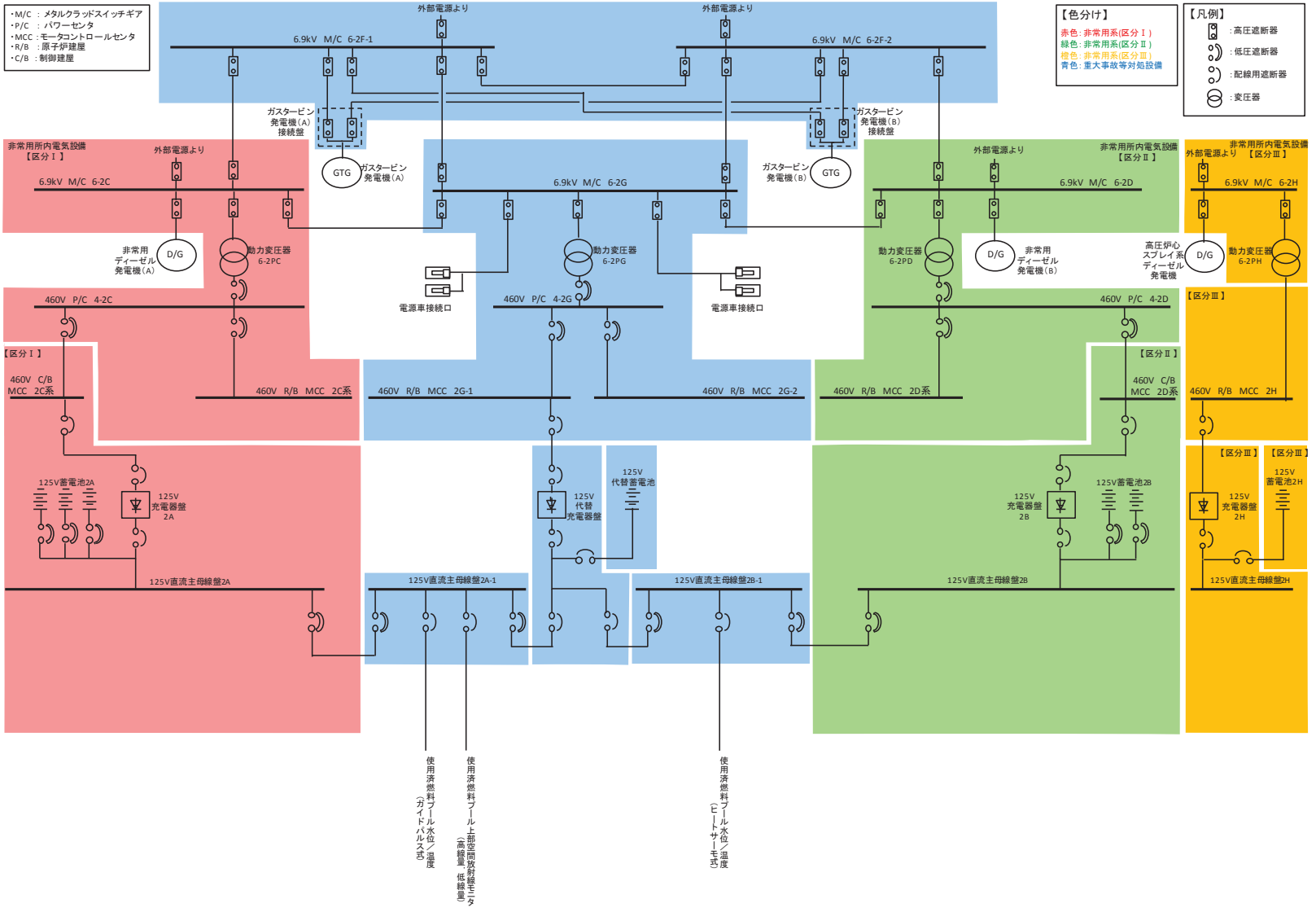
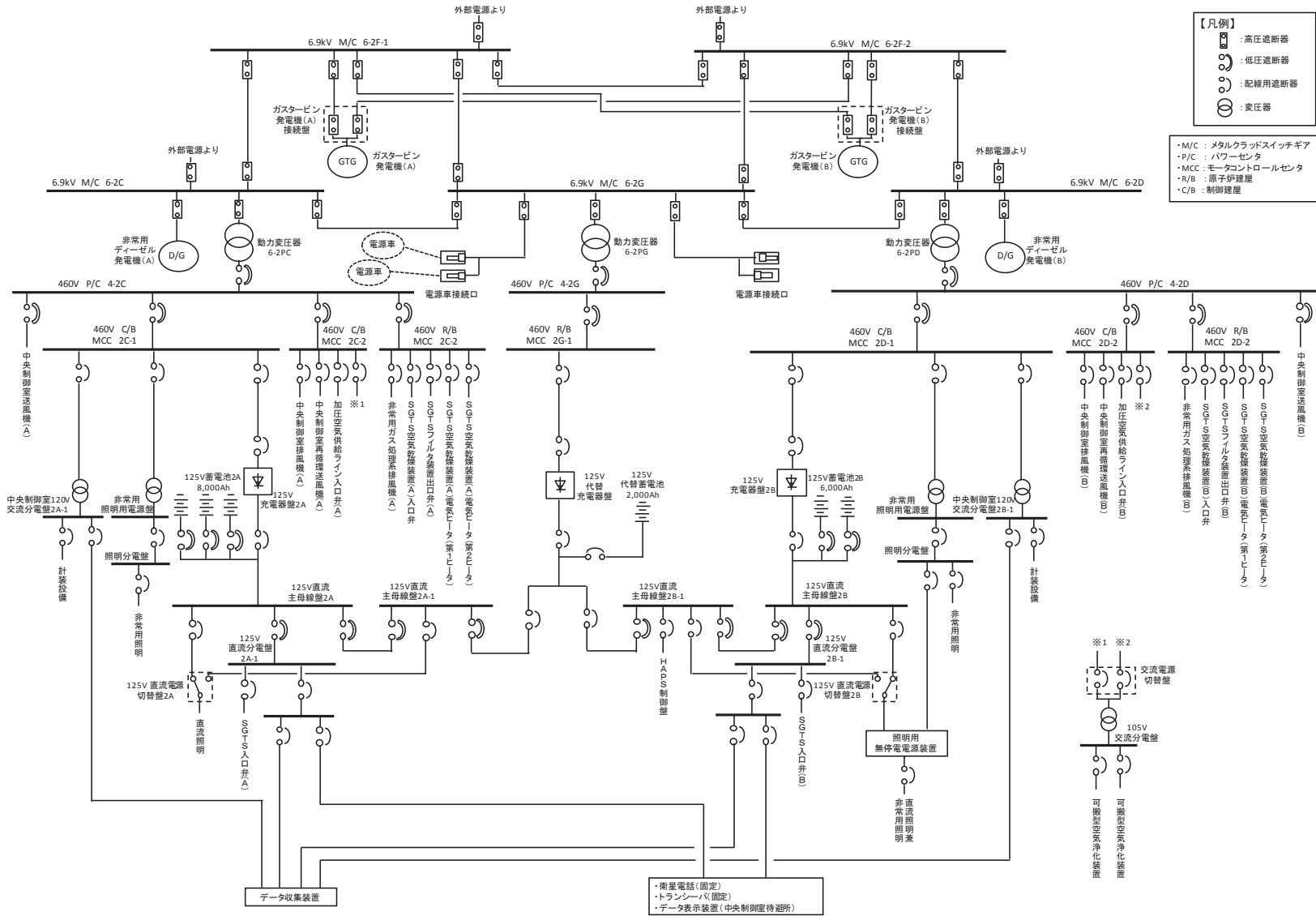


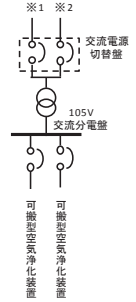
図 57-9-(54-2) 単線結線図(直流) (第 54 条)

図 57-9-(59) 単線結線図(第 59 条)



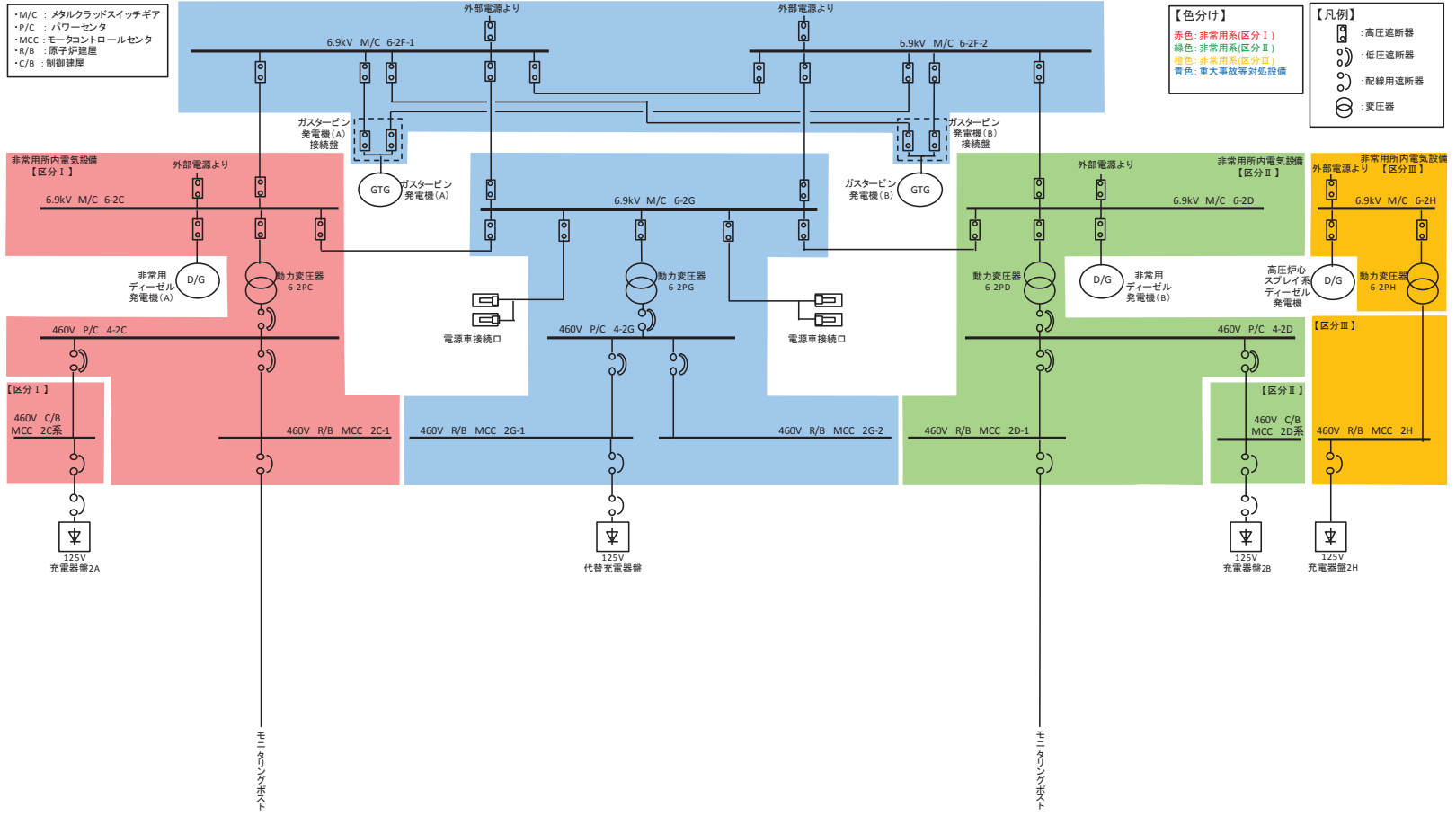
- 【凡例】
- : 高圧遮断器
 - : 低圧遮断器
 - : 配線用遮断器
 - : 変圧器

- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モーメントコントロールセンタ
- ・R/B : 原子伊達屋
- ・C/B : 制御建屋



- ・衛星電話(固定)
- ・トランシーバ(固定)
- ・データ表示装置(中央制御室待避所)

図 57-9-(60-1) 単線結線図(交流) (第 60 条)



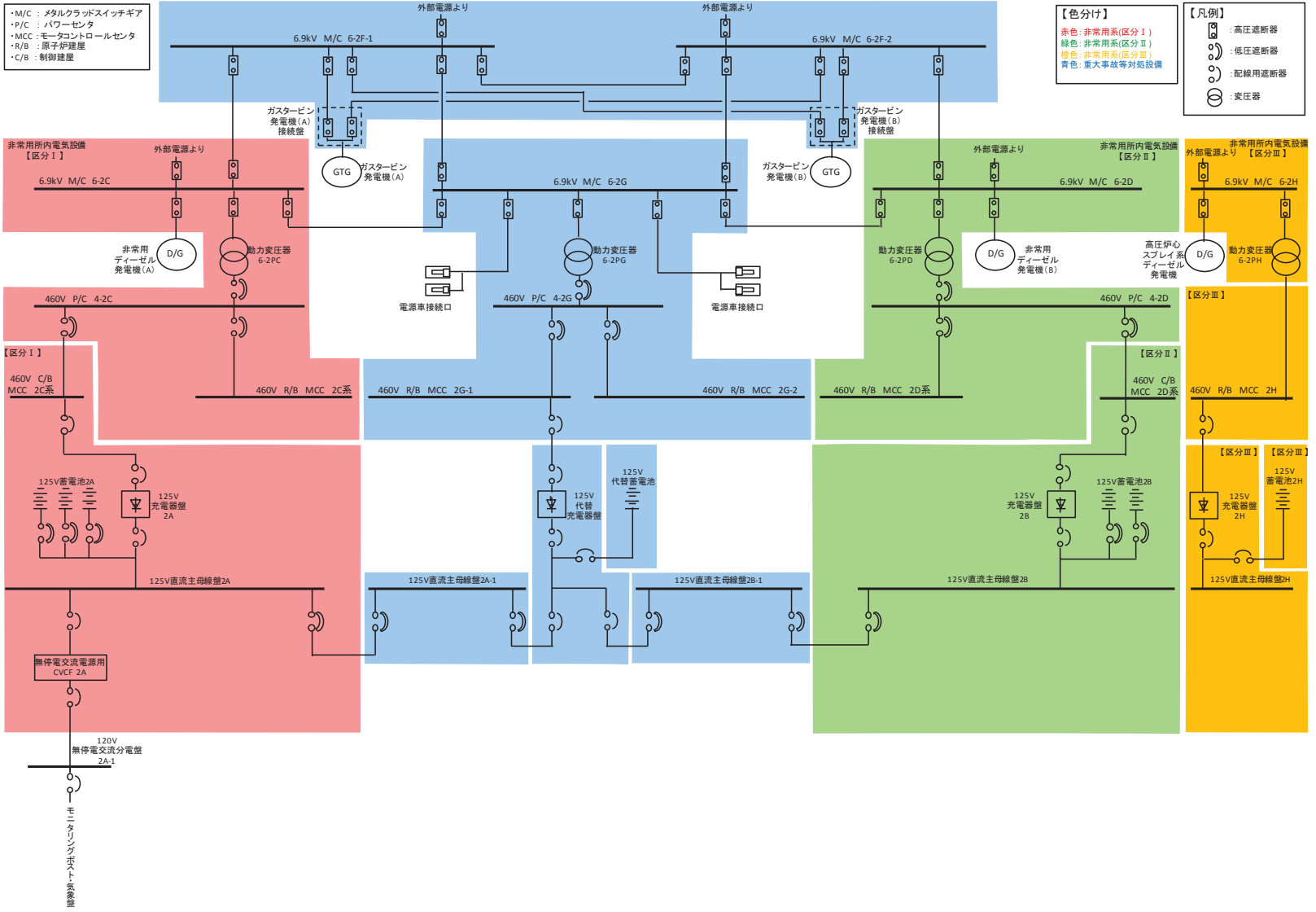


図 57-9-(60-2) 単線結線図(直流) (第 60 条)

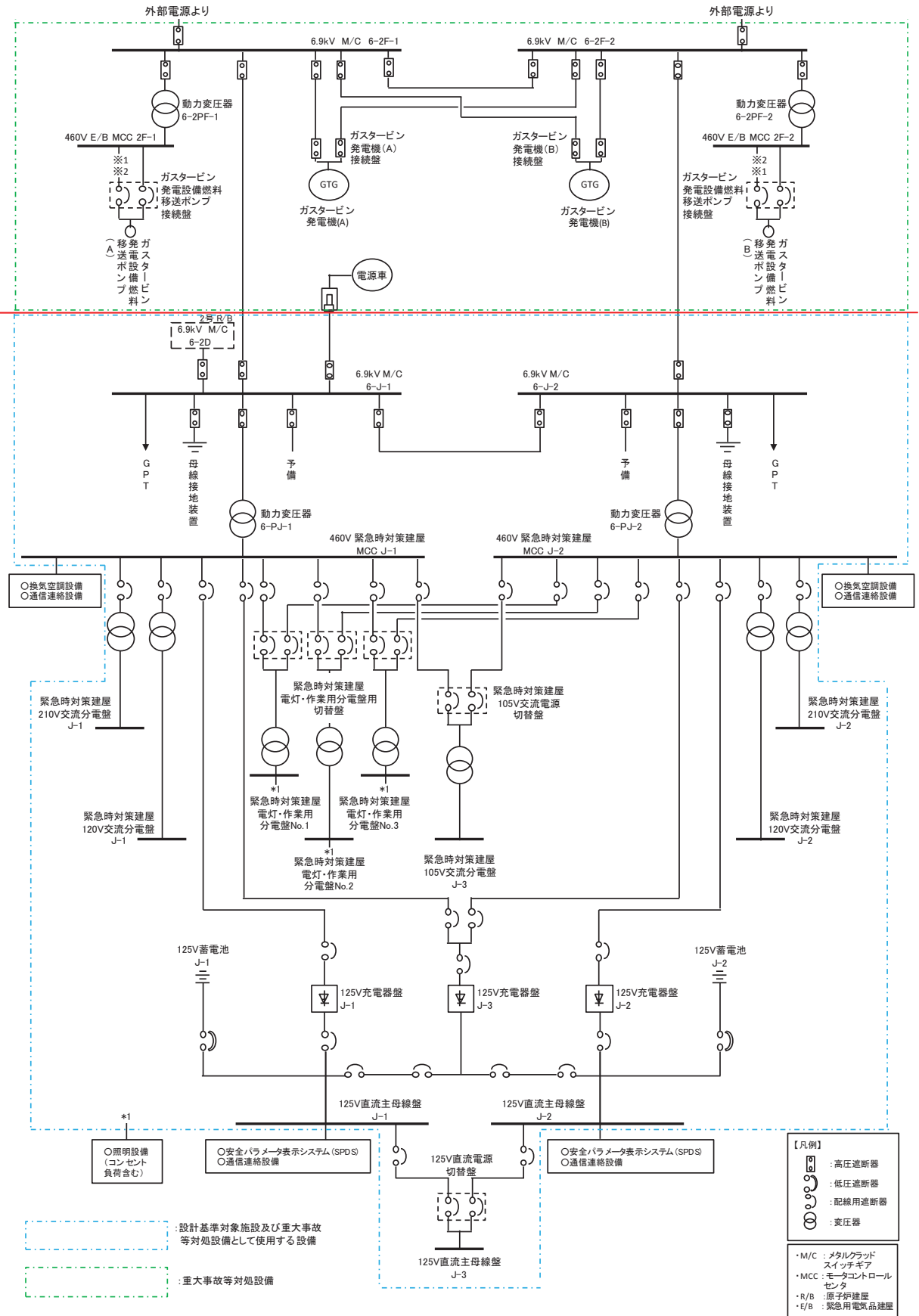
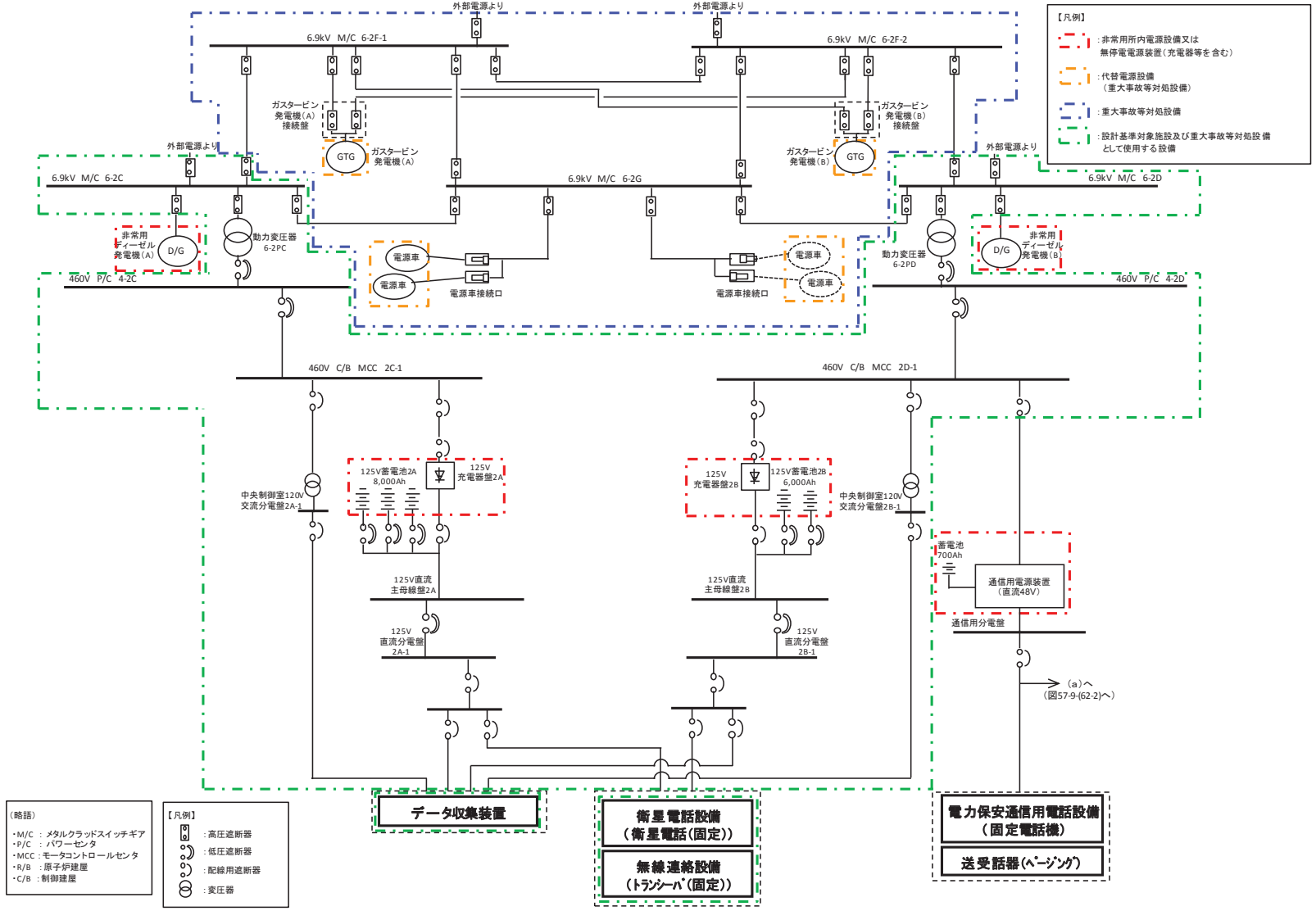


図 57-9-(61) 単線結線図(第 61 条)

図 57-9-(62-1) 単線結線図(中央制御室)(第 62 条)



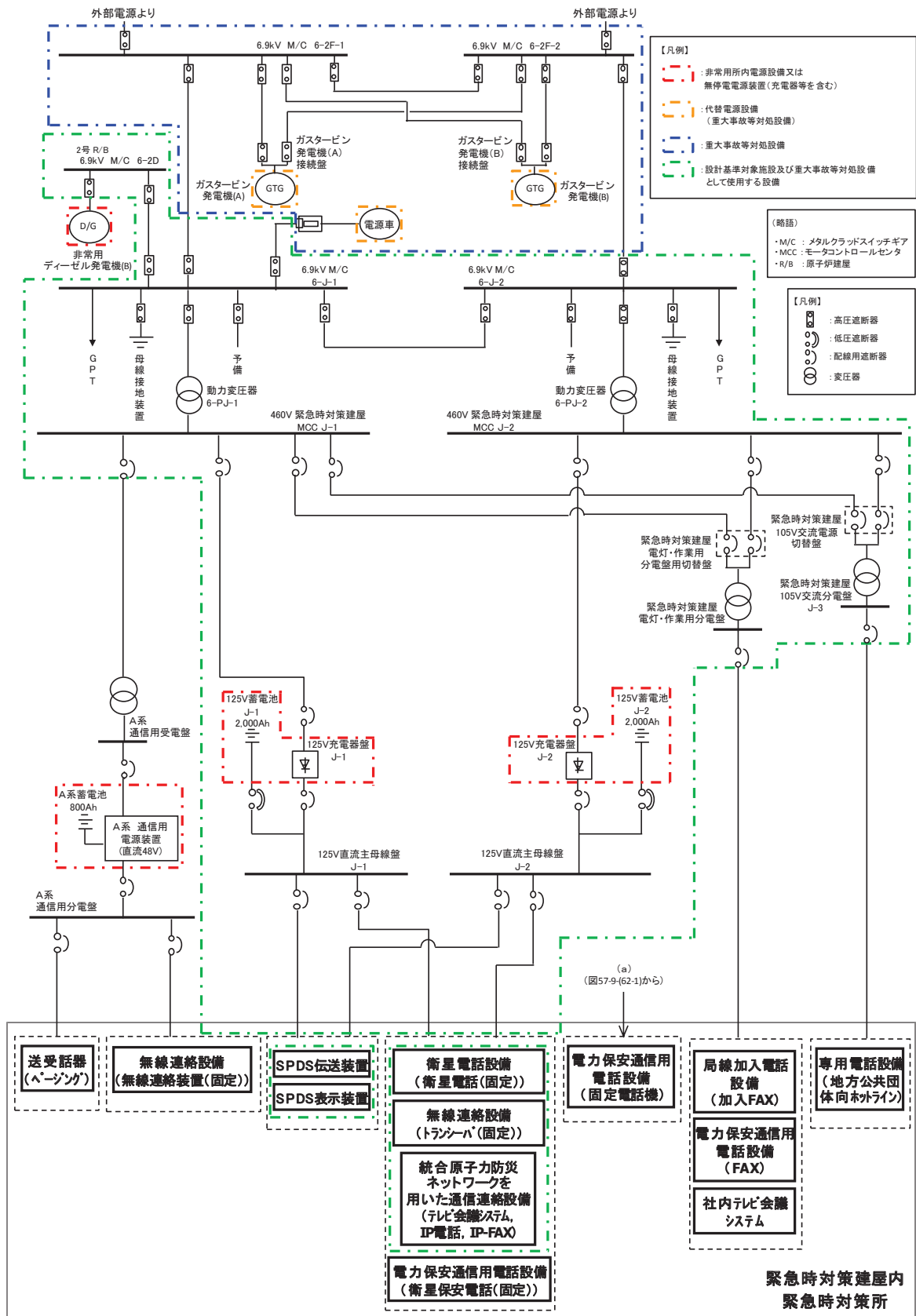


図 57-9-(62-2) 単線結線図(緊急時対策所)(第 62 条)

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に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(1)、表57-9-2(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」、「高温熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」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4,552kW、連続負荷約3,158kW)に対し、十分な容量を確保する。

表 57-9-2(1) ガスタービン発電機の負荷
 (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)
 (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)
緊急時対策建屋	316.00
緊急用電気品建屋	502.30
D 母線自動起動負荷	
・ 125V 充電器盤	105.00
・ 非常用照明	180.00
・ 中央制御室 120V 交流分電盤	52.50
・ 非常用ガス処理系排風機等*2	35.00
・ その他負荷	616.82
・ 1 回目停止負荷	(106.90)
・ 3 回目停止負荷	(104.02)
C 母線自動起動負荷	
・ 125V 充電器盤	105.00
・ 非常用照明	180.00
・ 中央制御室 120V 交流分電盤	52.50
・ 非常用ガス処理系排風機等*2	35.00
・ その他負荷	1,118.62
・ 1 回目停止負荷	(226.50)
・ 3 回目停止負荷	(283.02)
復水移送ポンプ	45.00
復水移送ポンプ	45.00
中央制御室送風機	110.00
中央制御室再循環送風機	15.00
原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ	22.00
残留熱除去系ポンプ*1	511.60
代替循環冷却ポンプ	90.00
その他負荷	179.40
2 回目停止負荷	(3.70)
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.00
その他負荷	1.50
合計：連続負荷	3,157.50
最大負荷(図 57-9-4 参照)	4,551.74

*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

表 57-9-2(2) ガスタービン発電機の負荷
 (高温溶融物放出/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,
 及び溶融炉心・コンクリート相互作用)
 (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)
緊急時対策建屋	316.00
緊急用電気品建屋	502.30
D 母線自動起動負荷	
・125V 充電器盤	105.00
・非常用照明	180.00
・中央制御室 120V 交流分電盤	52.50
・非常用ガス処理系排風機等*2	35.00
・その他負荷	616.82
・1回目停止負荷	(106.90)
・3回目停止負荷	(104.02)
C 母線自動起動負荷	
・125V 充電器盤	105.00
・非常用照明	180.00
・中央制御室 120V 交流分電盤	52.50
・非常用ガス処理系排風機等*2	35.00
・その他負荷	1,118.62
・1回目停止負荷	(226.50)
・3回目停止負荷	(283.02)
復水移送ポンプ	45.00
復水移送ポンプ	45.00
中央制御室送風機	110.00
中央制御室再循環送風機	15.00
原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ	22.00
残留熱除去系ポンプ*1	511.60
代替循環冷却ポンプ	90.00
その他負荷	179.40
2回目停止負荷	(3.70)
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.00
その他負荷	1.50
合計：連続負荷	3,157.50
最大負荷(図 57-9-4 参照)	4,551.74

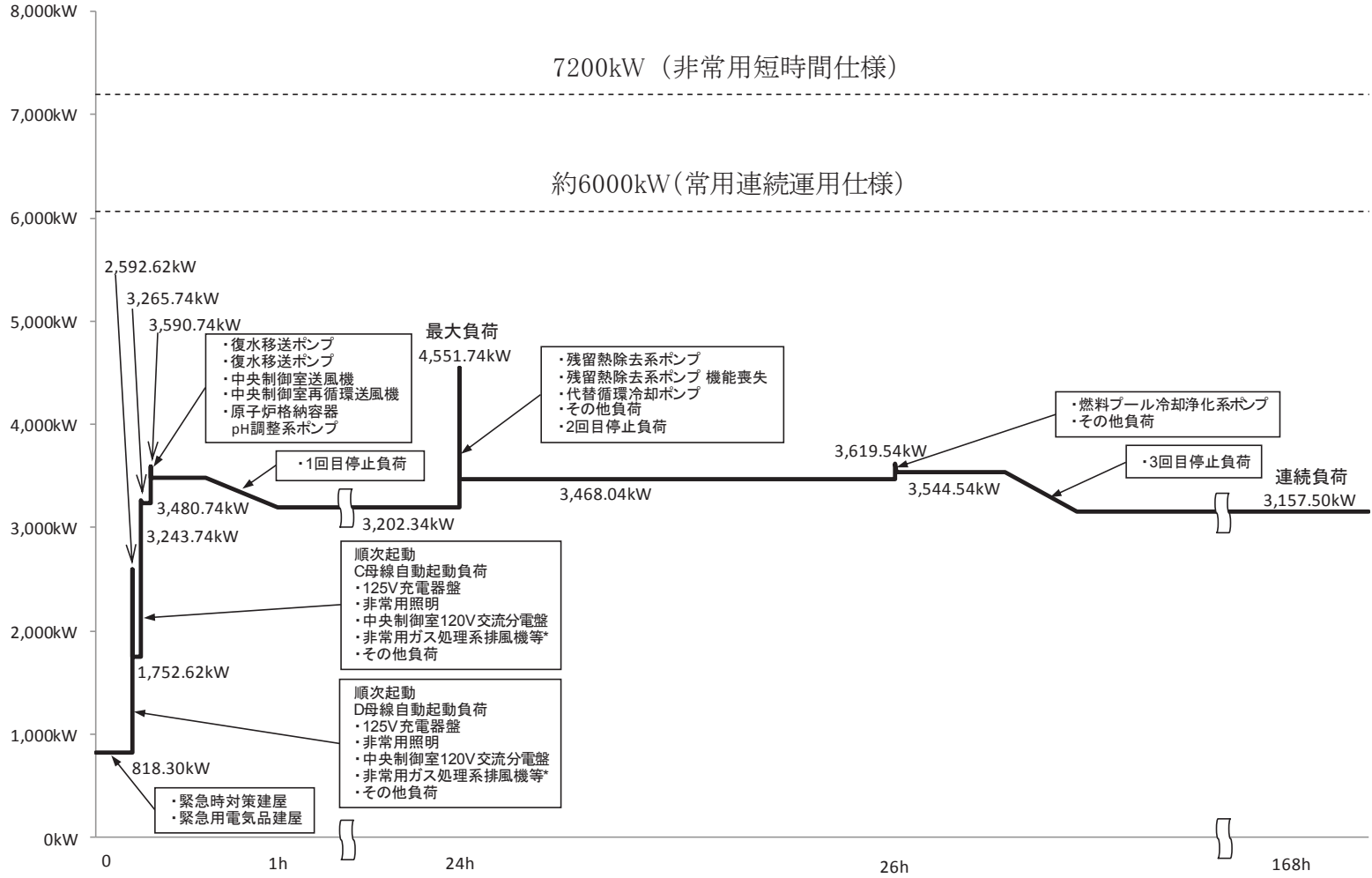
*1：起動時負荷 1,080.0kW

*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(1) 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)



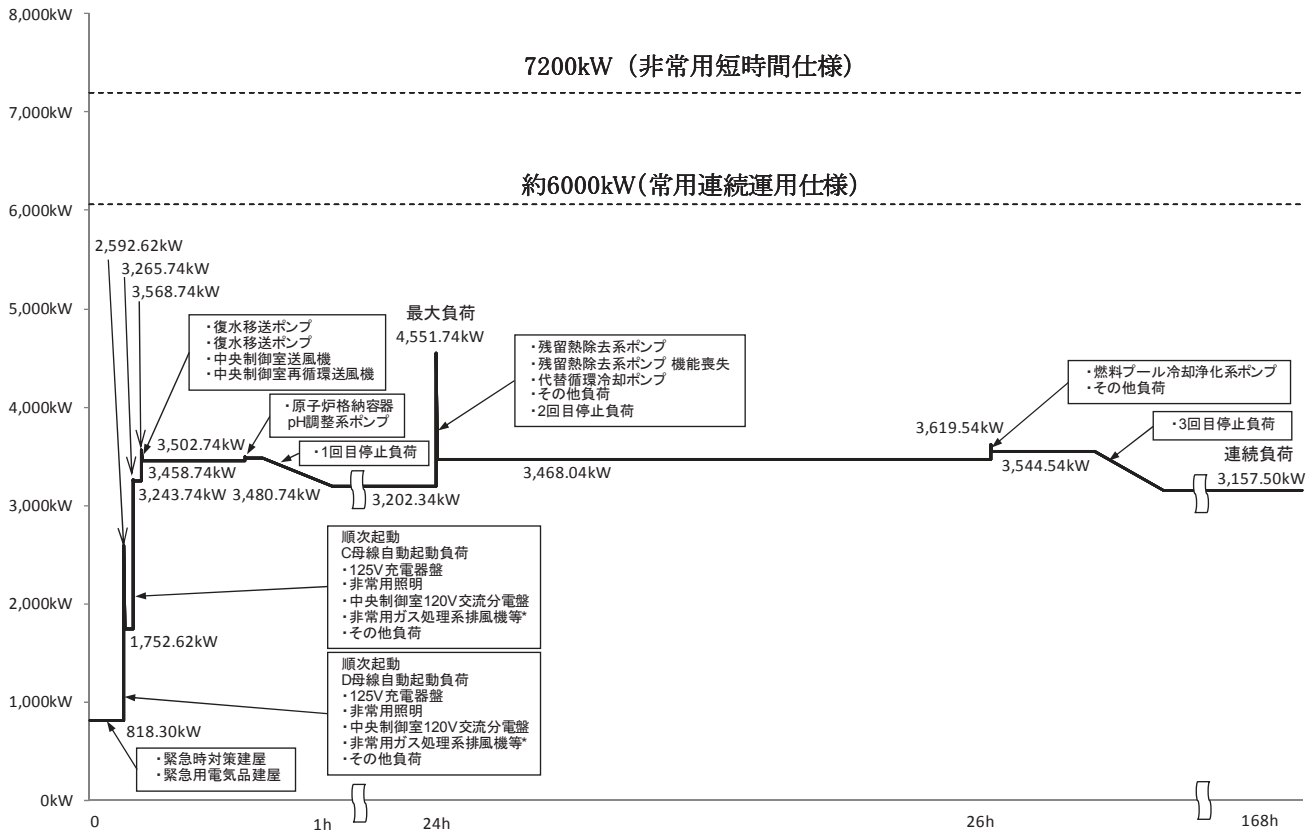


図 57-9-4(2) ガスタービン発電機負荷積上
 (高温溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱,
 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用,
 及び溶融炉心・コンクリート相互作用)

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 代替充電器盤及び 250V 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 645kW 及び連続負荷約 644kW である。したがって、電源車 2 台分を必要容量($680\text{kW}=400\text{kVA}\times\text{力率 }0.85\times 2$ 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 最大負荷(図 57-9-5 参照)	643.3 644.1

*：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($340\text{kW}=400\text{kVA}\times\text{力率 }0.85\times 1$ 台)とする。

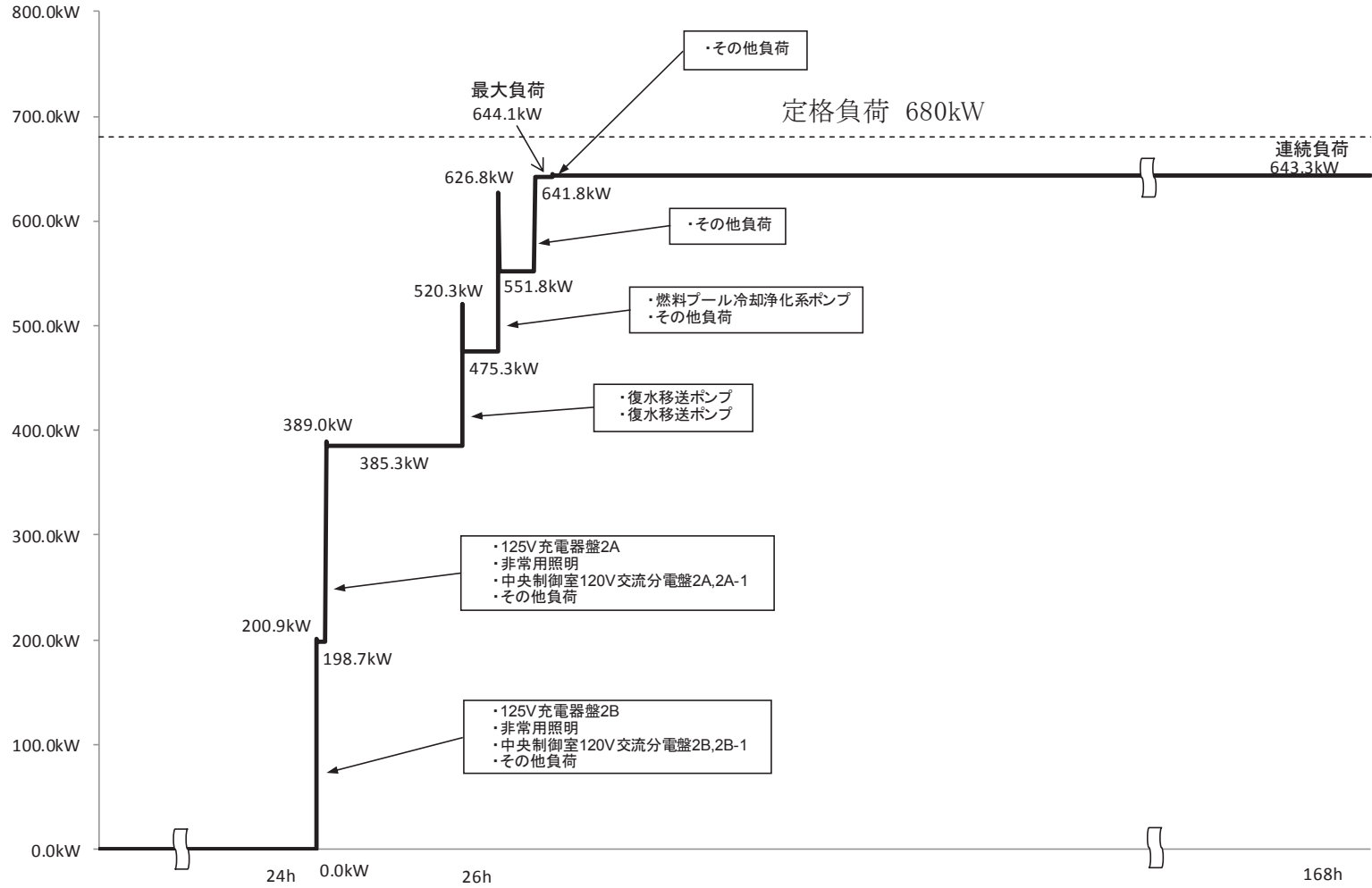
(1)及び(2)において、常設代替交流電源設備が使用できない場合には、接続に時間を要するものの、保管場所を分散しており、2箇所接続口から機動的に給電可能な電源車による受電を行う。(57-8 電源車接続に関する説明書)

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。

(全交流動力電源喪失(外部電源喪失)+DG失敗)+高圧注水失敗)

図 57-9-5 電源車負荷積上



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」、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」及び「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(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)+直流電源喪失」及び「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(5,668.0Ah)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(314.2A)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"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)
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"> ・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 ・非常用所内電気設備
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 _s で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 S _s 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。

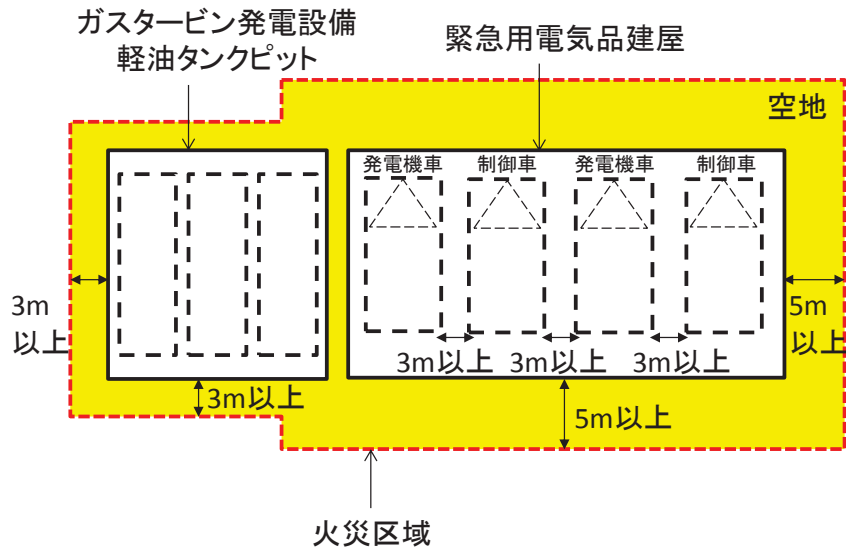


図 57-9-6 常設代替交流電源設備の火災区域設定

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、その空地の幅を減ずることができる。

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"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)
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"> ・非常用高圧母線 ・緊急用高圧母線 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外) ・ — 	<ul style="list-style-type: none"> ・ — ・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)
	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用動力変圧器 ・緊急用動力変圧器 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外) ・ — 	<ul style="list-style-type: none"> ・ — ・原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用低圧母線(パワーセンタ) ・緊急用低圧母線(パワーセンタ) 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外) ・ — 	<ul style="list-style-type: none"> ・ — ・原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用低圧母線(モータコントロールセンタ) ・緊急用低圧母線(モータコントロールセンタ) 	<ul style="list-style-type: none"> ・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) ・ — 	<ul style="list-style-type: none"> ・ — ・原子炉建屋 [] (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。

(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。

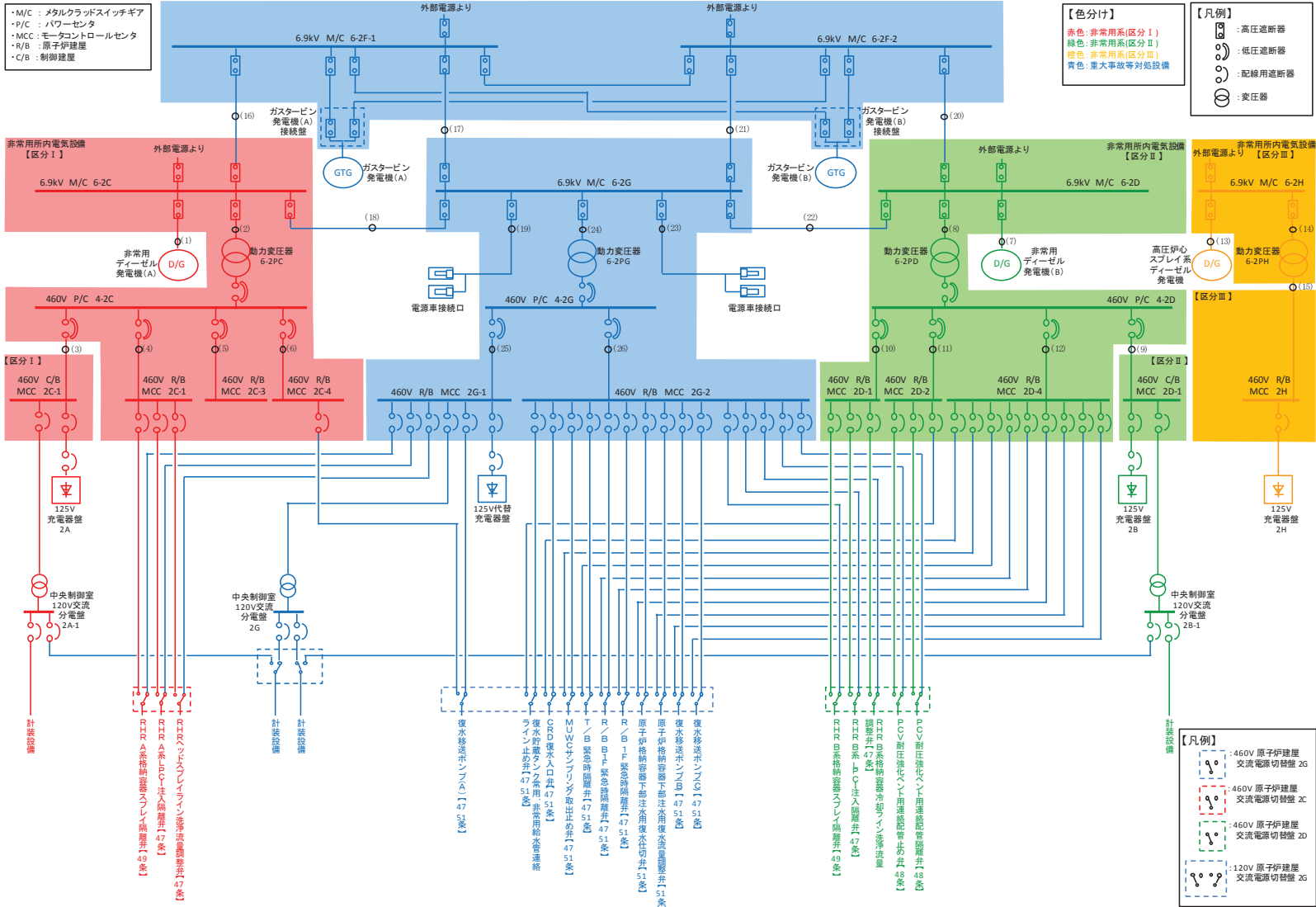


図 57-9-7 代替所内電気設備の単線結線図

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、重大事故等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"> ・ 低圧代替注水系(常設) ・ 低圧代替注水系(可搬型) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系(低圧注水モード) ・ 低圧炉心スプレイ系
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 復水移送ポンプ(A) ・ 復水移送ポンプ(B) ・ 復水移送ポンプ(C) ・ 直流駆動低圧注水ポンプ ・ 大容量送水ポンプ(タイプ I) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系ポンプ(A) ・ 残留熱除去系ポンプ(B) ・ 残留熱除去系ポンプ(C) ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ
電気作動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR A系LPCI注入隔離弁 ・ RHR B系LPCI注入隔離弁 ・ RHRヘッドスプレイライン 洗淨流量調整弁 ・ RHR B系格納容器冷却ライン 洗淨流量調整弁 ・ CRD復水入口弁 ・ MUWCサンプリング取止め弁 ・ 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 ・ 復水貯蔵タンク常用, 非常用 給水管連絡ライン止め弁 ・ FPMUWポンプ吸込弁 ・ 直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁 ・ 直流駆動低圧注水ポンプ流量調整弁 ・ 直流駆動低圧注水ポンプミニマム フロー弁 	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR A系LPCI注入隔離弁 ・ RHR B系LPCI注入隔離弁 ・ RHR C系LPCI注入隔離弁 ・ LPCS注入隔離弁
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系洗淨ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン 洗淨流量) ・ 残留熱除去系洗淨ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン 洗淨流量) ・ 復水貯蔵タンク水位 ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系ポンプ出口流量 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

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経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経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ライン 洗浄流量)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>	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 <input type="checkbox"/>
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 <input type="checkbox"/>	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 <input type="checkbox"/>
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 <input type="checkbox"/>
				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 <input type="checkbox"/>

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	AM 制御盤	460V R/B MCC 2C-1
S25	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D21	電源切替操作盤	RHR ヘッドスプ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	トリップチャンネル盤 ESS- I	125V 直流分電盤 2A-1
S33	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	D35	トリップチャンネル盤 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)

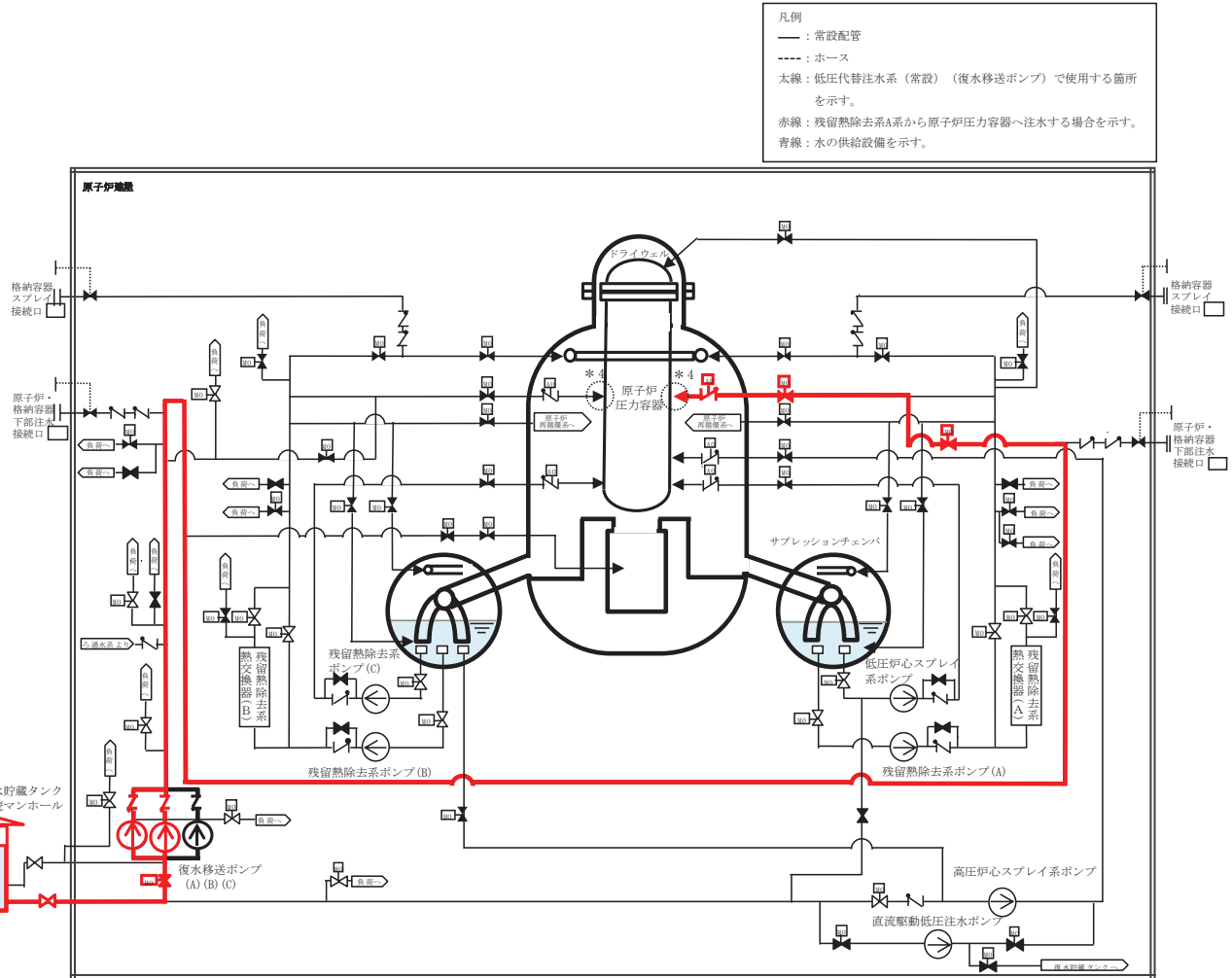
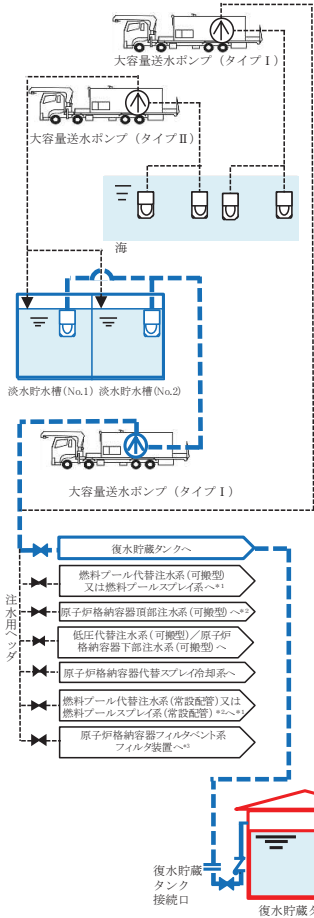
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S36	電源切替操作盤	460V R/B MCC 2D-4			
S37	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S38	電源切替操作盤	R/B B1F 緊急時隔離弁			
S39	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4			
S40	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S41	電源切替操作盤	R/B 1F 緊急時隔離弁			
S42	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-2			
S43	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S44	電源切替操作盤	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管 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)

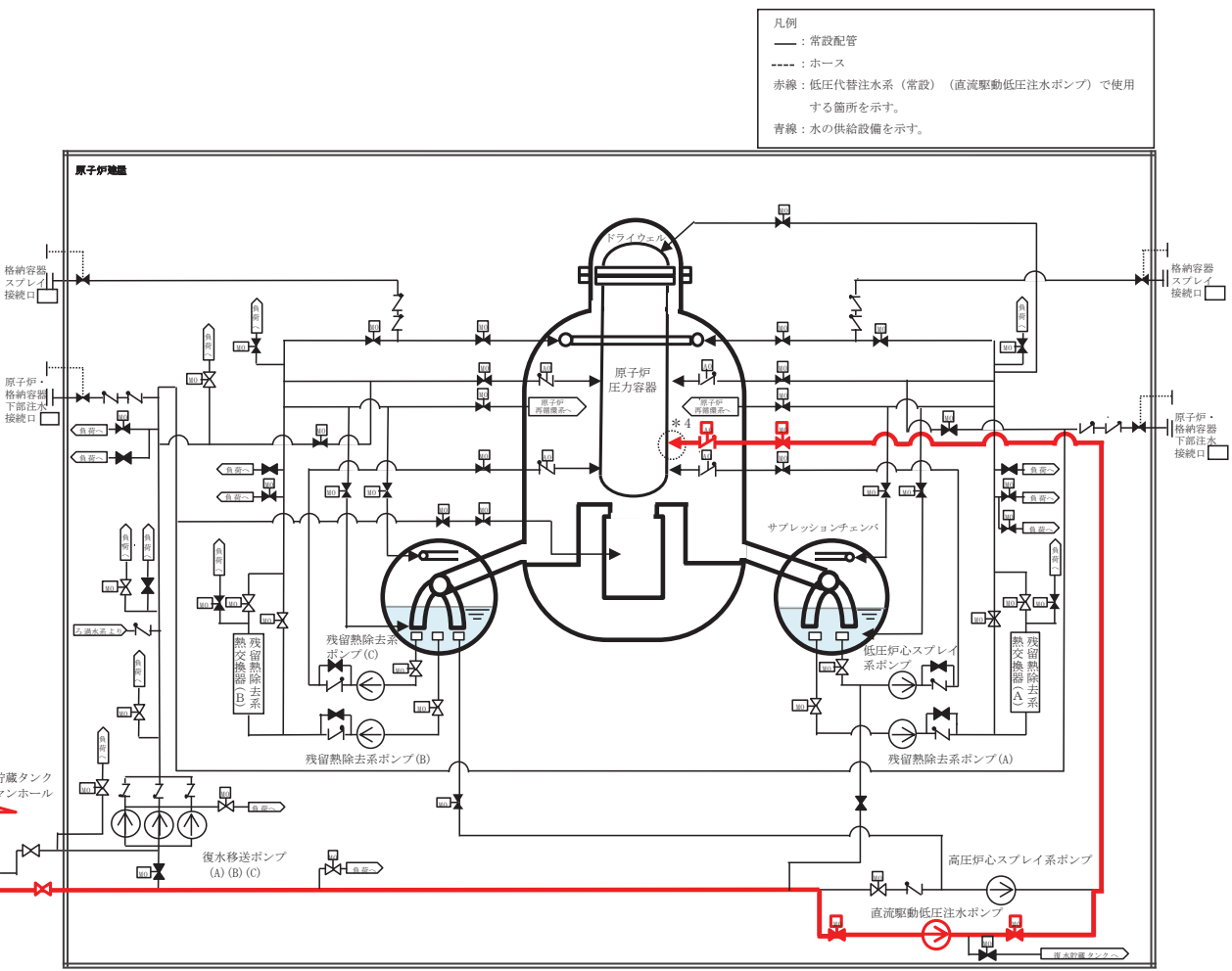
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S51	125V 直流主母線盤 2B-1	FPMUW ポンプ吸込弁			
S53	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C			
S55	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D			
S56	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S57	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S58	重大事故時監視盤(1)	125V 直流主母線盤 2A-1			
S59	重大事故時監視盤(2)	125V 直流主母線盤 2B-1			

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-9-8 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) の系統概要図



*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
 *4: シュラウド内炉心上部より注水



凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 赤線 : 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) で使用する箇所を示す。
 青線 : 水の供給設備を示す。

- *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
- *4: シュラウド内炉心上部より注水

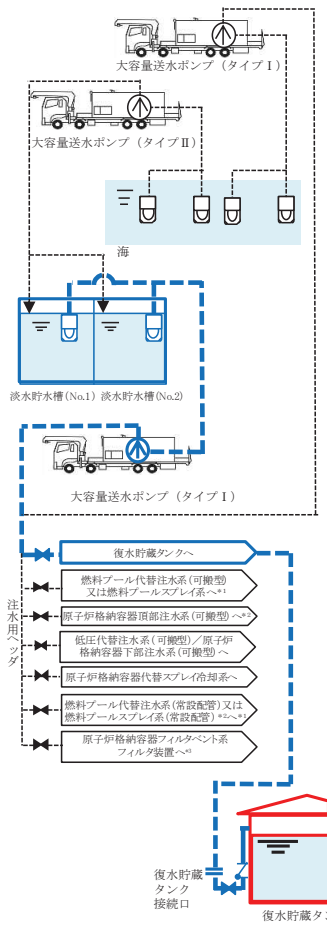
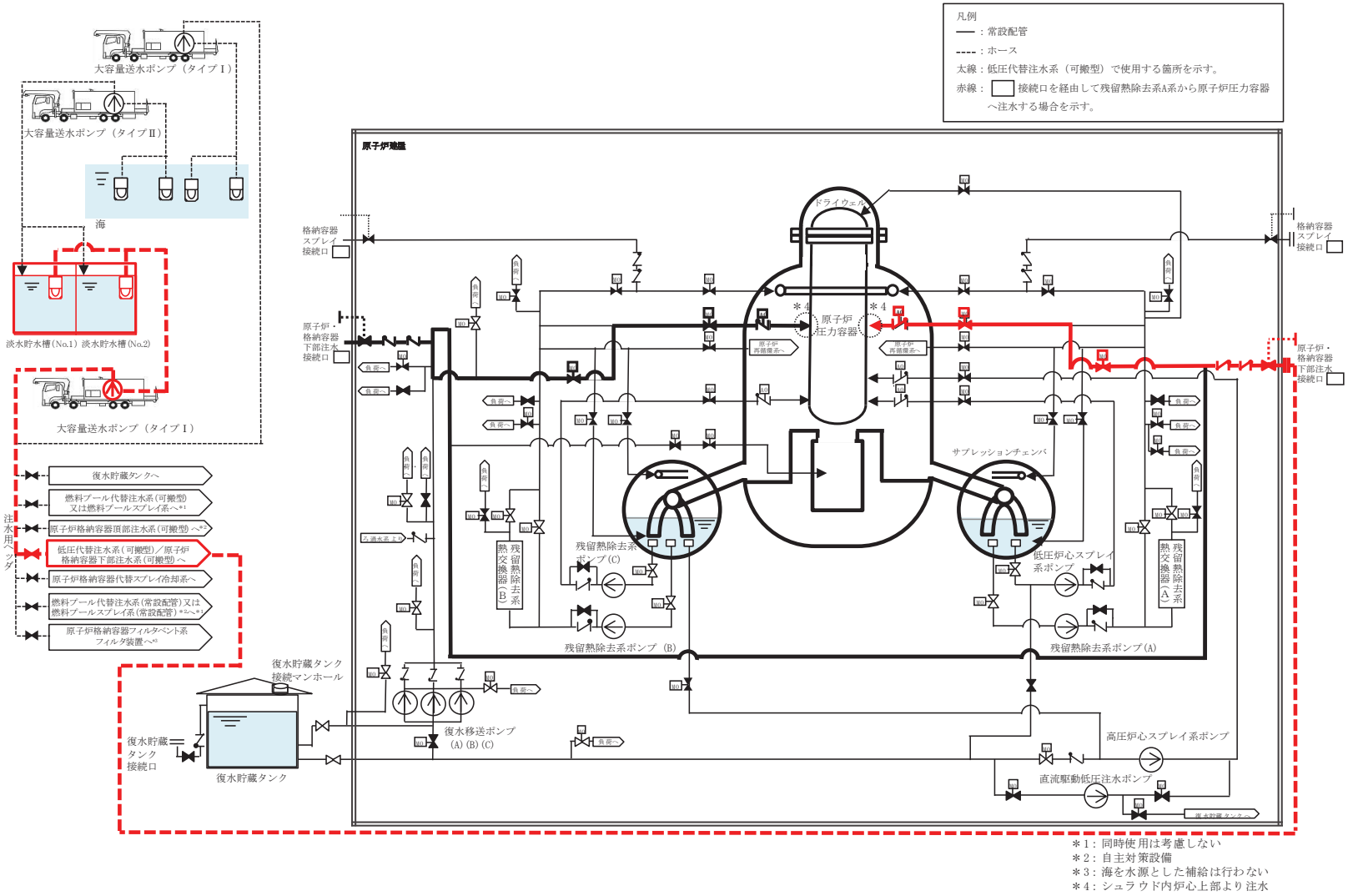


図 57-9-9 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) の系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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



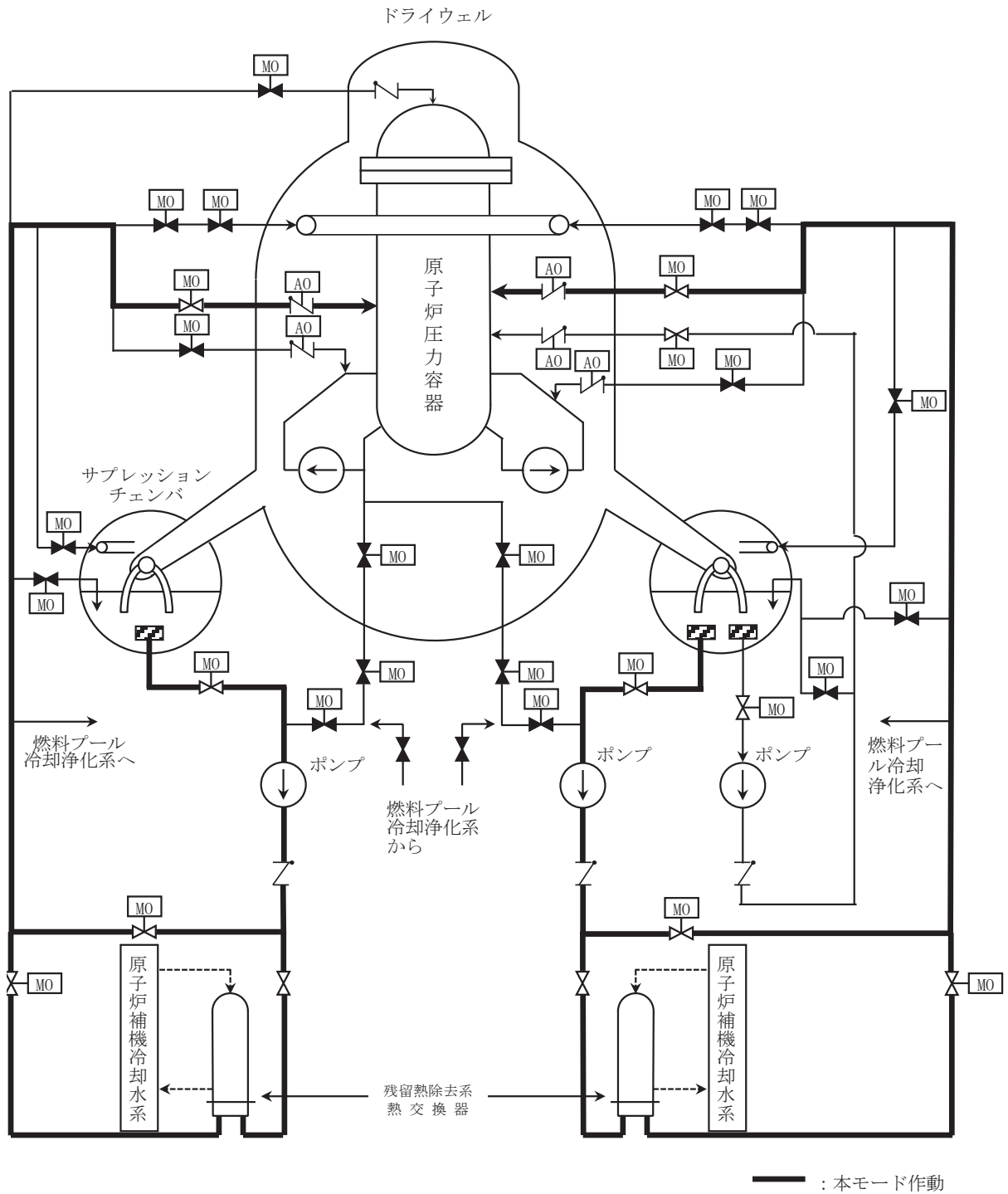


図 57-9-11 残留熱除去系（低圧注水モード）の系統概要図

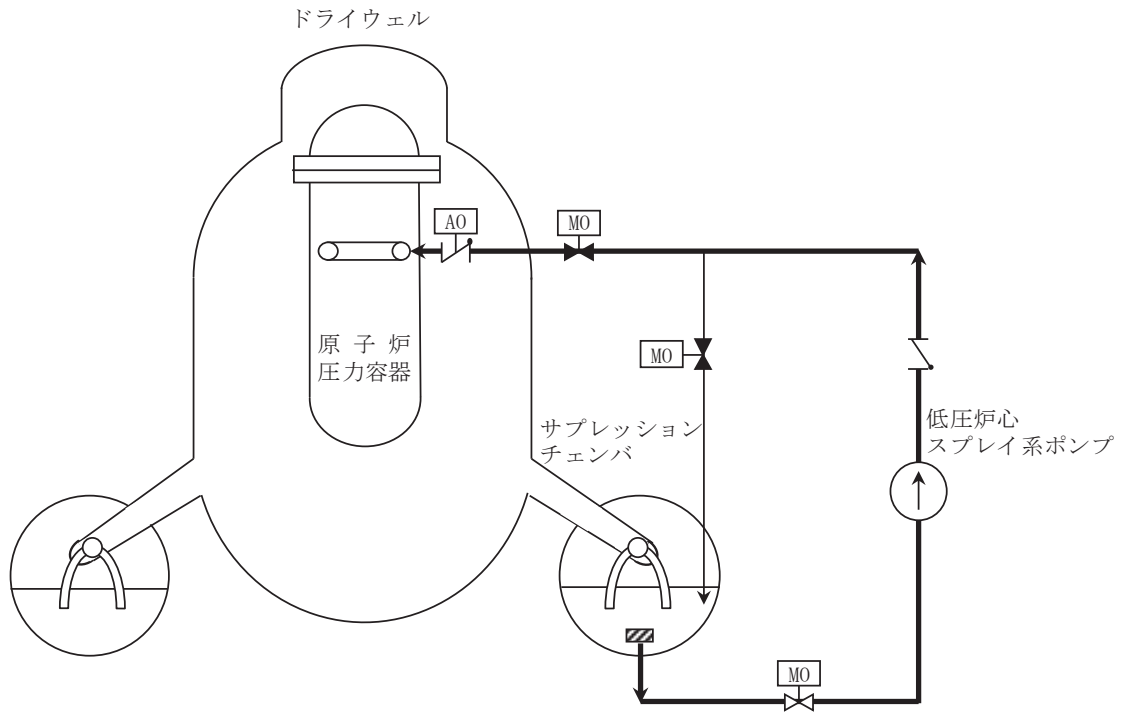


図 57-9-12 低圧炉心スプレイ系の系統概要図

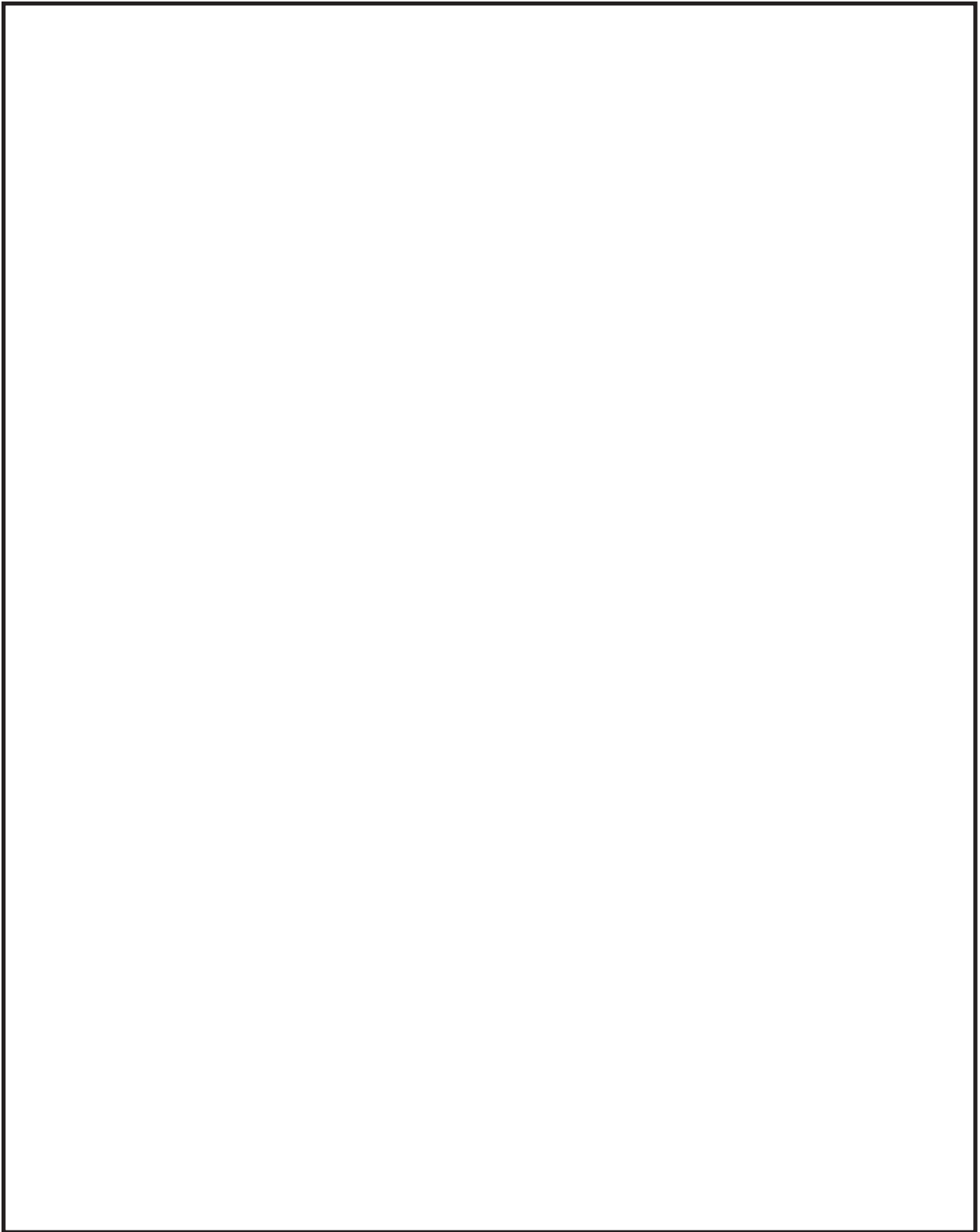


図 57-9-13 低圧代替注水系(常設), 低圧代替注水系(可搬型),
残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系の配置図(1/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

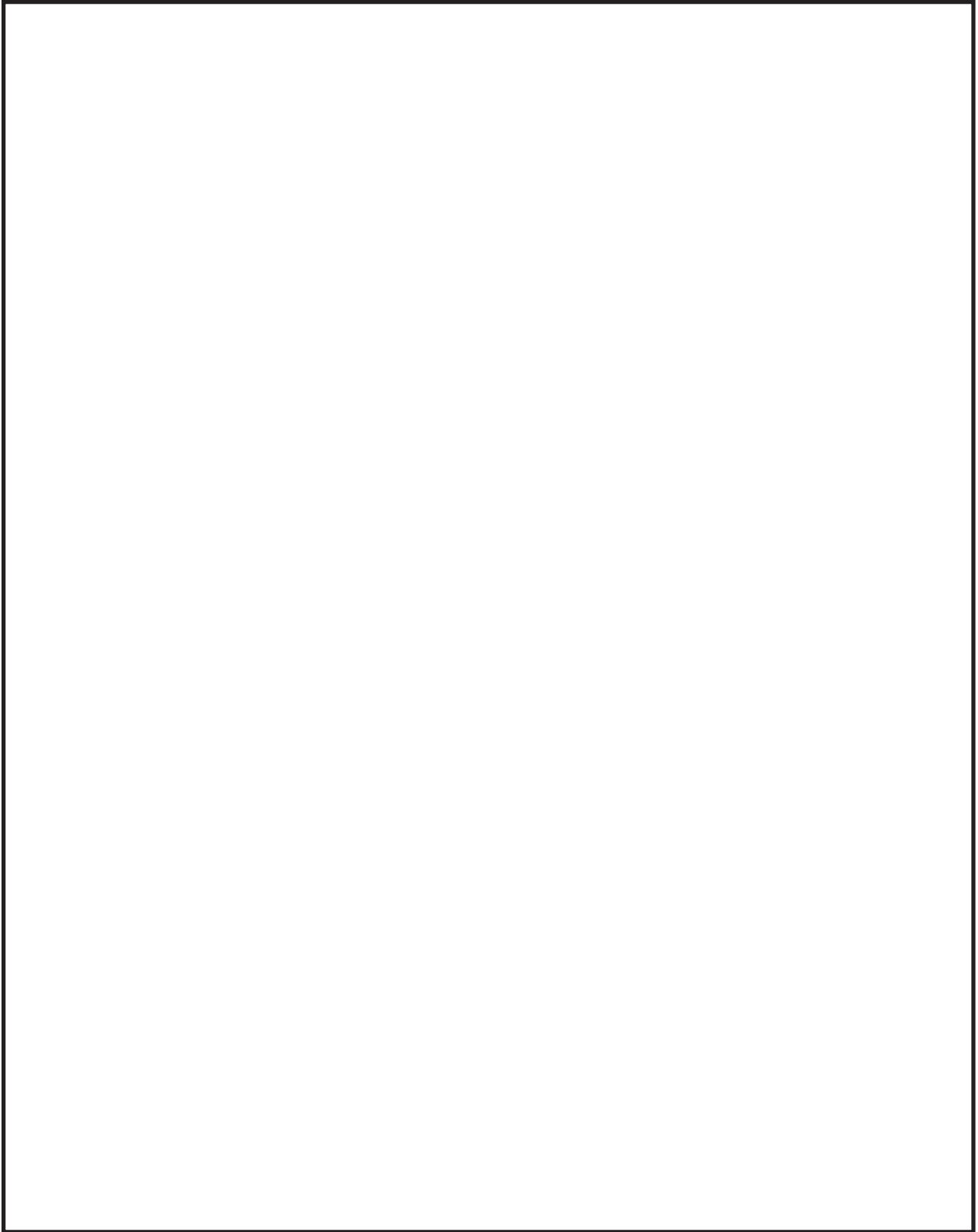


図 57-9-14 低圧代替注水系(常設), 低圧代替注水系(可搬型),
残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系の配置図(2/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

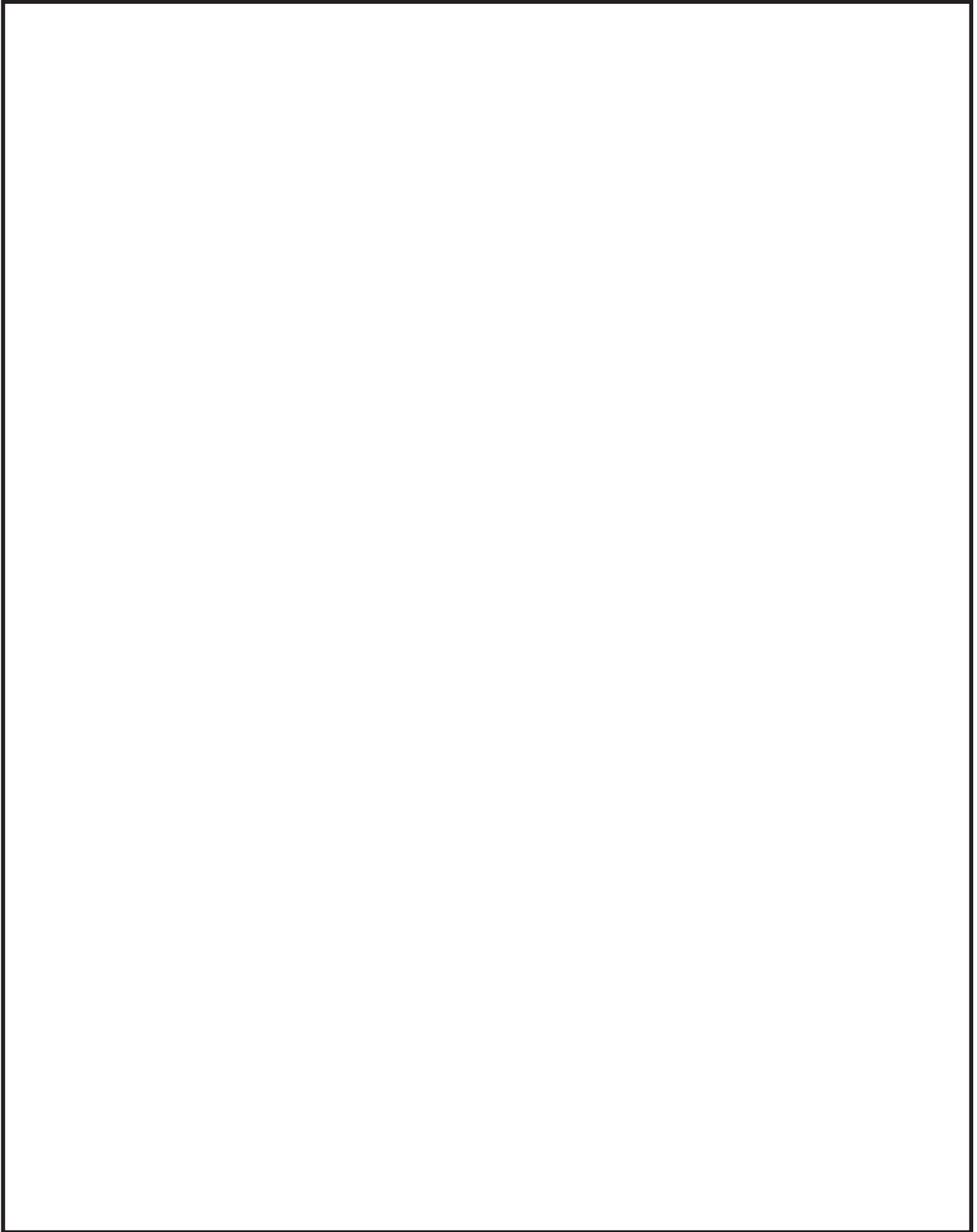


図 57-9-15 低圧代替注水系(常設), 低圧代替注水系(可搬型),
残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系の配置図(3/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・M/C : メタルクラッドスイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モータコントロールセンタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

【色分け】
 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 青色: 重大事故等対応設備

【凡例】
 : 高圧遮断器
 : 低圧遮断器
 : 配線用遮断器
 : 変圧器

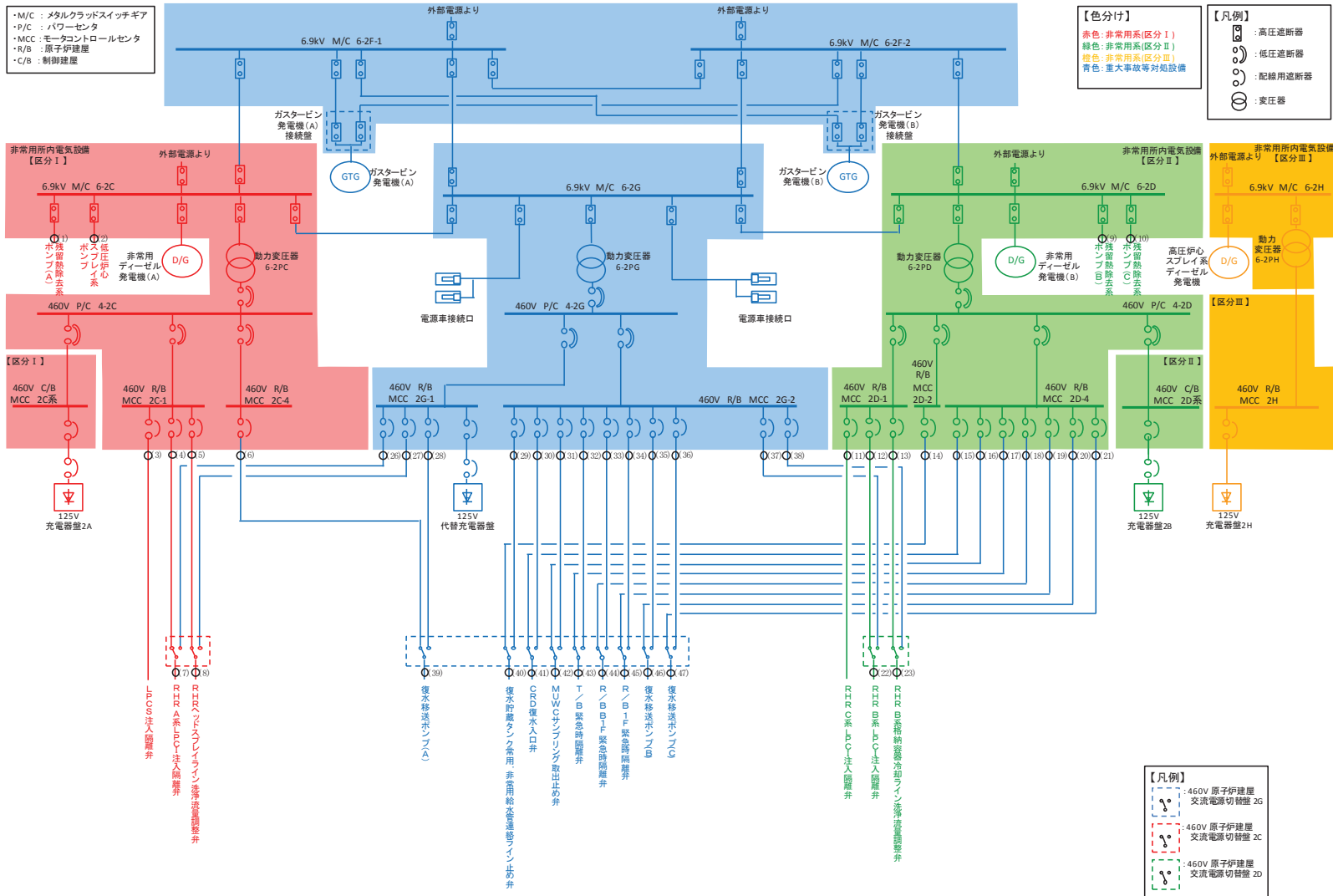


図 57-9-16 単線結線図(交流)
 低圧代替注水系 [47条]

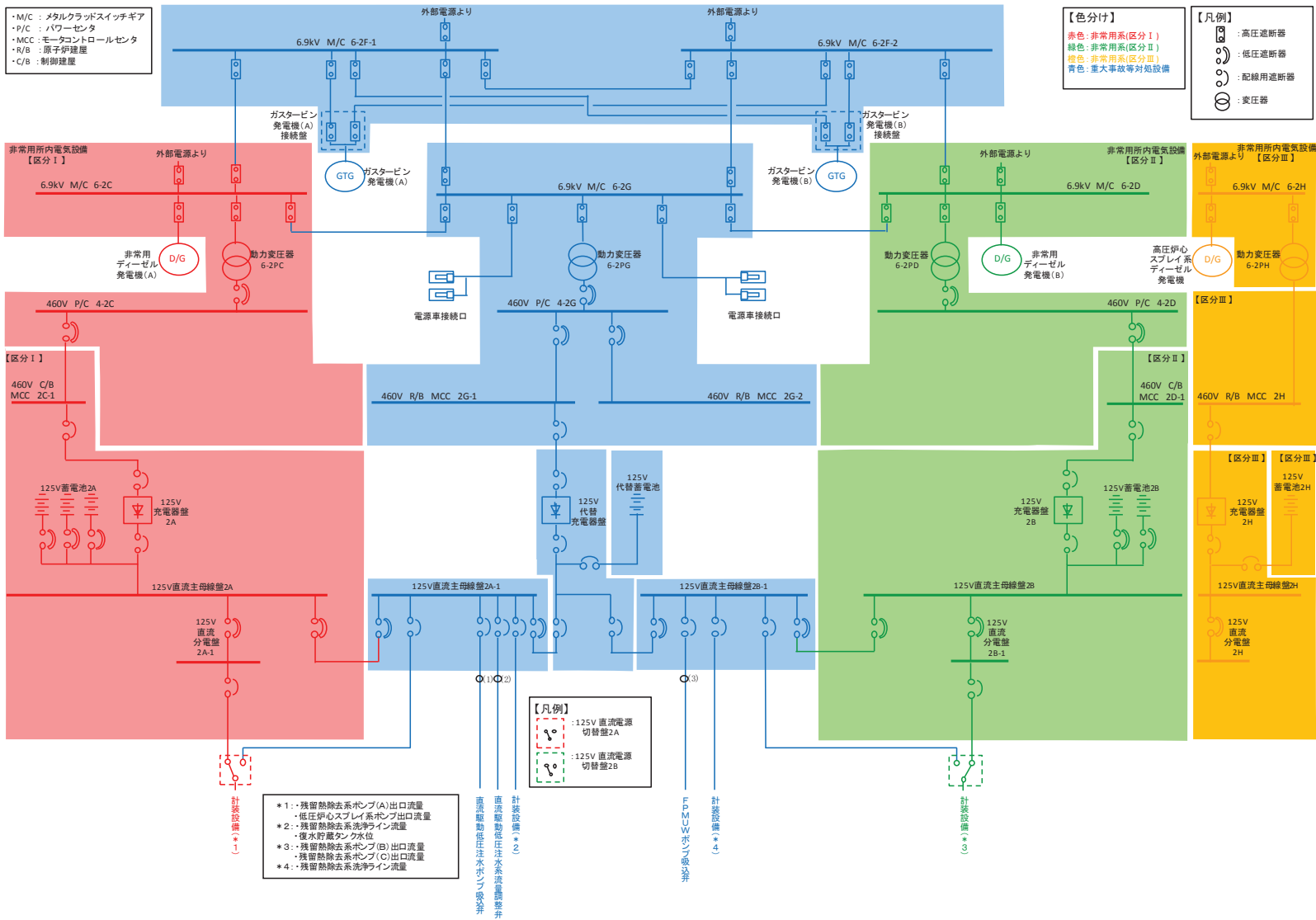


図 57-9-17 単線結線図(直流) (1/2)
 低圧代替注水系 [47条]

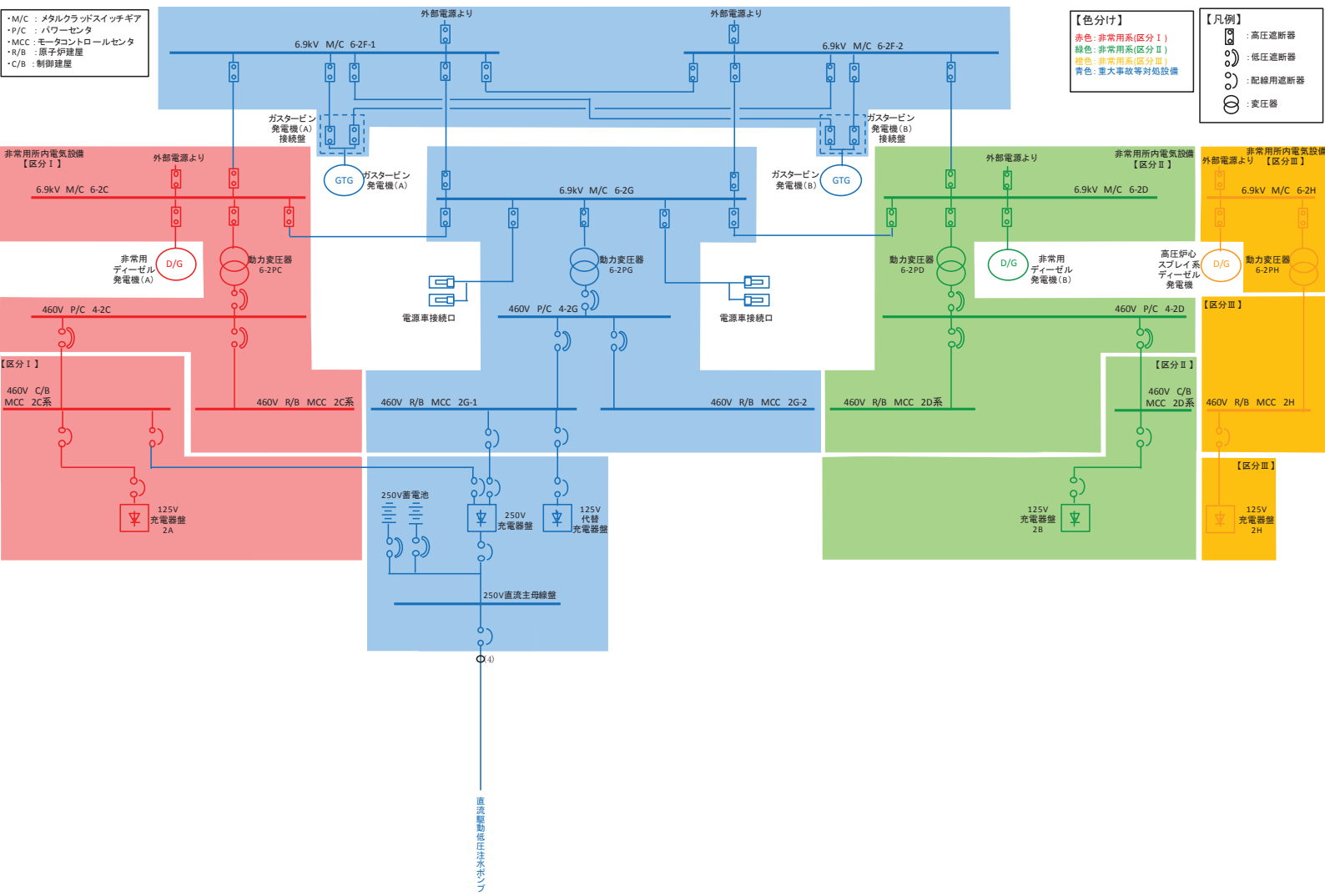


図 57-9-18 単線結線図(直流) (2/2)
 低圧代替注水系 [47条]

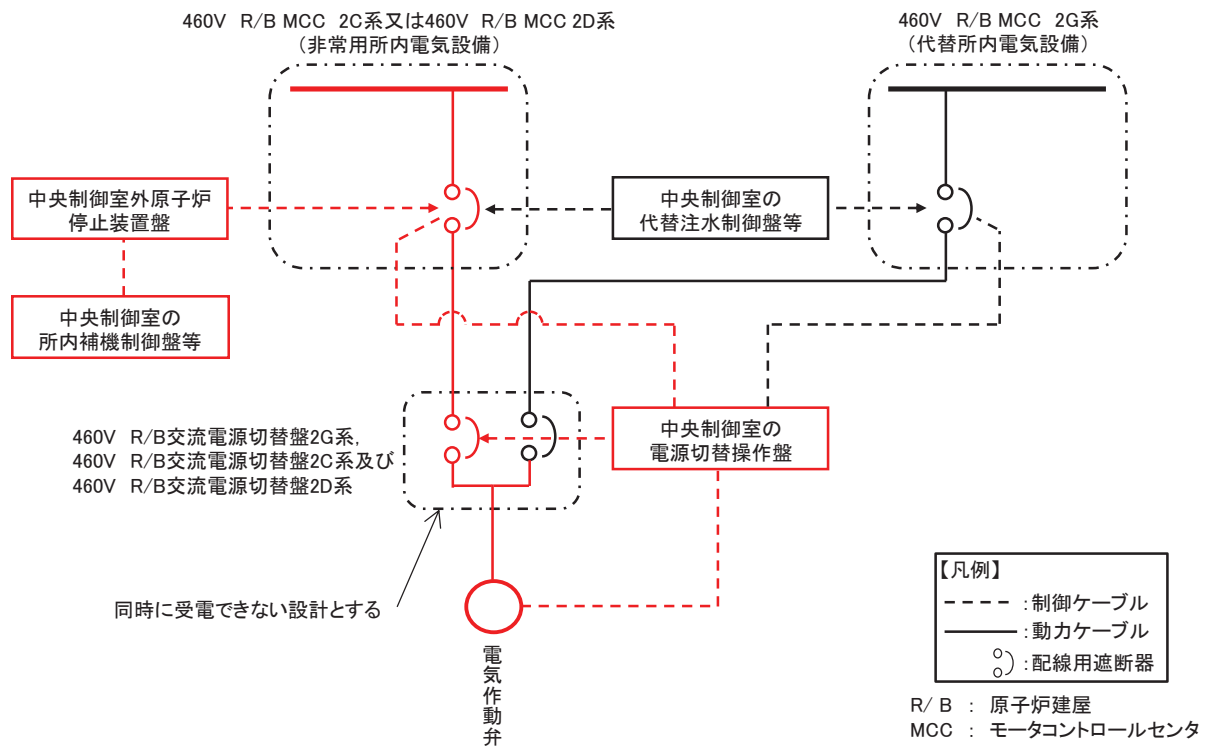


図 57-9-19 交流電源切替盤系統図
(非常用所内電気設備からの受電時)

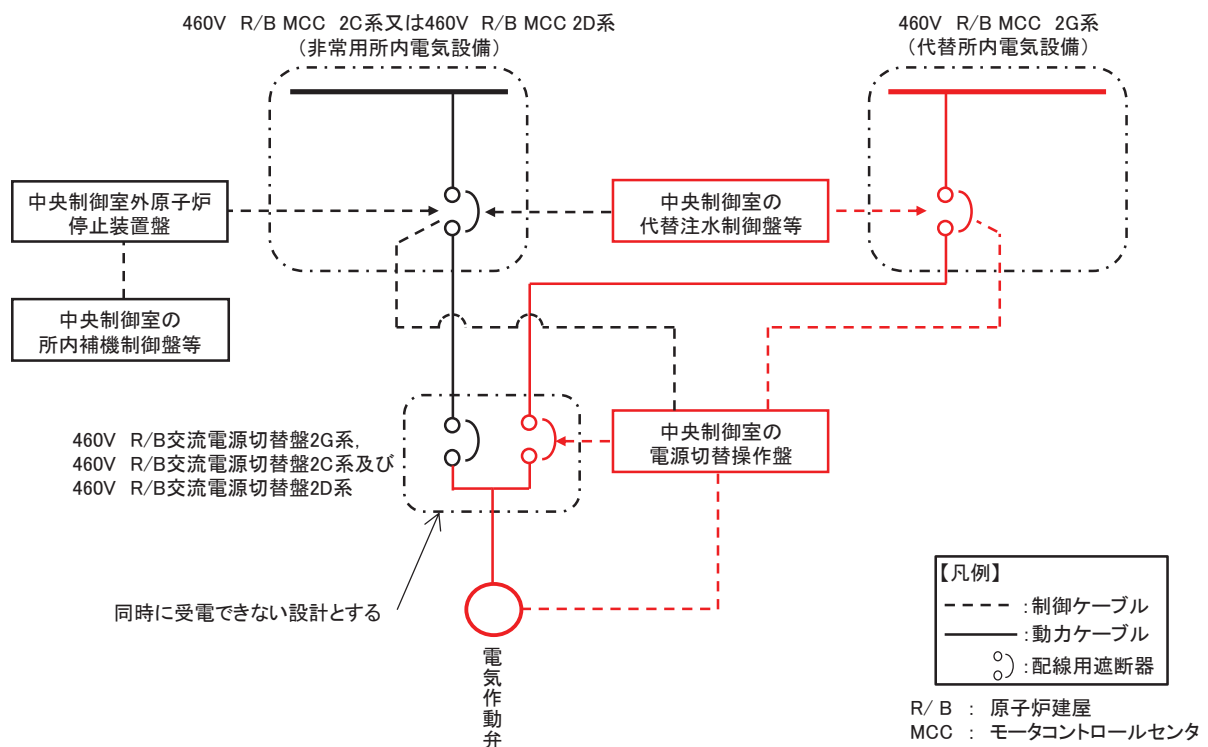


図 57-9-20 交流電源切替盤系統図
(代替所内電気設備からの受電時)

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、重大事故等時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備であり、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"> 原子炉補機代替冷却水系 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器ユニット(淡水ポンプ) 大容量送水ポンプ(タイプI) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水ポンプ(A) 原子炉補機冷却水ポンプ(B) 原子炉補機冷却水ポンプ(C) 原子炉補機冷却水ポンプ(D) 原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 原子炉補機冷却海水ポンプ(C) 原子炉補機冷却海水ポンプ(D)
熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器ユニット(熱交換器) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系熱交換器(A) 原子炉補機冷却水系熱交換器(B) 原子炉補機冷却水系熱交換器(C) 原子炉補機冷却水系熱交換器(D)

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。

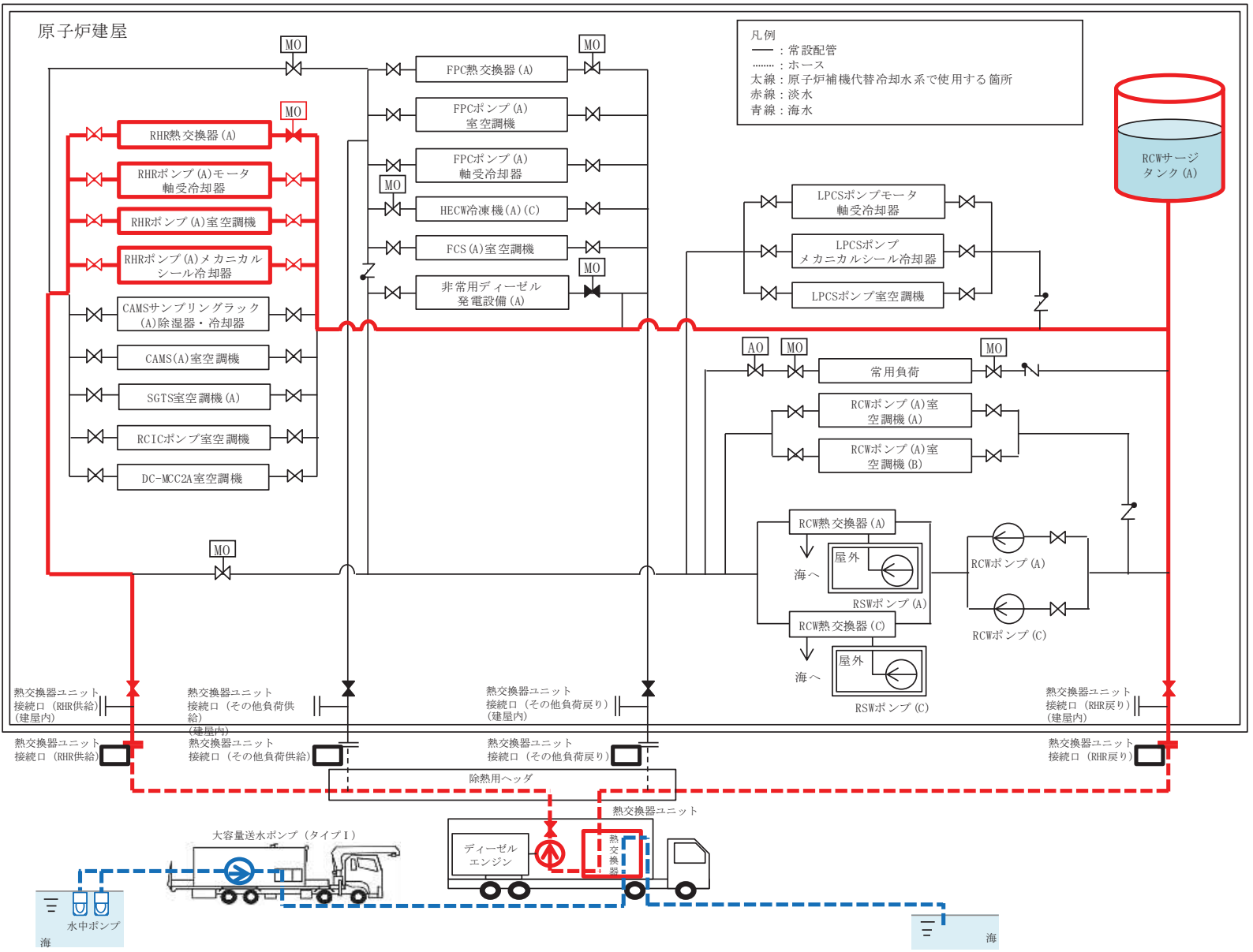


図 57-9-21 原子炉補機代替冷却水系の系統概要図

(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。

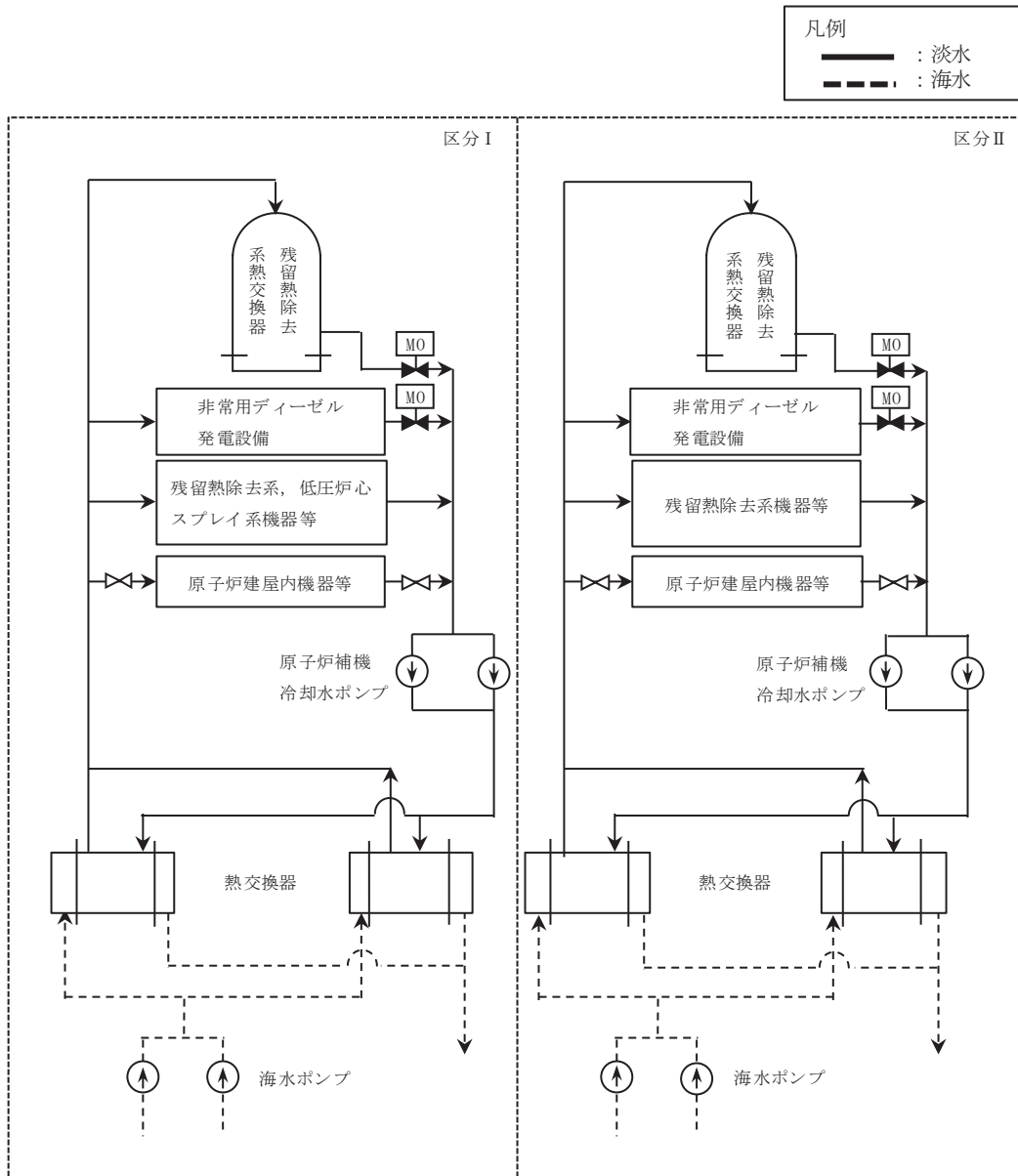


図 57-9-22 原子炉補機冷却水系の系統概要図



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。

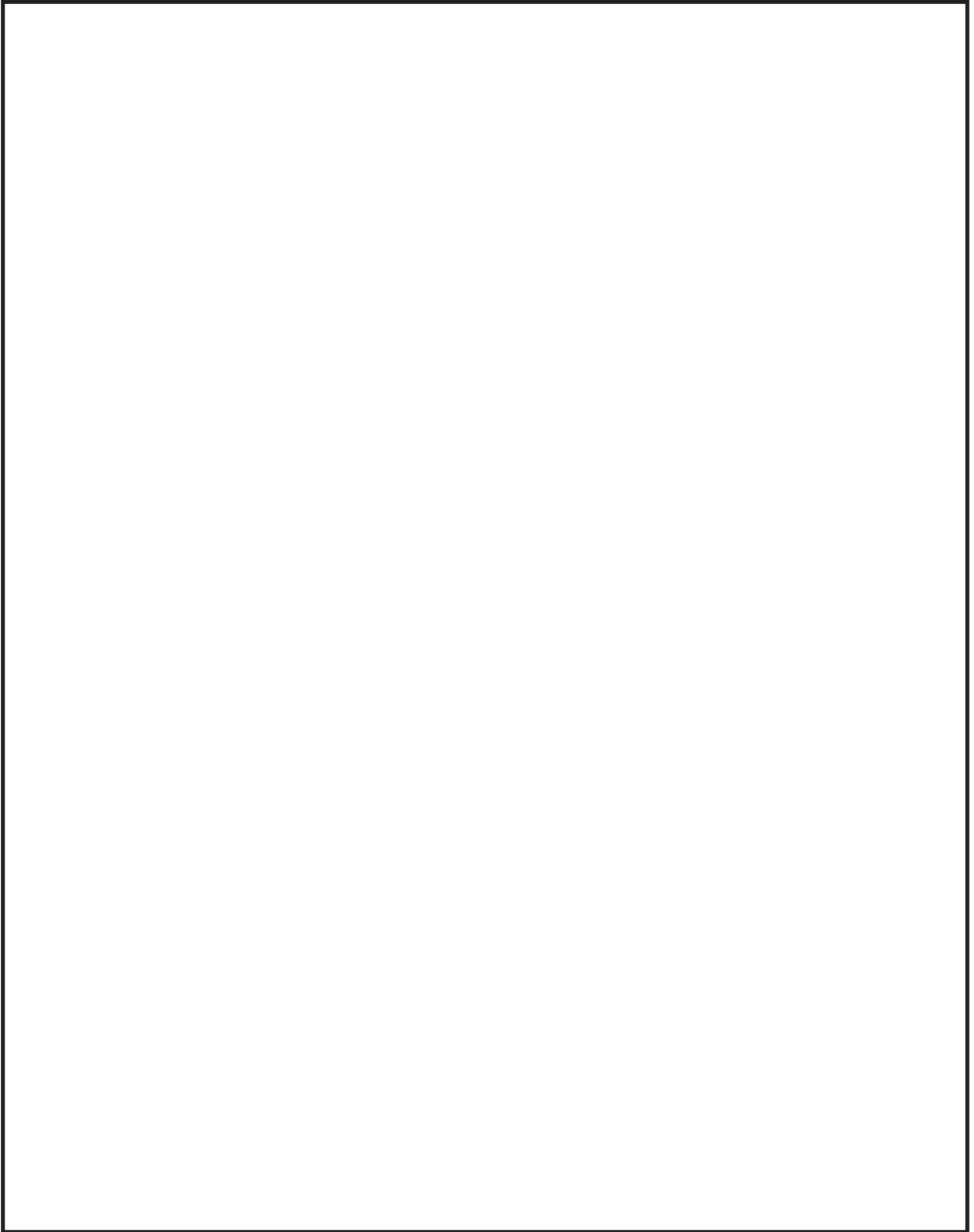


図 57-9-24 原子炉補機代替冷却水系，原子炉補機冷却水系
及び原子炉補機冷却海水系の配置図(2/3)

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、重大事故等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"> 原子炉格納容器フィルタベント系 耐圧強化ベント系 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)
ポンプ	—	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプ(A) 残留熱除去系ポンプ(B)
電気作動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> D/Wベント用出口隔離弁 S/Cベント用出口隔離弁 FCVSベントライン隔離弁(A) FCVSベントライン隔離弁(B) 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 	<ul style="list-style-type: none"> RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁 RHR B系格納容器スプレイ流量調整弁 RHR A系格納容器スプレイ隔離弁 RHR B系格納容器スプレイ隔離弁 RHR A系S/Cスプレイ隔離弁 RHR B系S/Cスプレイ隔離弁 RHR熱交換器(A)バイパス弁 RHR熱交換器(B)バイパス弁 RHR A系LPCI注入隔離弁 RHR B系LPCI注入隔離弁
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> 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 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置出口水素濃度 ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力 ドライウェル温度 圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ出口流量

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 [] (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 [] (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 <input type="checkbox"/>	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 <input type="checkbox"/>
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 <input type="checkbox"/>	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 <input type="checkbox"/>
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 <input type="checkbox"/>				
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 <input type="checkbox"/>				
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 <input type="checkbox"/>				
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 <input type="checkbox"/>				
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 <input type="checkbox"/>				
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 <input type="checkbox"/>				
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 <input type="checkbox"/>				
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 <input type="checkbox"/>				
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 <input type="checkbox"/>				
S12	ドライウェル圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S13	圧力抑制室圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-72

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] (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DESTAL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DESTAL内(270°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				

57-9-73

665

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				

57-9-74

666

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				

57-9-75

667

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 系格納容器スプレイ流量調整弁
			D22	460V R/B MCC 2D-1	RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁
			D23	460V R/B MCC 2C-1	RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁
			D24	460V R/B MCC 2D-1	RHR B 系 S/C スプレイ隔離弁
			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 原子炉格納容器フィ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	125V 直流主母線盤 2A-1	S/C ベント用出口隔離弁
			D35	トリップチャンネル盤 ESS- I	125V 直流主分電盤 2A-1
			D36	トリップチャンネル盤 ESS- II	125V 直流主分電盤 2B-1

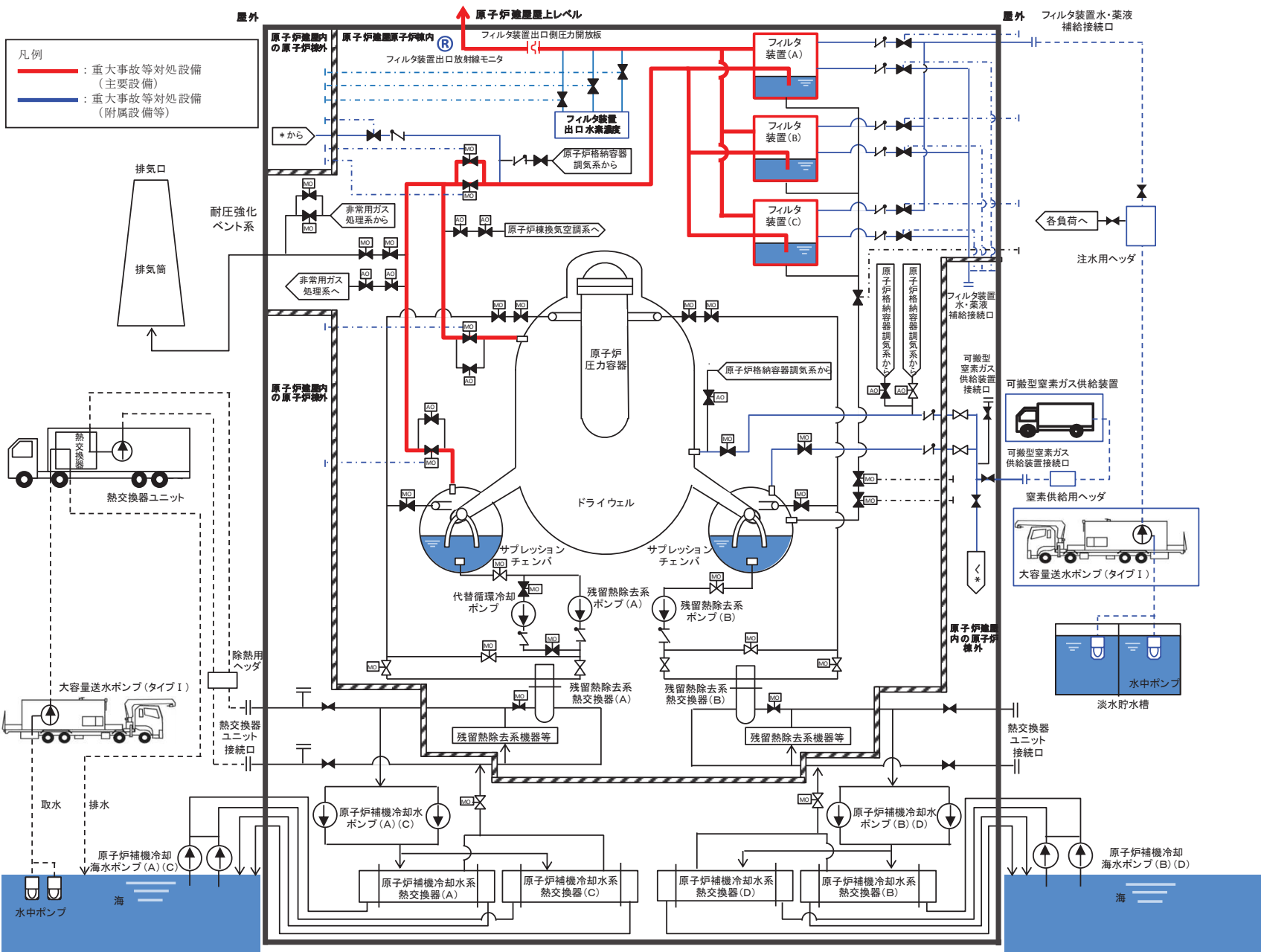


図 57-9-26 原子炉格納容器フィルタメント系の系統概要図

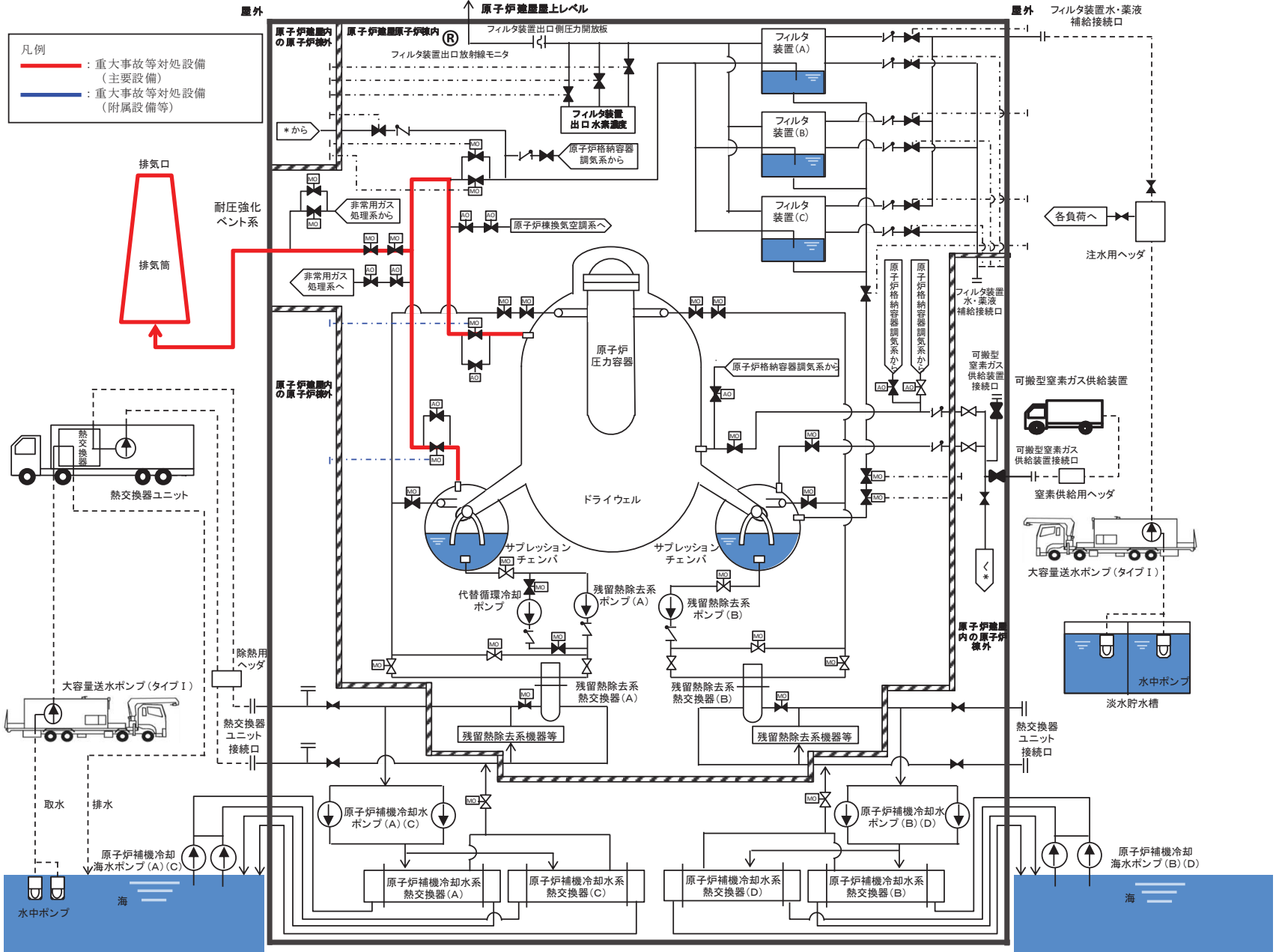


図 57-9-27 耐圧強化ベント系の系統概要図

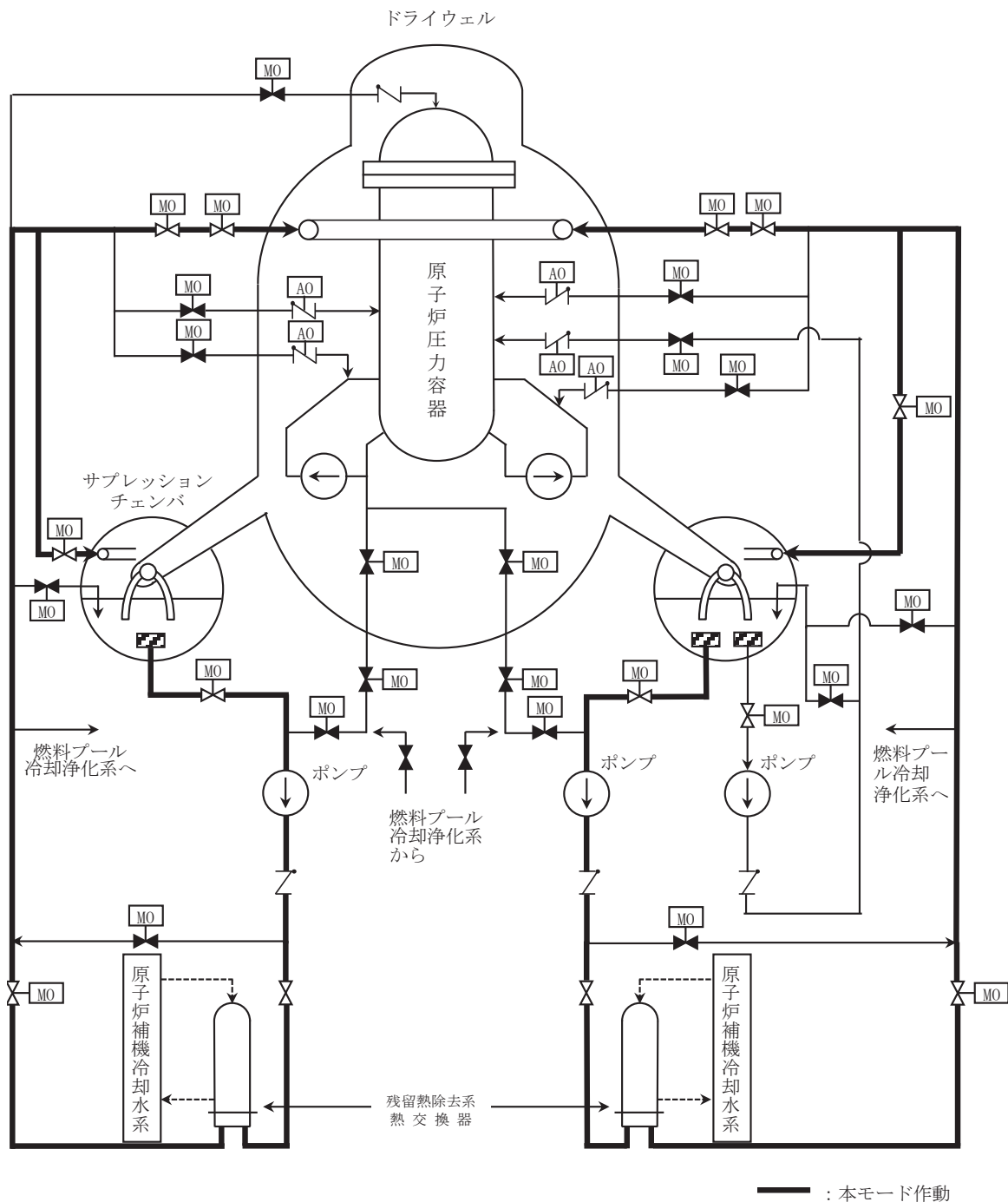


図 57-9-28 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の系統概要図

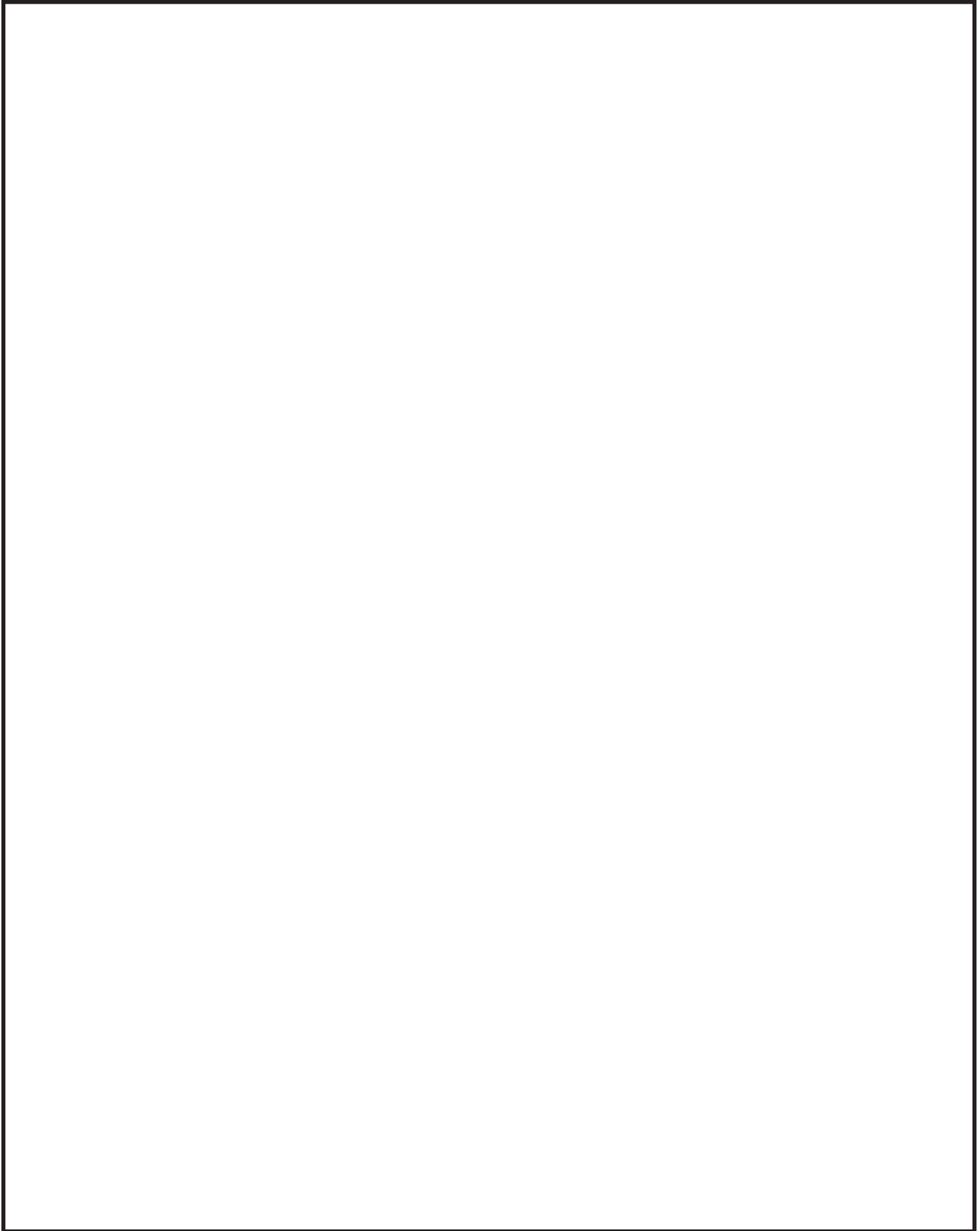


図 57-9-29 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(1/5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

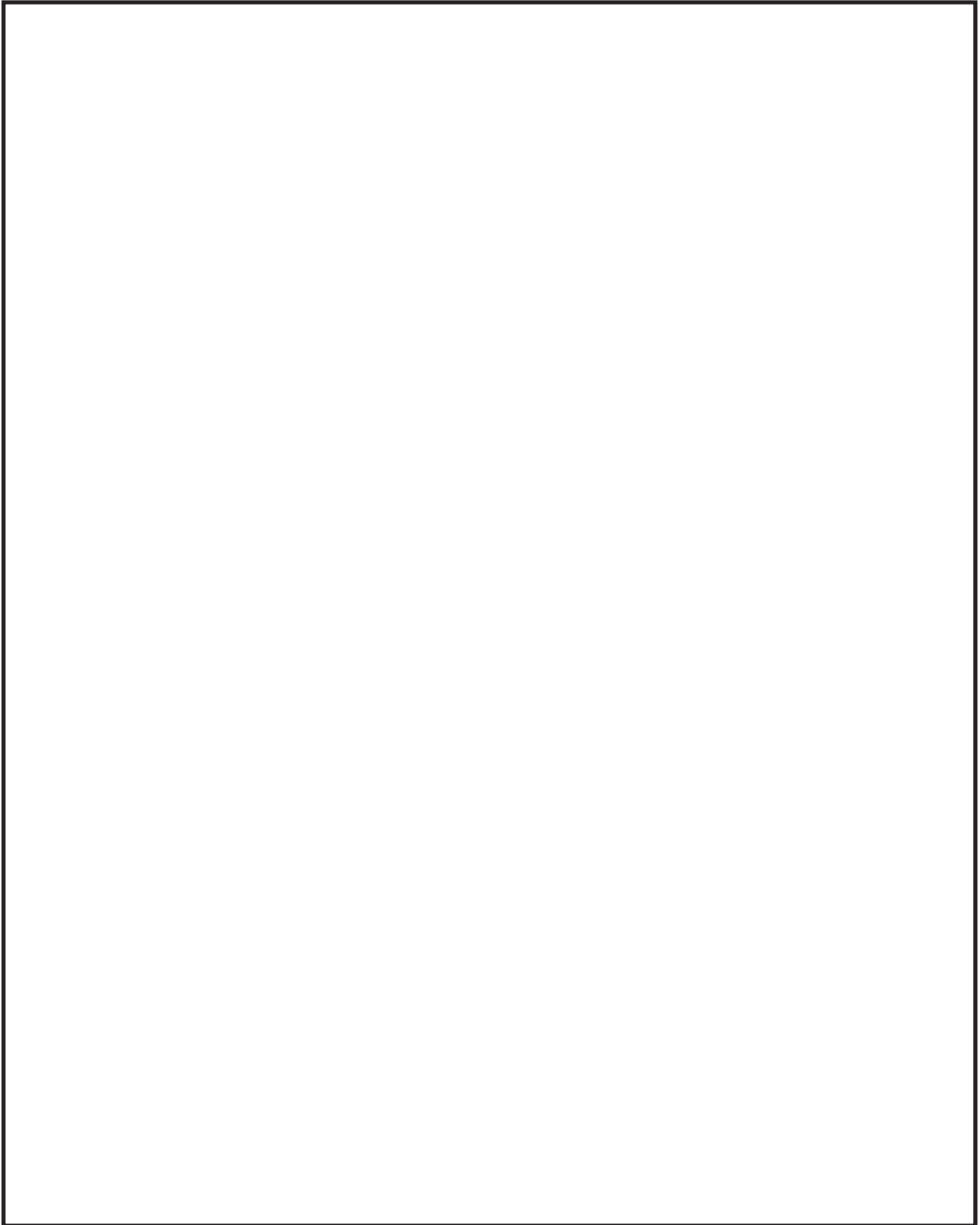


図 57-9-30 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系
及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の配置図（2/5）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

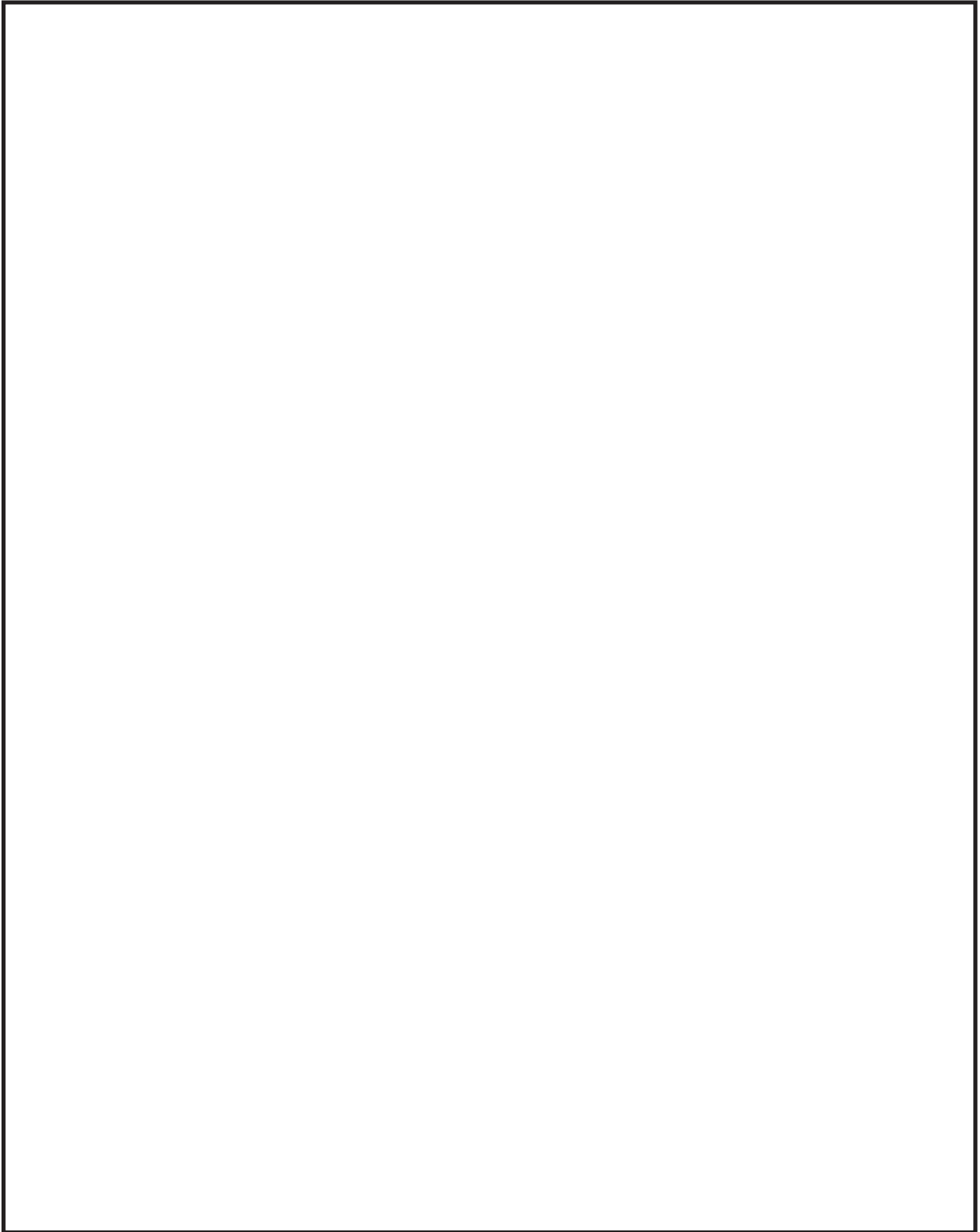


図 57-9-31 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(3/5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

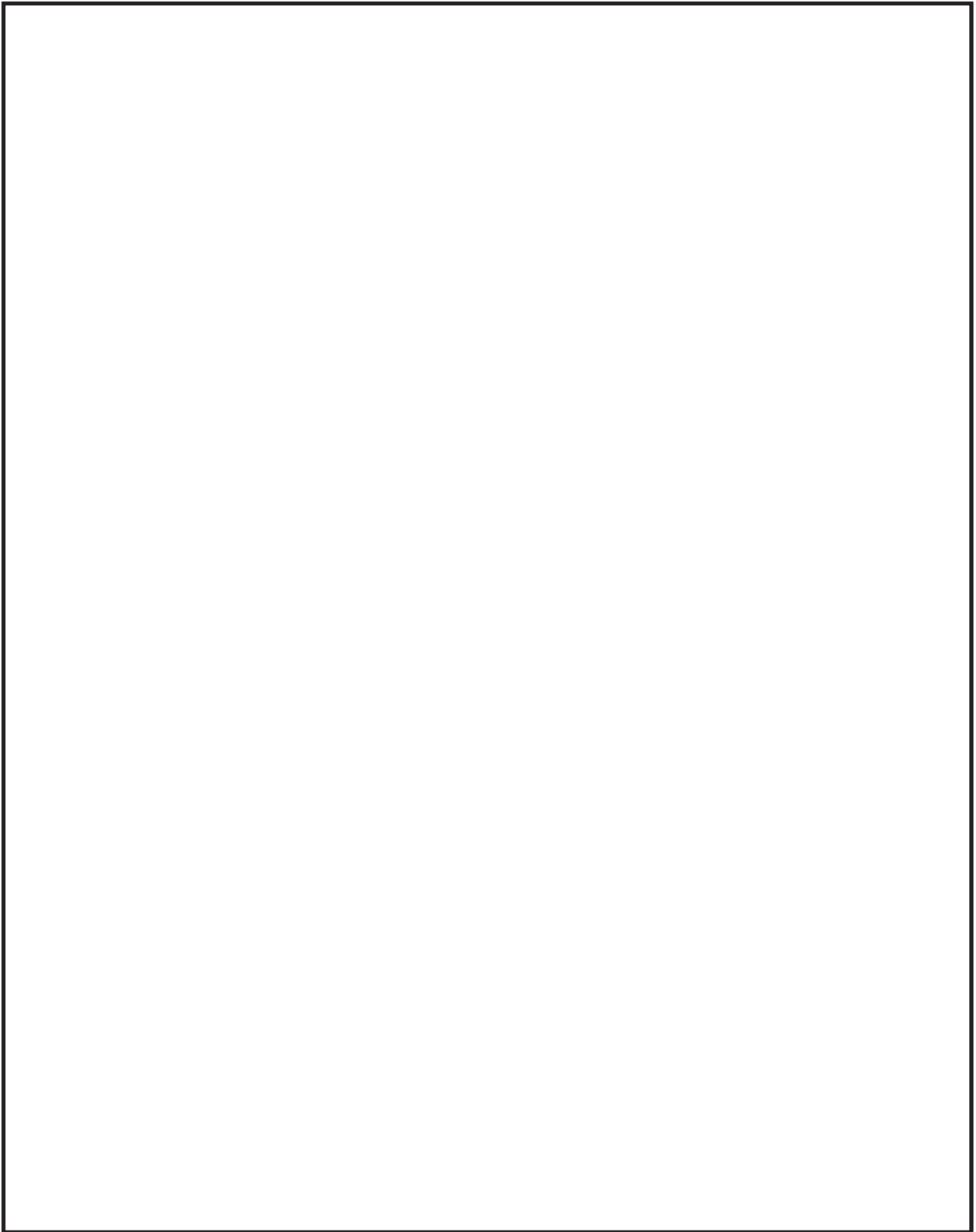


図 57-9-32 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(4/5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

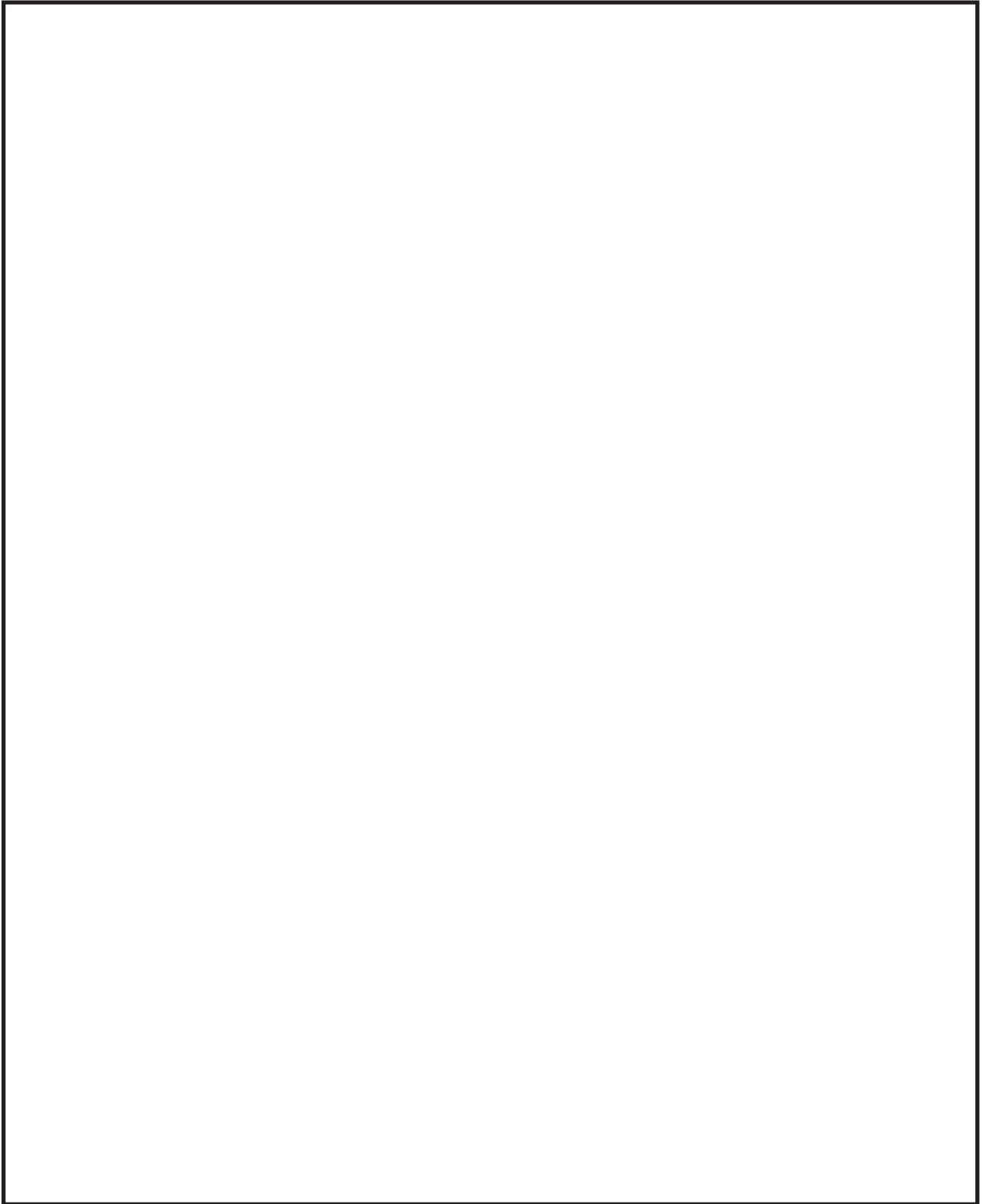


図 57-9-33 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系
及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の配置図（5/5）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

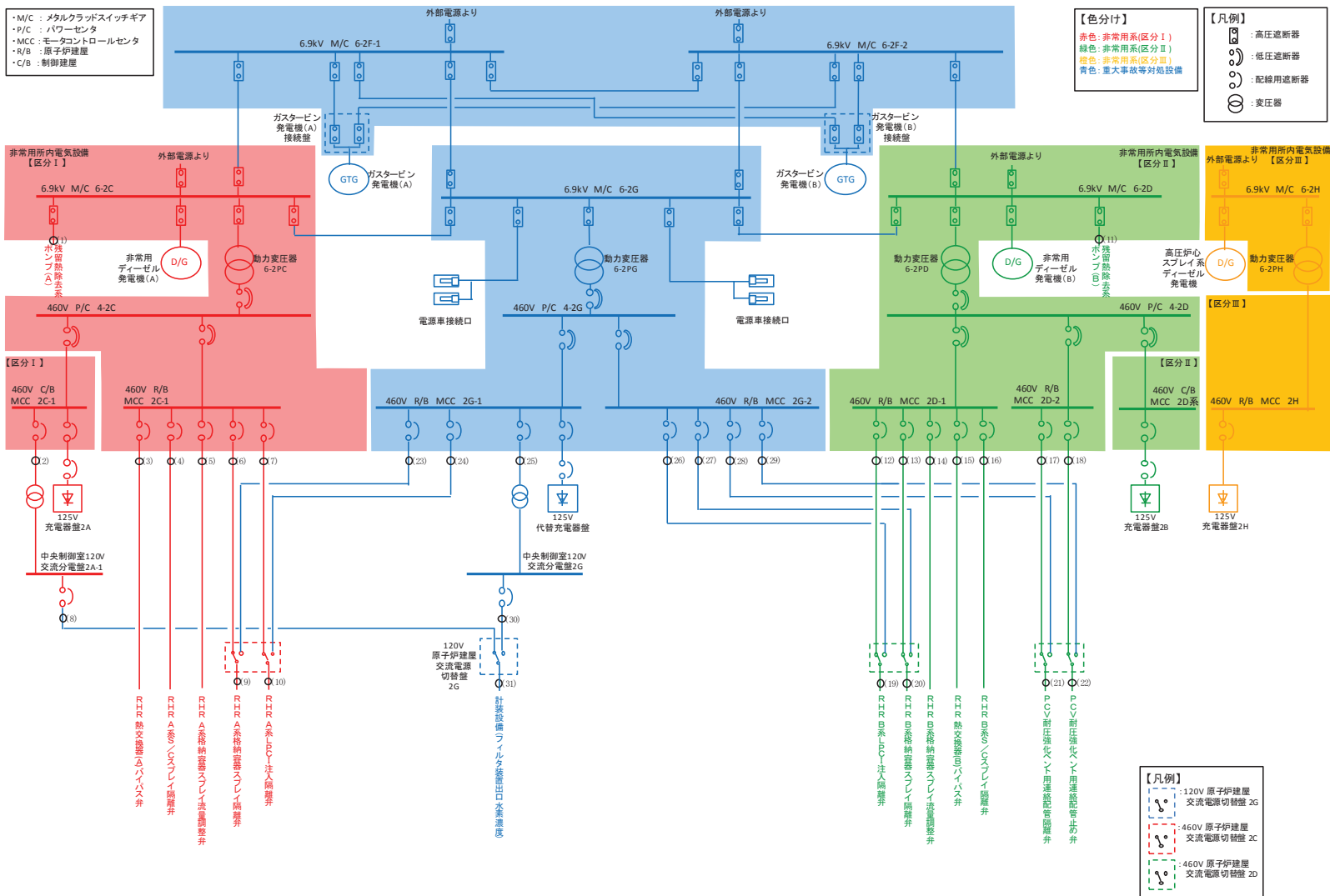
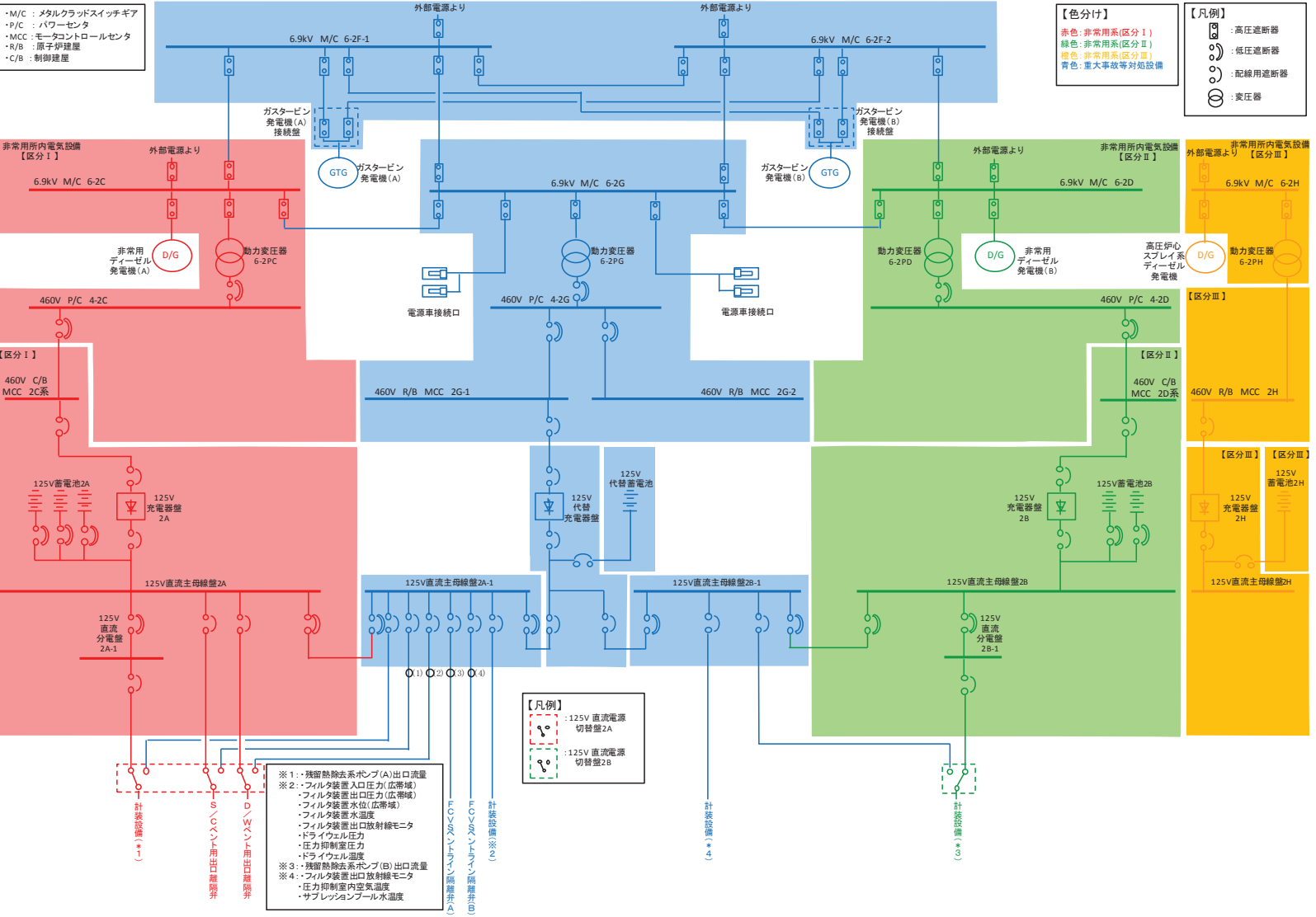
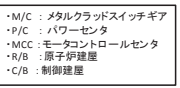
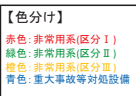
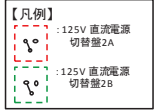


図 57-9-34 単線結線図(交流)
 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系 [48 条]



- ※1: 残留熱除去系ポンプ(A)出口流量
 ※2: 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
 ・フィルタ装置出口放射線モニタ
 ・ドライウエル圧力
 ・圧力抑制室圧力
 ・ドライウエル温度
 ※3: 残留熱除去系ポンプ(B)出口流量
 ※4: フィルタ装置出口放射線モニタ
 ・圧力抑制室内空気温度
 ・サブレーションプール水温度



原子炉格納容器フイルタメント系及び耐圧強化メント系 [48条]

図 57-9-35 単線結線図(直流)

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、重大事故等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"> 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 大容量送水ポンプ(タイプ I) 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプ(A) 残留熱除去系ポンプ(B)
電気作動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> RHR A系格納容器スプレイ隔離弁 RHR B系格納容器スプレイ隔離弁 	<ul style="list-style-type: none"> RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁 RHR B系格納容器スプレイ流量調整弁 RHR A系格納容器スプレイ隔離弁 RHR B系格納容器スプレイ隔離弁 RHR A系S/Cスプレイ隔離弁 RHR B系S/Cスプレイ隔離弁 RHR熱交換器(A)バイパス弁 RHR熱交換器(B)バイパス弁 RHR A系LPCI注入隔離弁 RHR B系LPCI注入隔離弁
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器代替スプレイ流量 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプ出口流量

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 <input type="checkbox"/>	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 <input type="checkbox"/>
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 <input type="checkbox"/>	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 <input type="checkbox"/>
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囲温度)	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				
S8	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				
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	ドライウェル温度 (ペDESTAL内(90°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S13	ドライウェル温度 (ペDESTAL内(270°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S18	ドライウェル圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S19	圧力抑制室圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				

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)

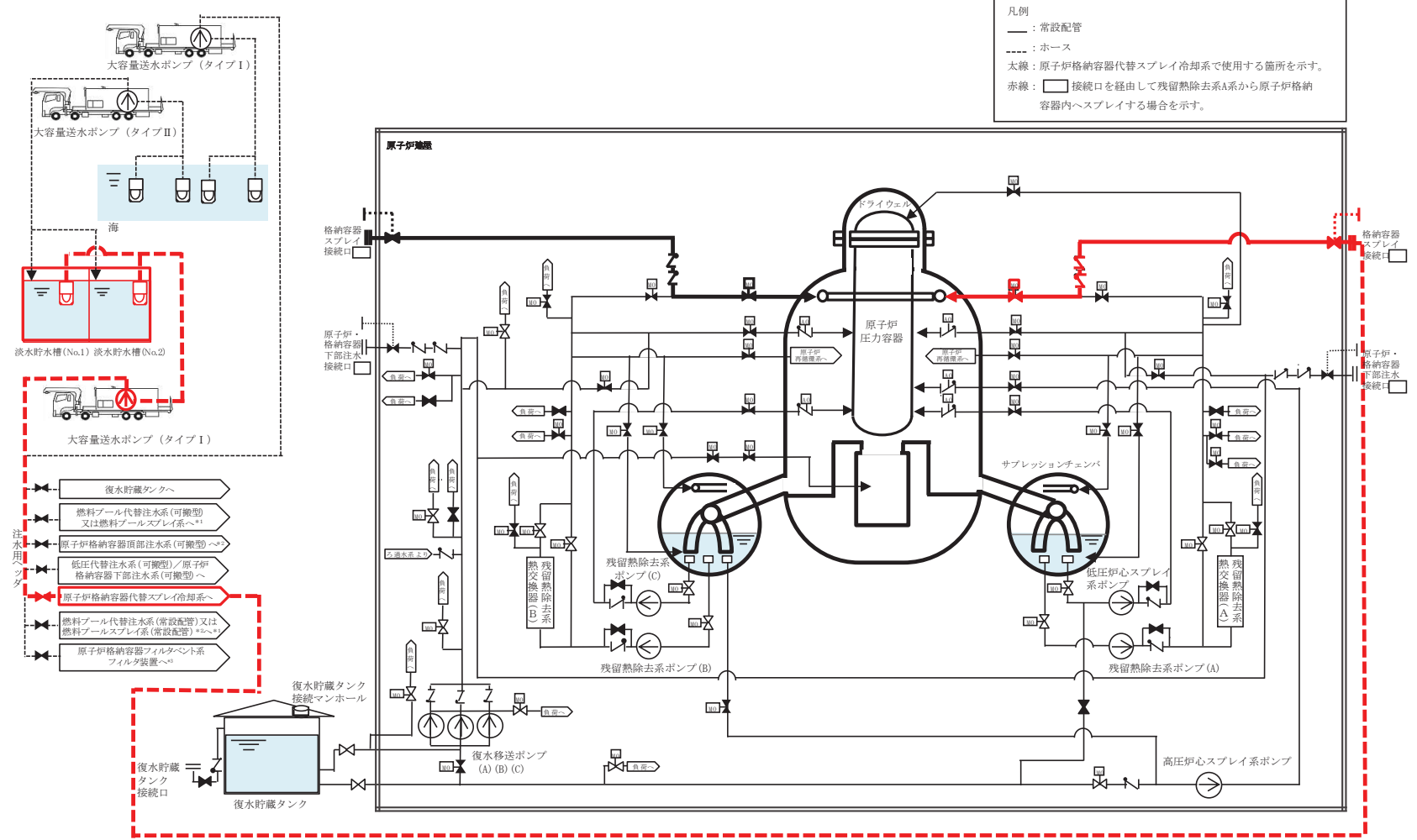
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1	D1	原子炉冷却制御盤 ESS- I ,Ⅲ	6.9kV M/C 6-2C
S2	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D2	原子炉冷却制御盤 ESS-Ⅱ	6.9kV M/C 6-2D
S3	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C	D3	原子炉冷却制御盤 ESS- I ,Ⅲ	460V R/B MCC 2C-1
S4	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D	D4	460V R/B MCC 2C-1	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁
S5	重大事故時監視盤(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)

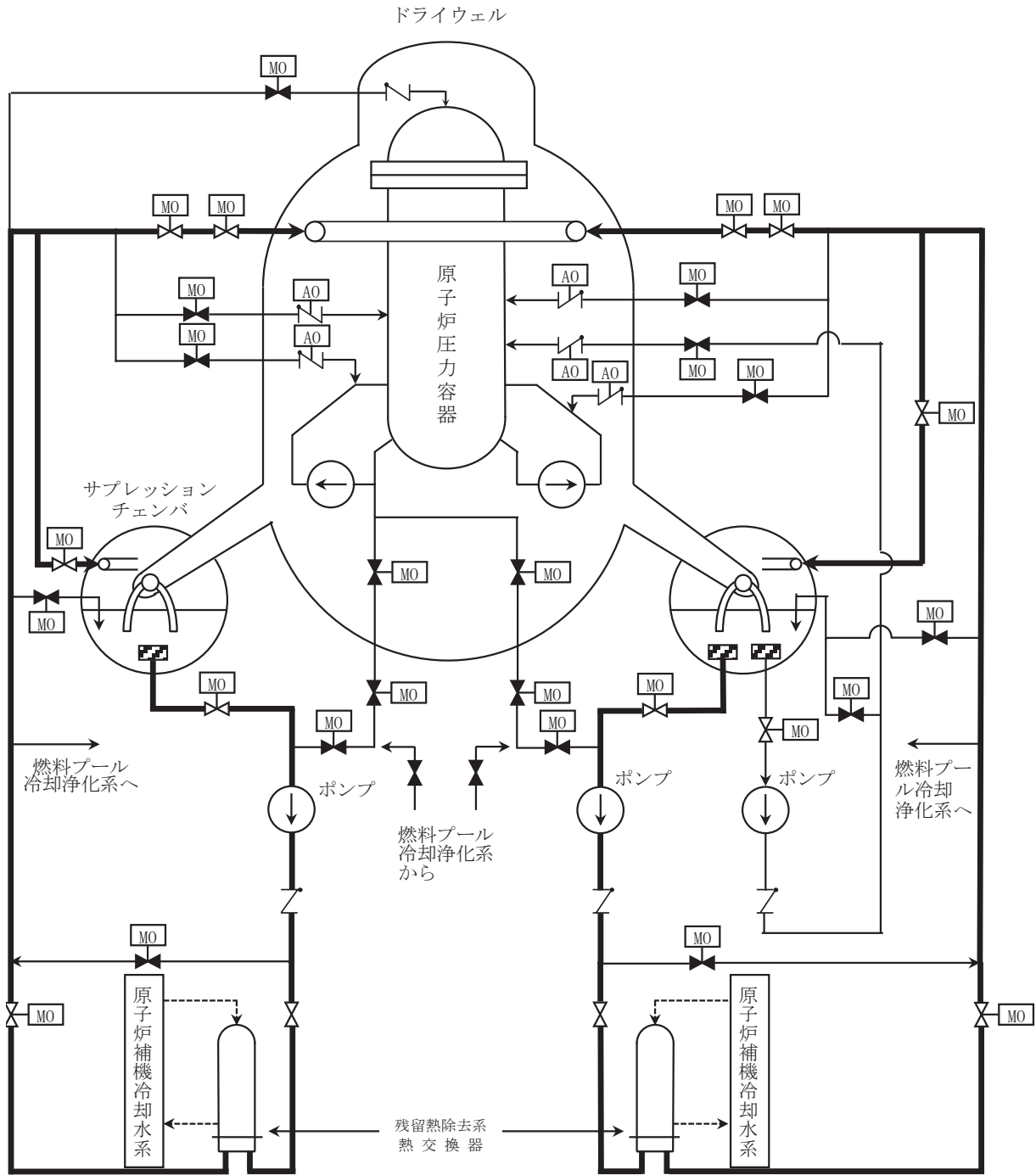
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
			D14	460V R/B MCC 2D-1	RHR B 系 S/C スプレイ隔離弁
			D15	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C
			D16	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D
			D19	トリップチャンネル盤 ESS-II	125V 直流分電盤 2B-1

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-9-36 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の系統概要図



*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



— : 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

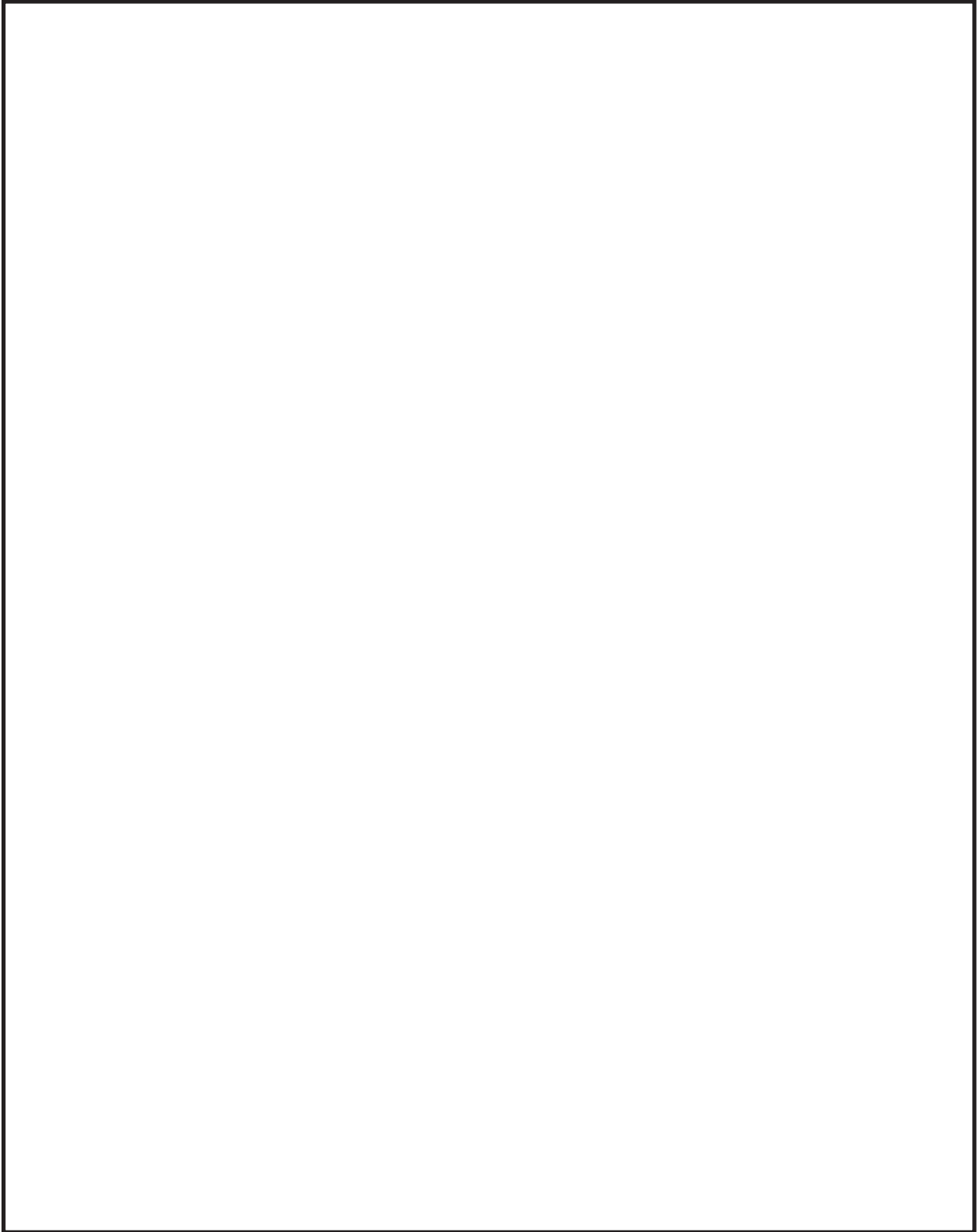


図 57-9-38 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

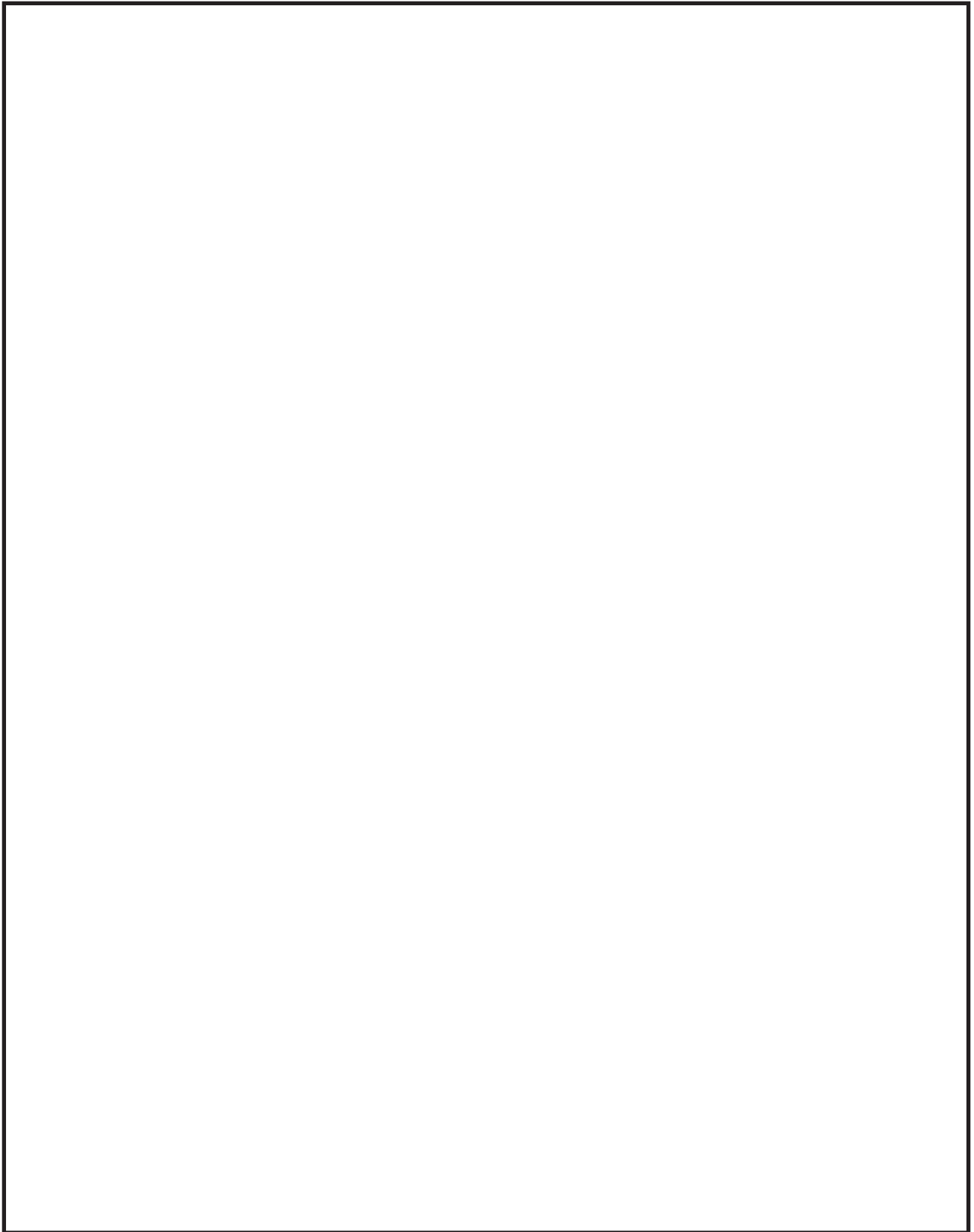


図 57-9-39 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(2/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

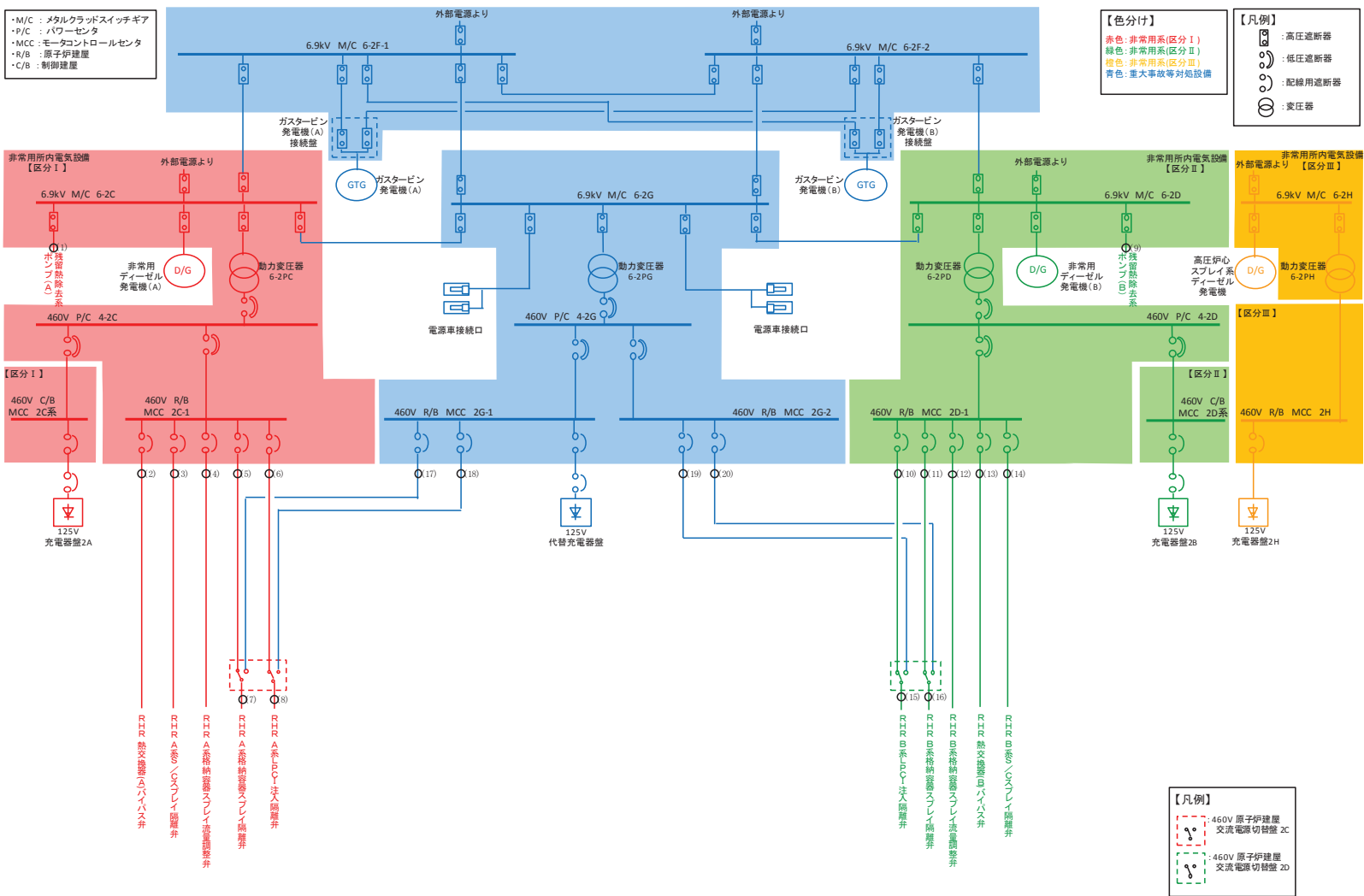
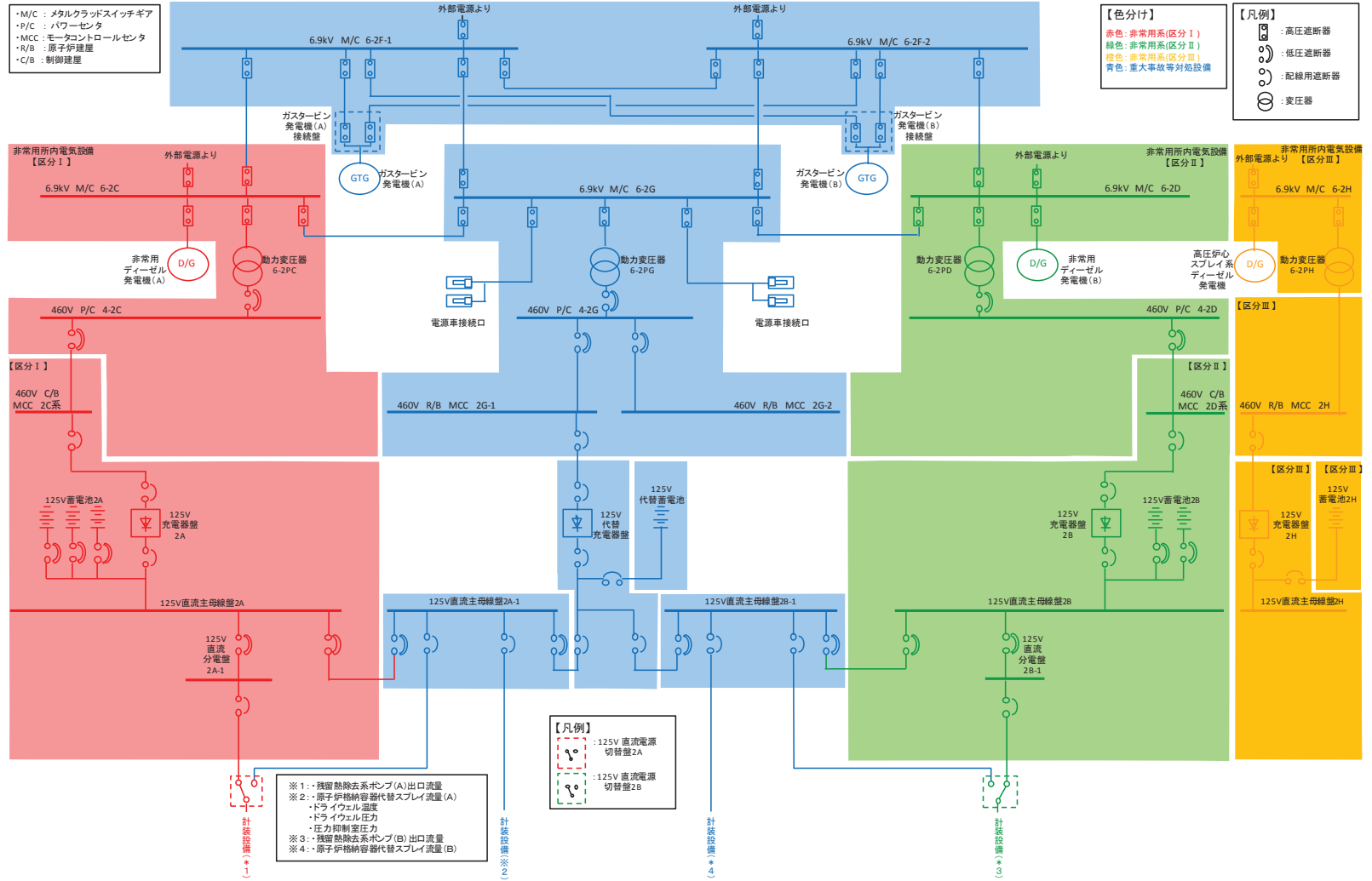


図 57-9-40 単線結線図 (交流)
 原子炉格納容器代替スプレイン冷却系 [49 条]

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 [49条]

図 57-9-41 単線結線図(直流)



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"> 原子炉格納容器下部注水系(常設) 原子炉格納容器下部注水系(可搬型) 	—
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 復水移送ポンプ(A) 復水移送ポンプ(B) 復水移送ポンプ(C) 大容量送水ポンプ(タイプ I) 	—
電気作動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 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 FPMUWポンプ吸込弁 原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁 原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁 	—
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器下部水位 ドライウェル水位 ドライウェル温度 復水貯蔵タンク水位 	—

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 (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量	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	ドライウエル水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S5	ドライウエル水位	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				
S8	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				
S9	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				
S10	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				
S11	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				

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	ドライウェル温度 (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				
S13	ドライウェル温度 (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	ドライウェル温度 (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	ドライウェル温度 (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	ドライウェル温度 (ペDESTAL内(90°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S17	ドライウェル温度 (ペDESTAL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)

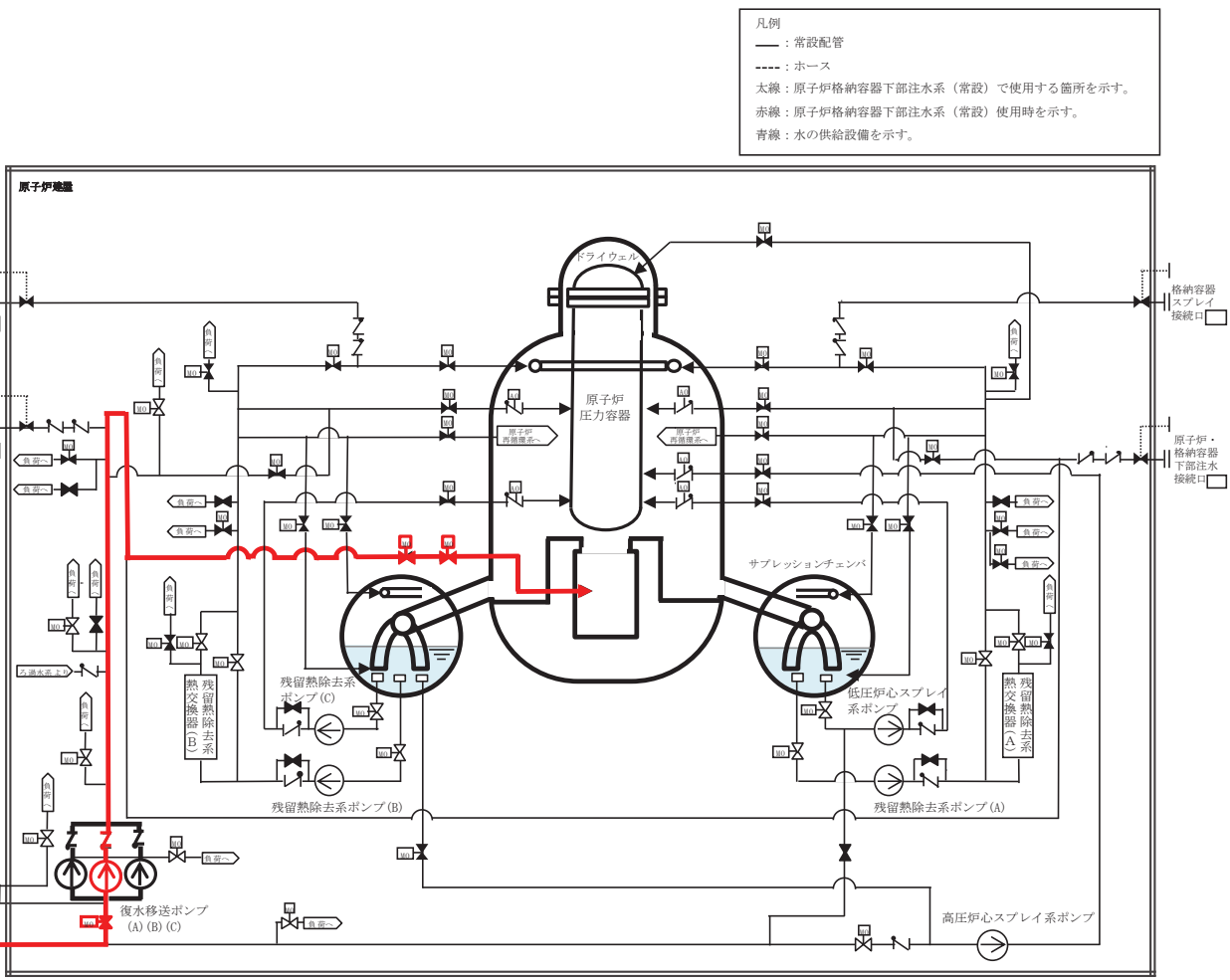
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1			
S2	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S3	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S4	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S5	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S6	電源切替操作盤	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管 連絡ライン止め弁			
S7	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S8	電源切替操作盤	CRD復水入口弁			
S9	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S10	電源切替操作盤	MUWCサンプリング取出止め弁			
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)			



凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 太線 : 原子炉格納容器下部注水系 (常設) で使用する箇所を示す。
 赤線 : 原子炉格納容器下部注水系 (常設) 使用時を示す。
 青線 : 水の供給設備を示す。

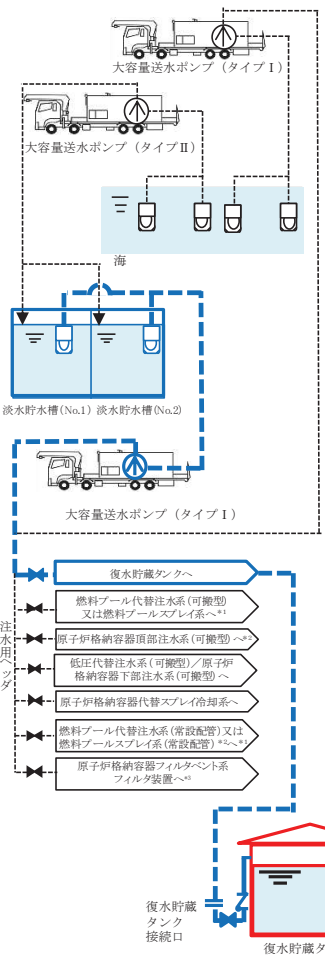
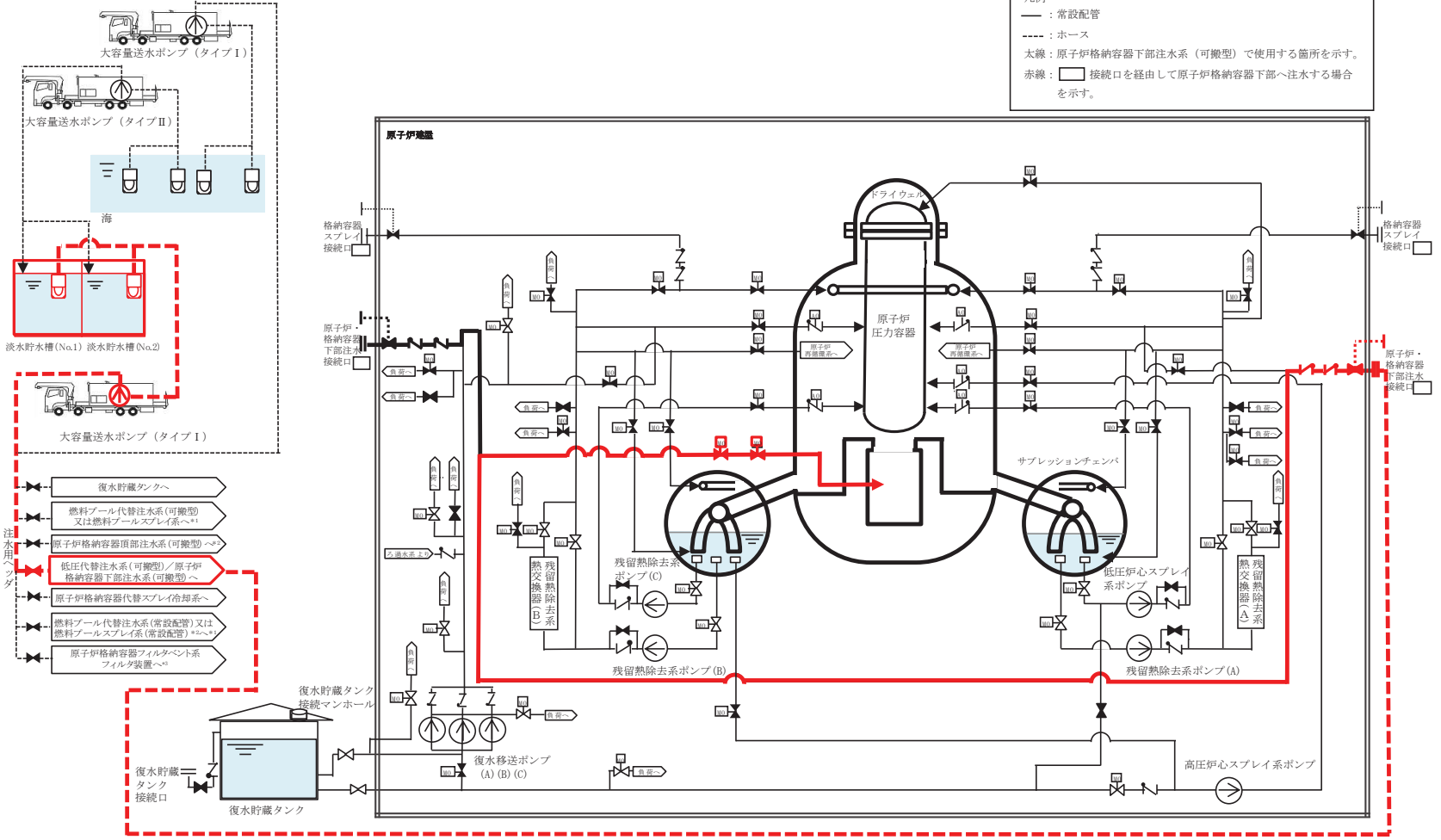


図 57-9-42 原子炉格納容器下部注水系(常設)の系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

* 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

凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 太線 : 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)で使用する箇所を示す。
 赤線 : 接続口を経由して原子炉格納容器下部へ注水する場合を示す。



*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 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。

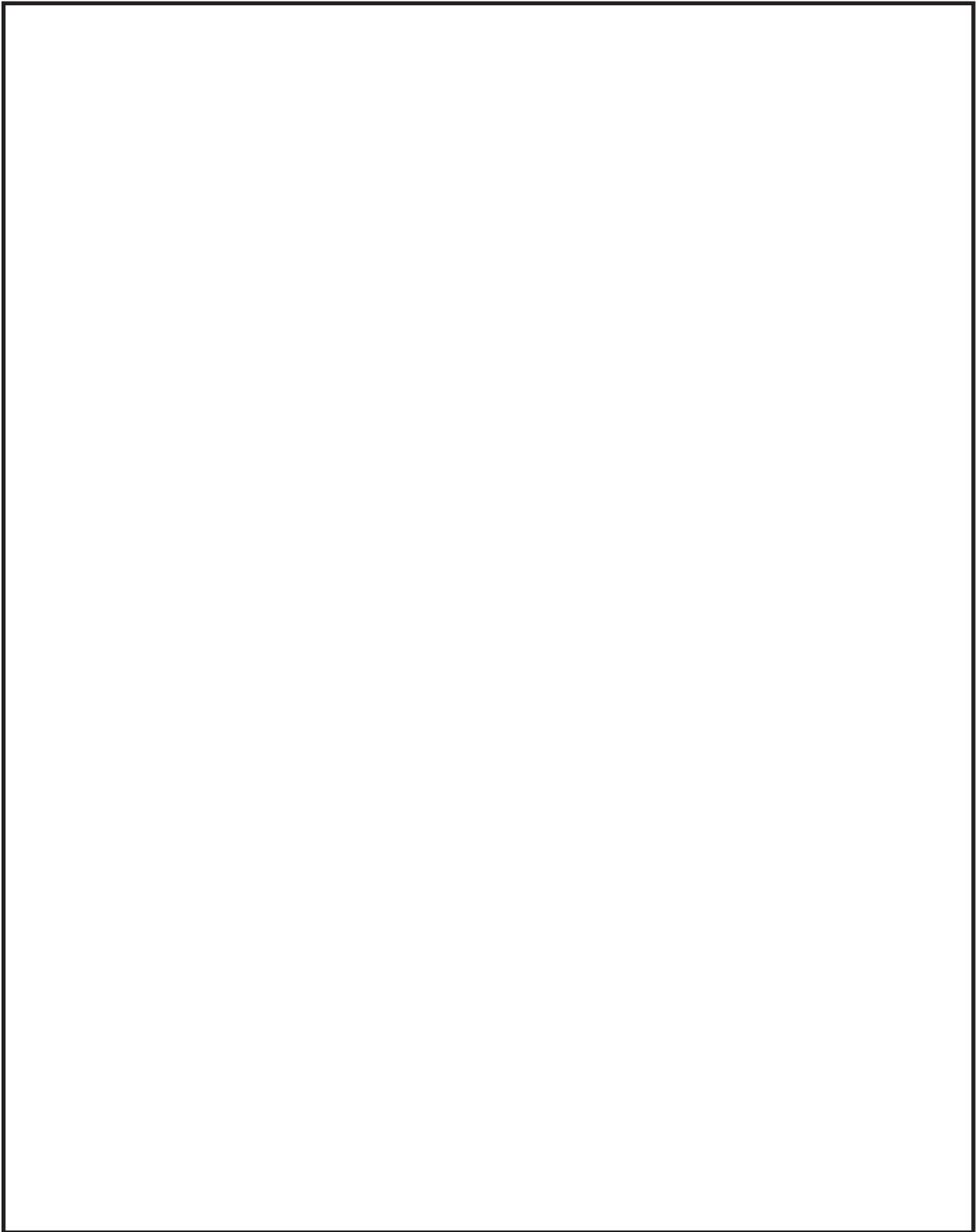


図 57-9-44 原子炉格納容器下部注水系(常設)
及び原子炉格納容器下部注水系(可搬型)の配置図(1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

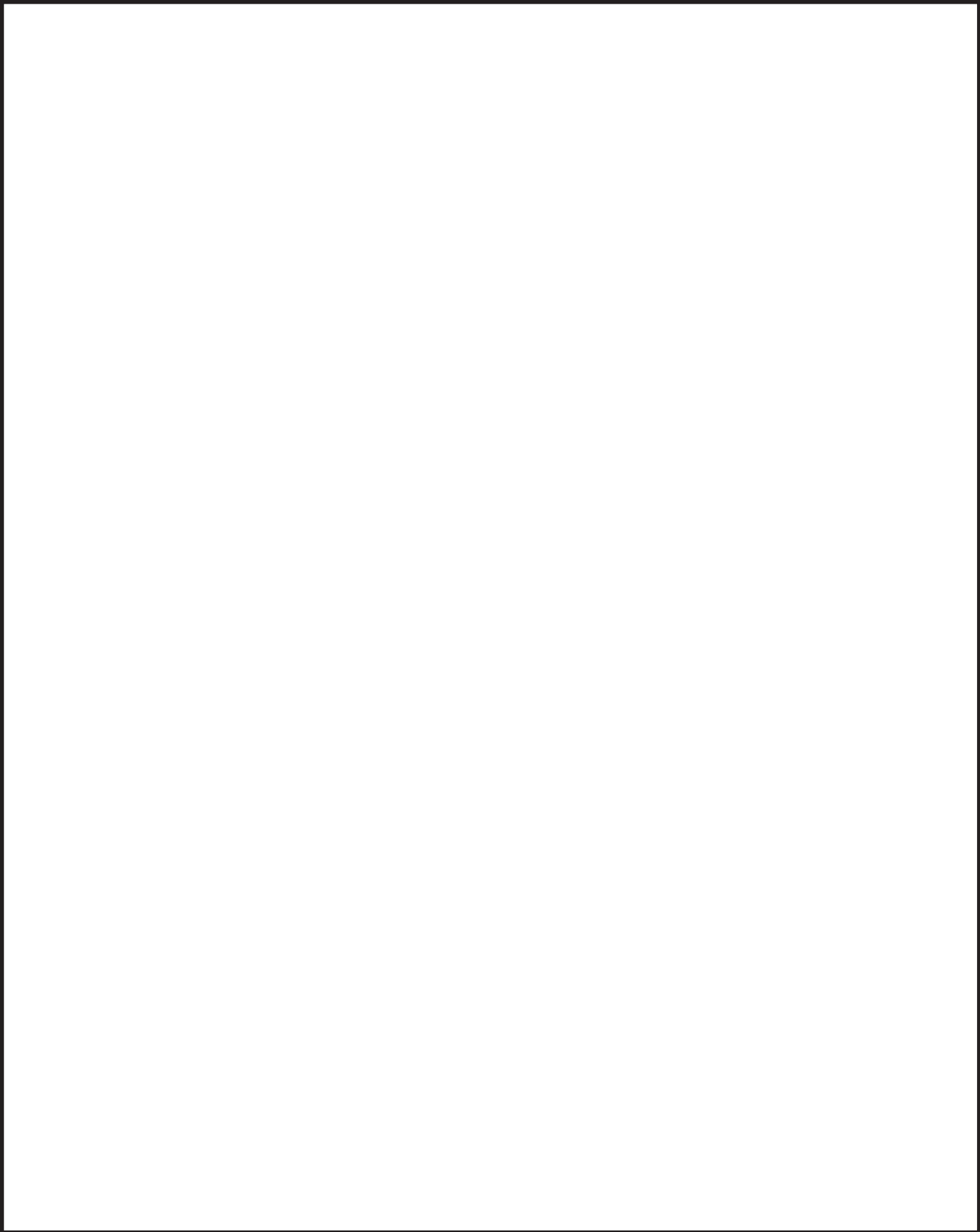


図 57-9-45 原子炉格納容器下部注水系(常設)
及び原子炉格納容器下部注水系(可搬型)の配置図(2/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

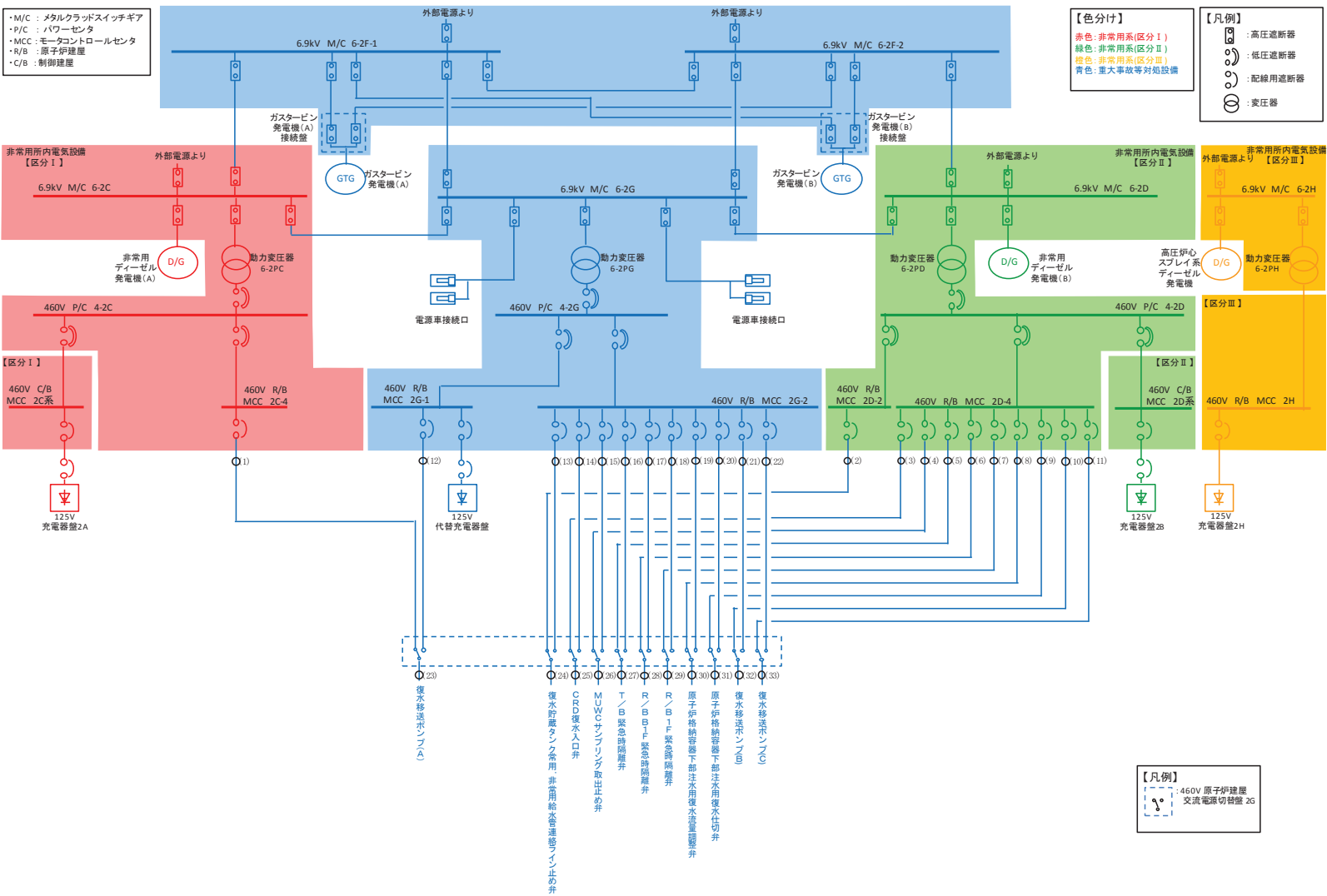


図 57-9-46 単線結線図 (交流)
 原子炉格納容器下部注水系 [51 条]

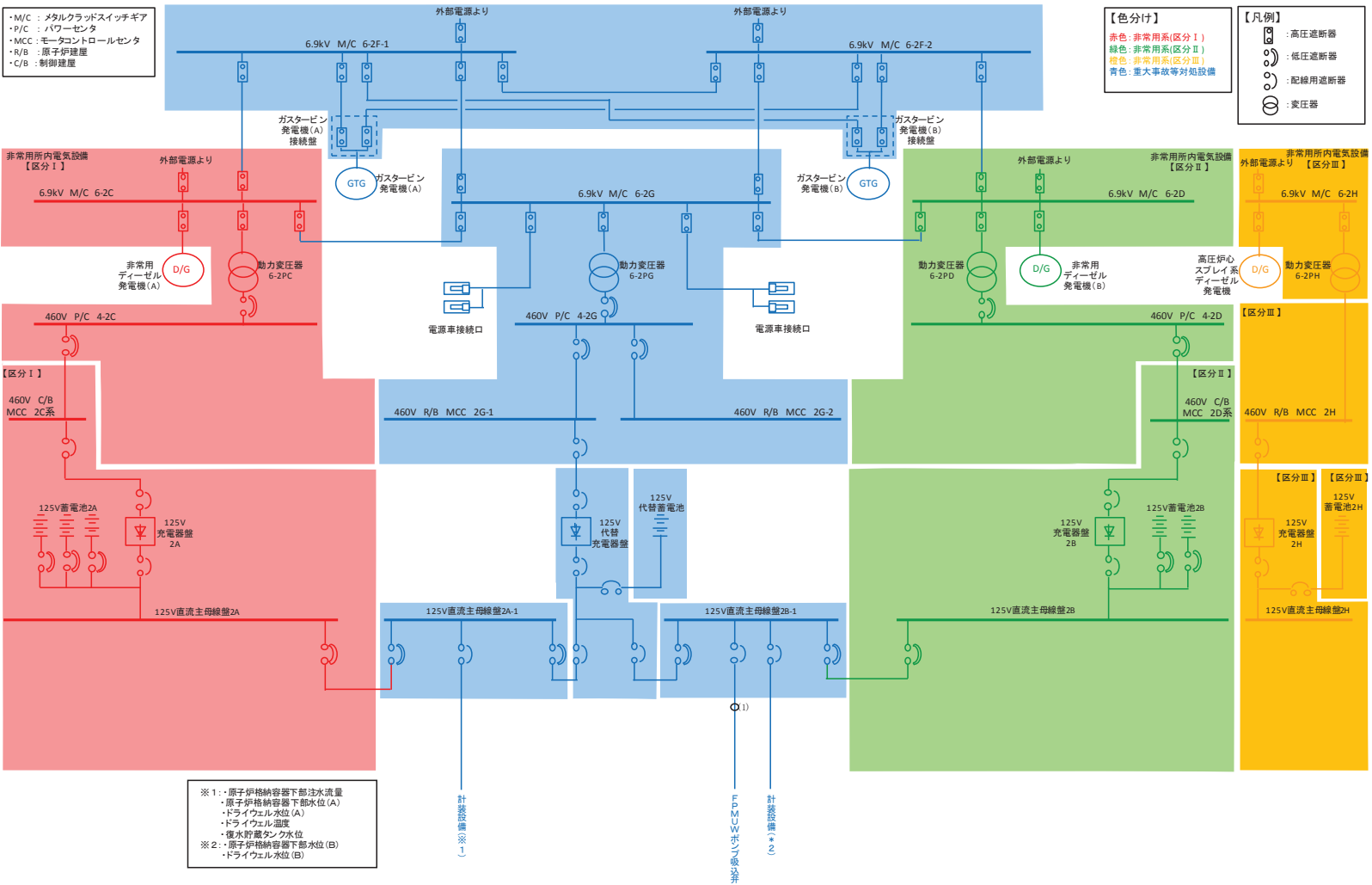
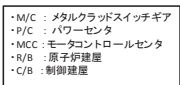
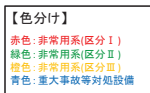


図 57-9-47 単線結線図(直流)
 原子炉格納容器下部注水系 [51条]

有効性評価の想定するシナリオにおいてガスタービン発電機の代替としての電源車の使用可否について

	重要事故シーケンス																					
	炉心損傷防止				格納容器破損防止							SFP 燃料損傷防止		停止中原子炉の燃料損傷防止								
	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再開失敗 + HPCS失敗	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	LOCA時注水機能喪失	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	水素燃焼	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	想定事故 1	想定事故 2 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	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
ガスタービン発電機を使用するケース	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	○	-	-

理由	○	○	○	×※1	○	○	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1
理由	事象発生 24 時間後までは RCIC 又は HPAC による注水が行われる。その後は、電源車からの給電により低圧代替注水系 (常設) による注水を行うことで炉心の冠水維持が可能である。その後も、低圧代替注水系 (常設) と FCVS によるフィードアンドブリードにより炉心損傷には至らない。	事象発生 24 時間後までは HPAC による注水が行われる。(8 時間までは代替蓄電池使用、8 時間～24 時間までは C/B 接続による可搬直交流としての電源車変換給電) その後は、R/B 接続による可搬交流としての電源車からの給電により低圧代替注水系 (常設) による注水を行うことで炉心の冠水維持が可能である。その後も、低圧代替注水系 (常設) と FCVS によるフィードアンドブリードにより炉心損傷には至らない。	原子炉圧力の低下による HPAC 喪失までに低圧代替注水系 (常設) による注水を実施する必要があるが、時間的余裕が小さく、電源車からの給電に期待することは困難である。	×※1	事象発生 8 時間後までは RCIC 又は HPAC による注水が行われる。その後は、電源車からの給電により低圧代替注水系 (常設) による注水を行うことで炉心の冠水維持が可能である。その後も、低圧代替注水系 (常設) と FCVS によるフィードアンドブリードにより炉心損傷には至らない。	LOCA を起因とするため、原子炉水位の低下が早く、事象発生 50 分 (リロケーションの回避) までに低圧代替注水系 (常設) による注水を実施する必要があるが、時間的余裕が小さく、電源車からの給電に期待することは困難である。	事象発生約 1.9 時間後から原子炉格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部への事前水張り及び注水によって溶融炉心を冷却し格納容器破損には至らないが、時間的余裕が小さく、電源車からの給電に期待することは困難である。	事象発生 1 時間後、冷却材温度が 100℃ に到達し、事象発生約 6 時間後に TAF に到達する。それまでに低圧代替注水系 (常設) による注水を実施する必要があるが、時間的余裕が小さく、電源車からの給電に期待することは困難である。													

※1 電源車による給電の開始時間によっては、ガスタービン発電機の代替として使用可能 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + SRV再開失敗+HPCS失敗) →33分以内, 雰囲気圧力・温度による静的負荷→50分以内, 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱→1.9時間以内, 停止時全交流動力電源喪失→6時間以内

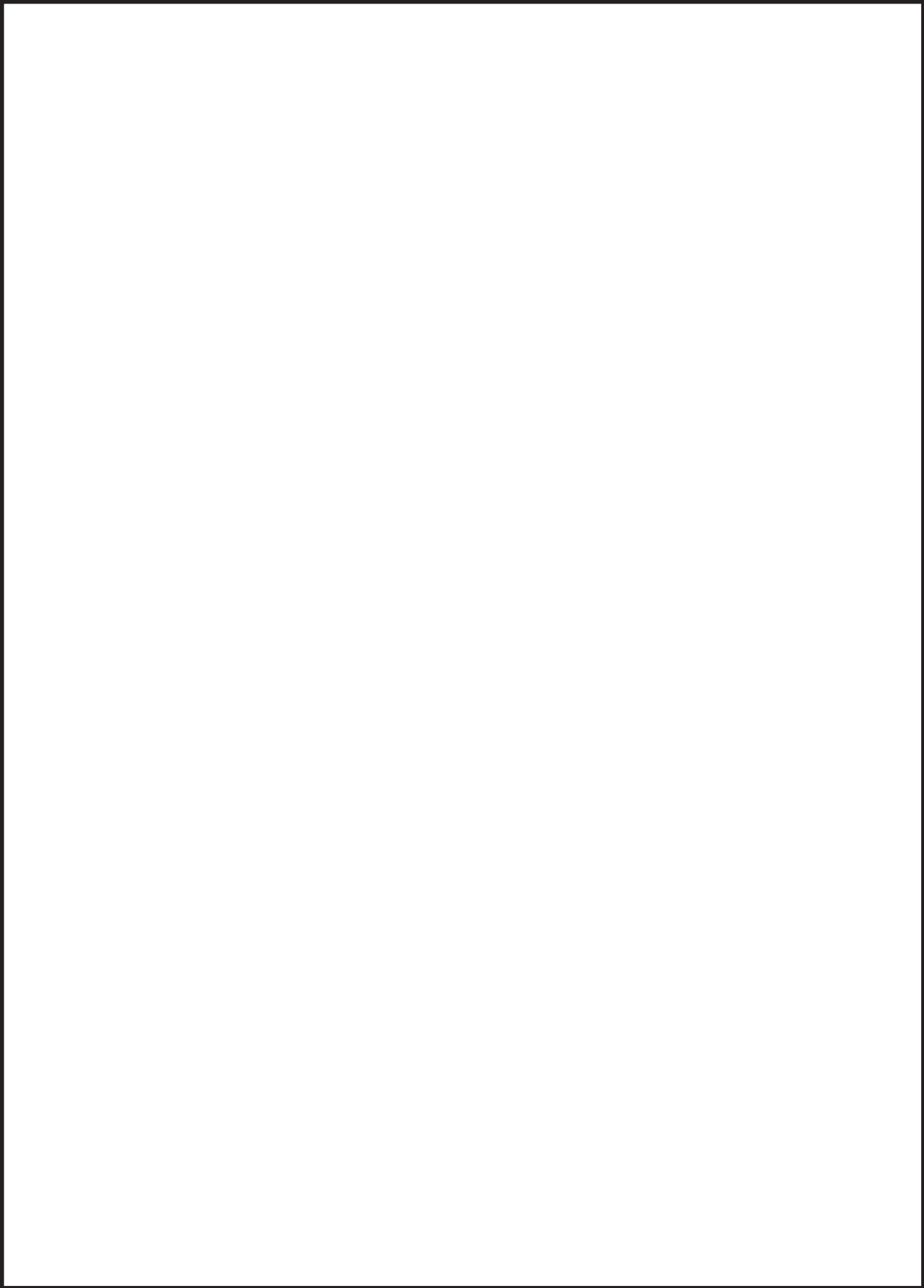



図 47-1 2号炉原子炉建屋 

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)

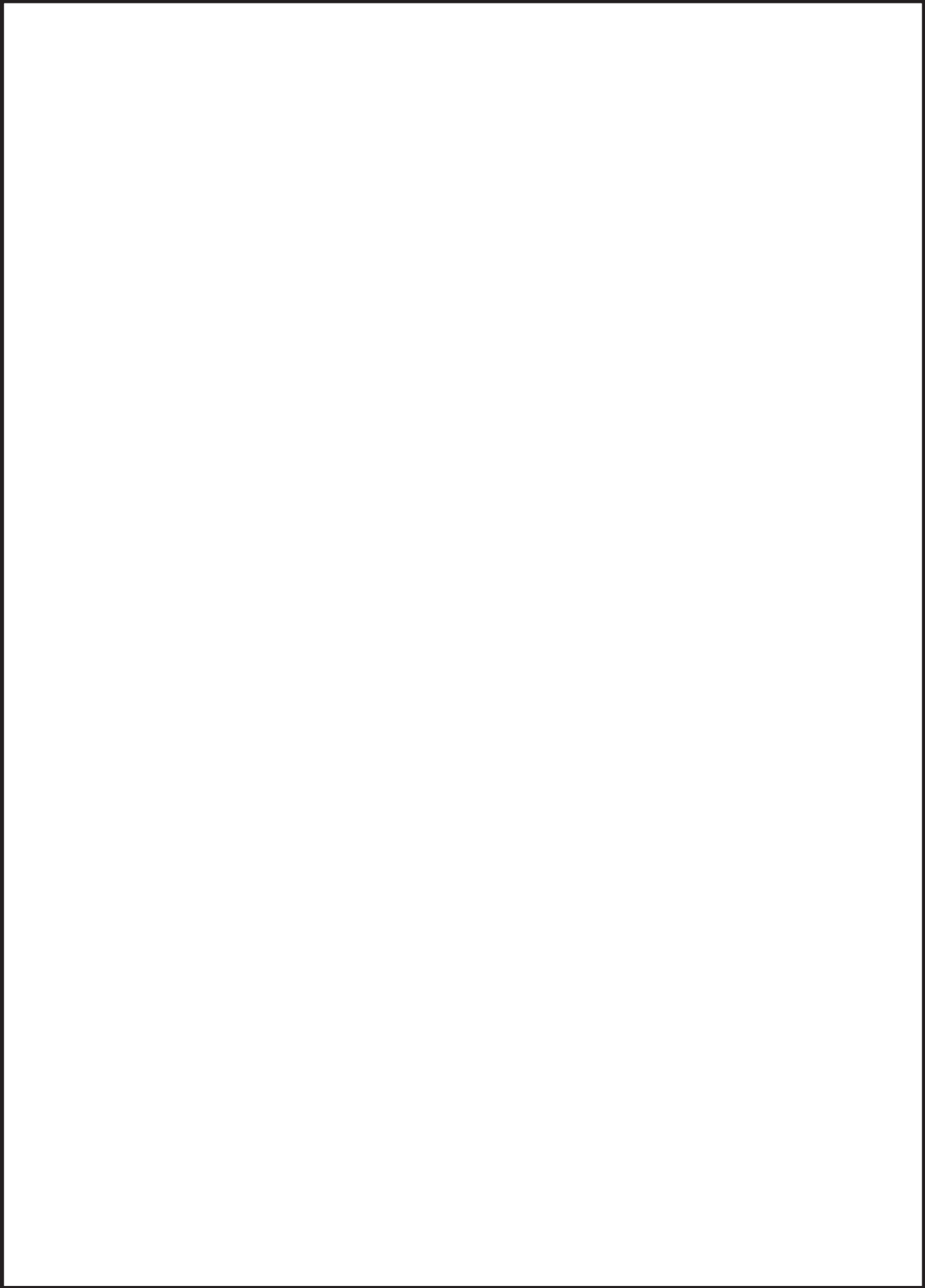


図 47-2 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

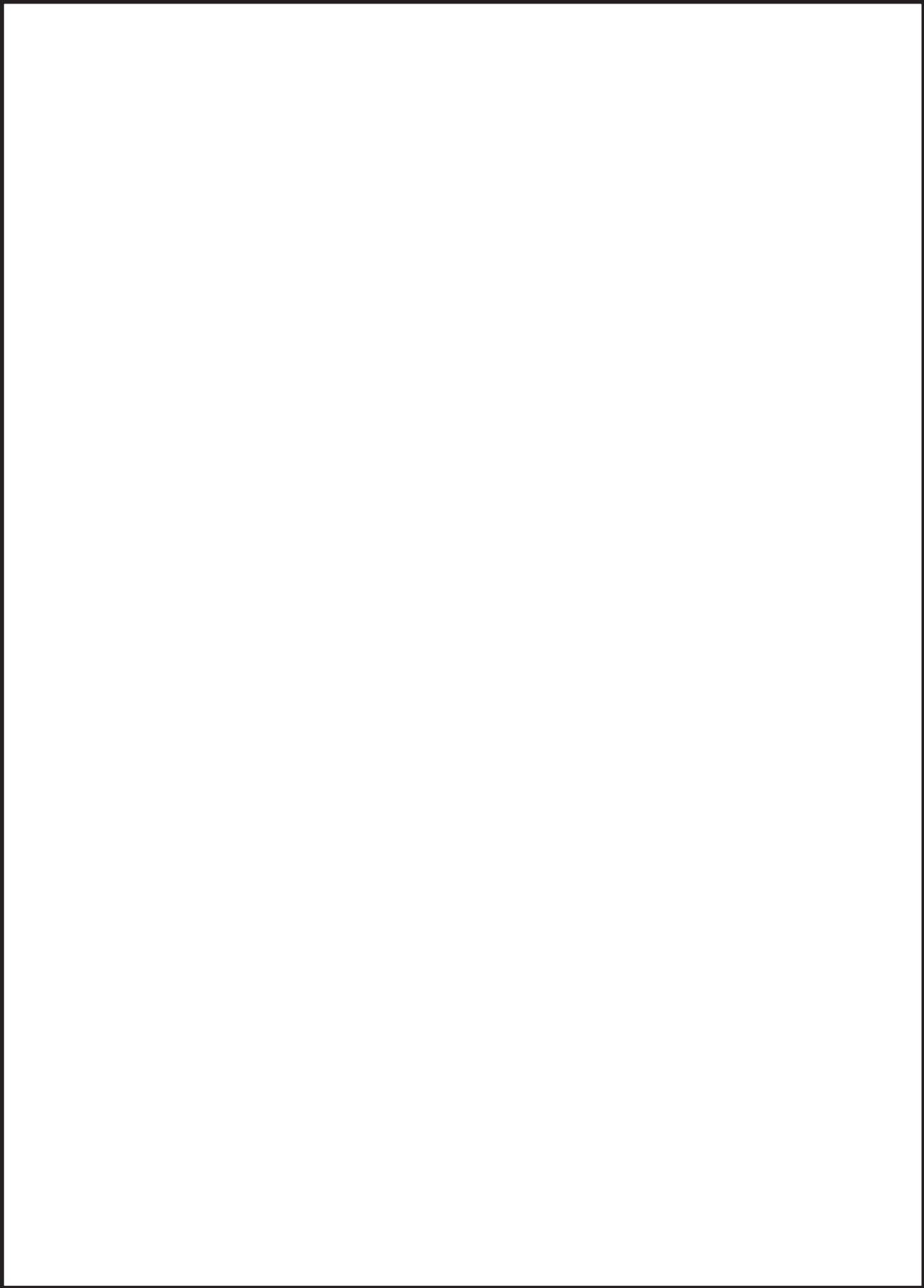



図 47-3 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

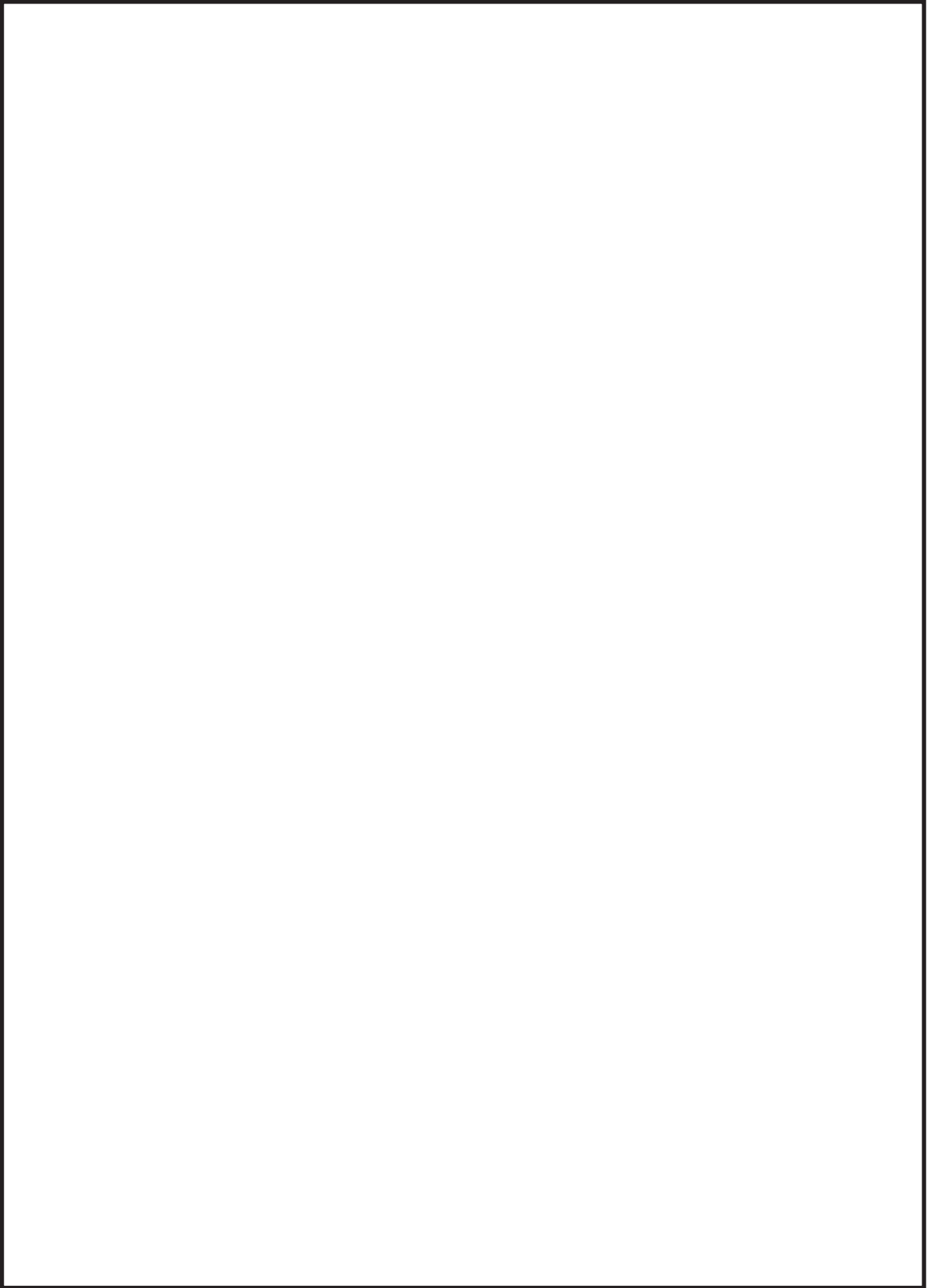


図 47-4 2号炉原子炉建屋



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)

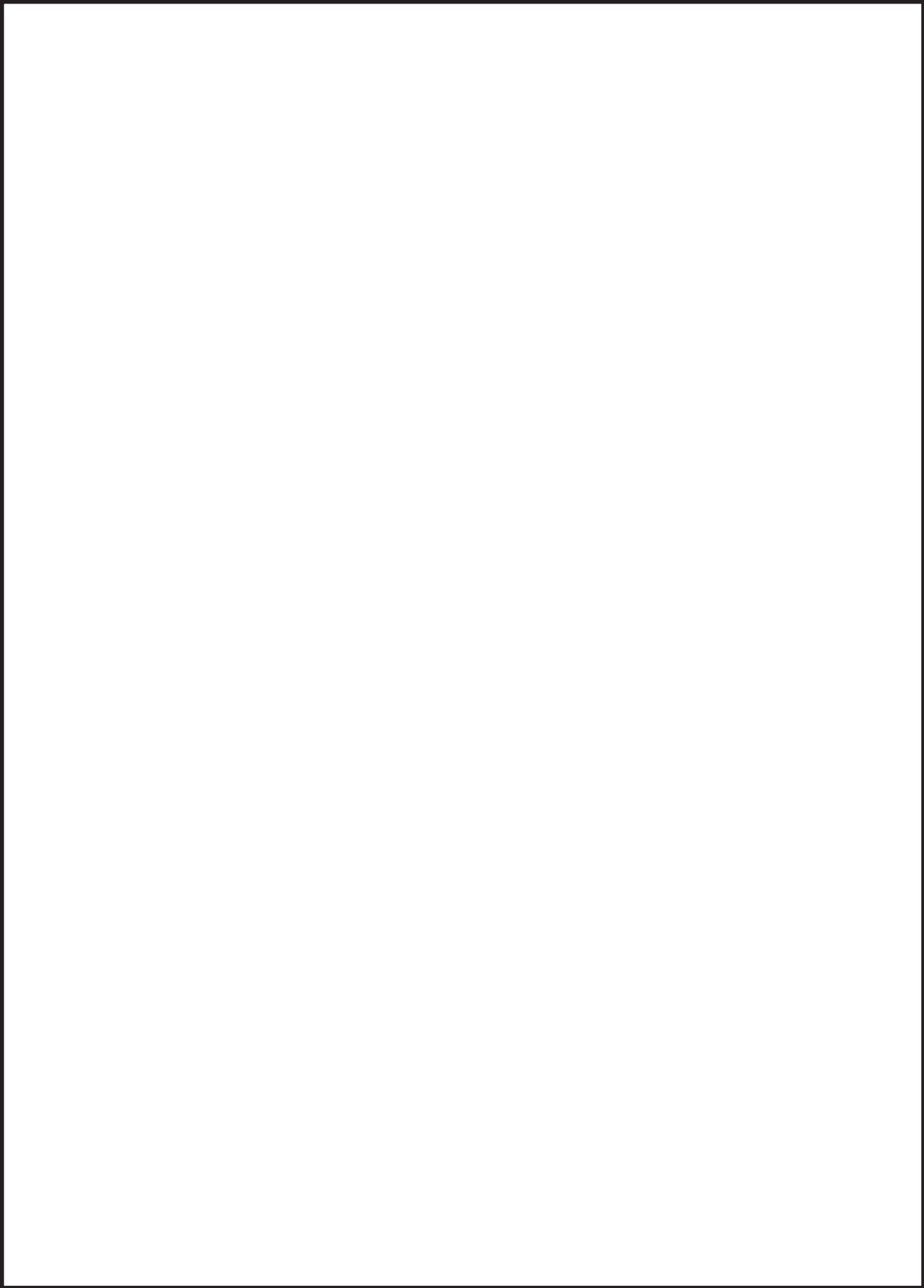



図 47-5 2号炉原子炉建屋 

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)

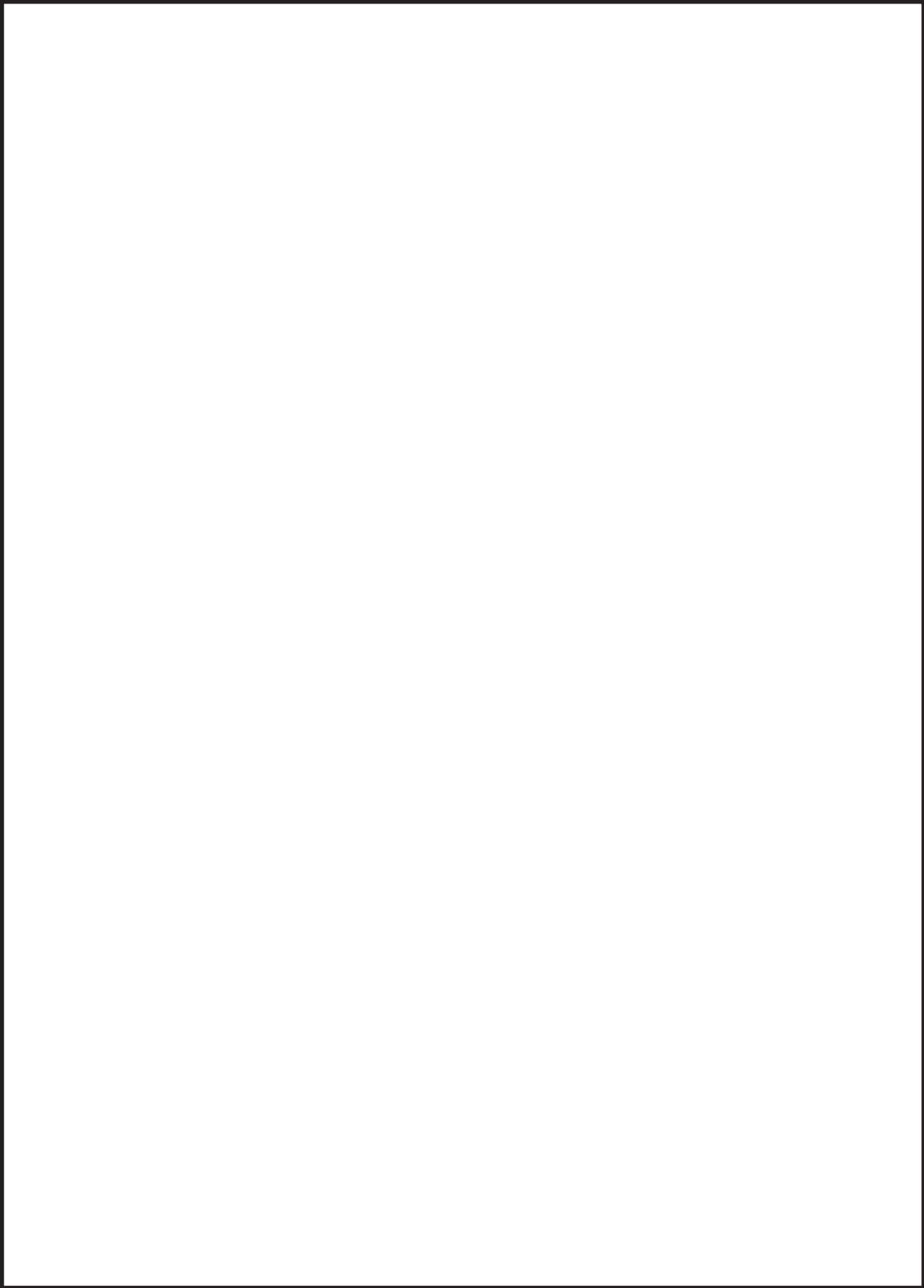


図 47-6 2号炉原子炉建屋

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)

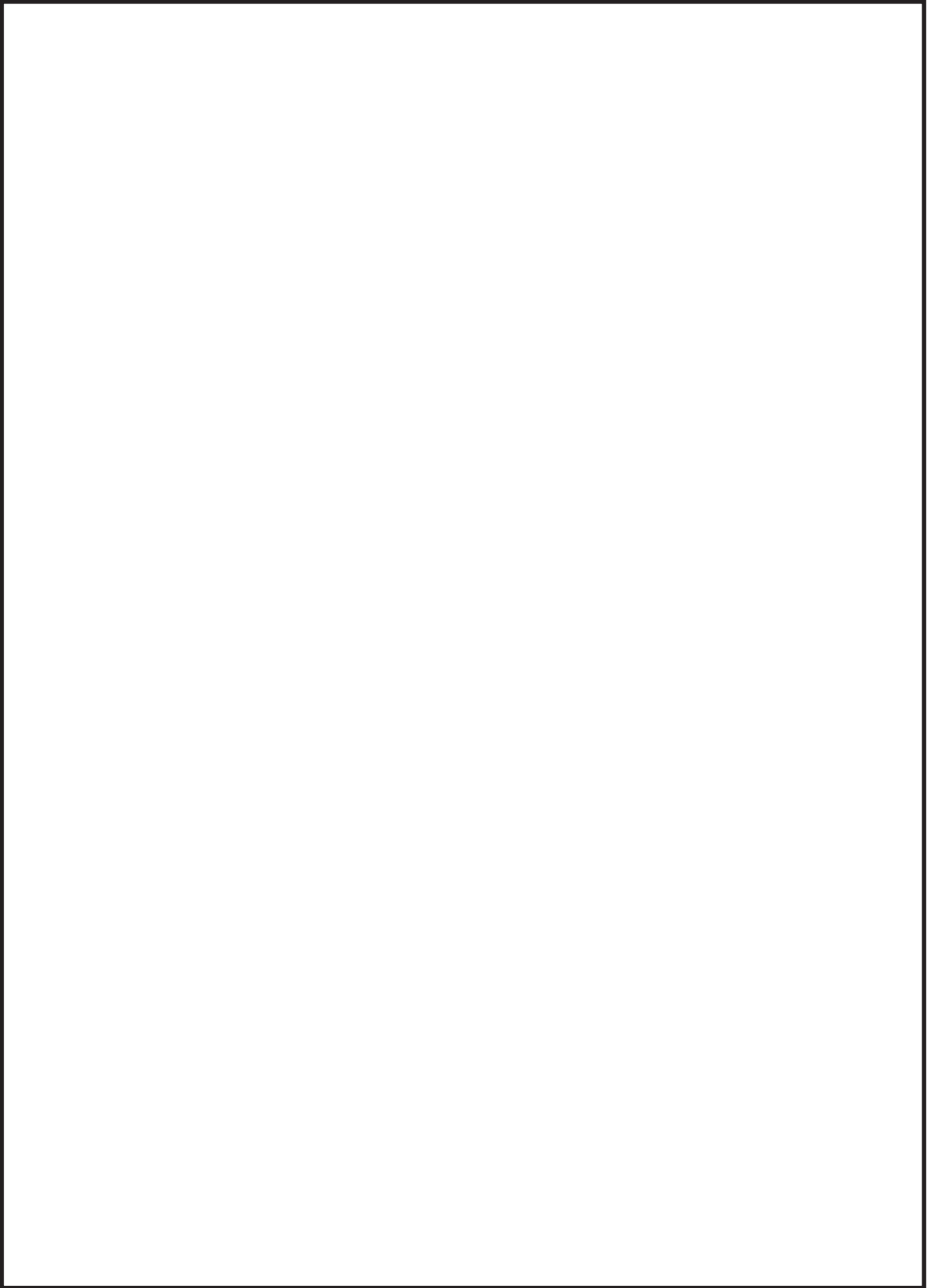



図 47-7 2号炉原子炉建屋 

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)

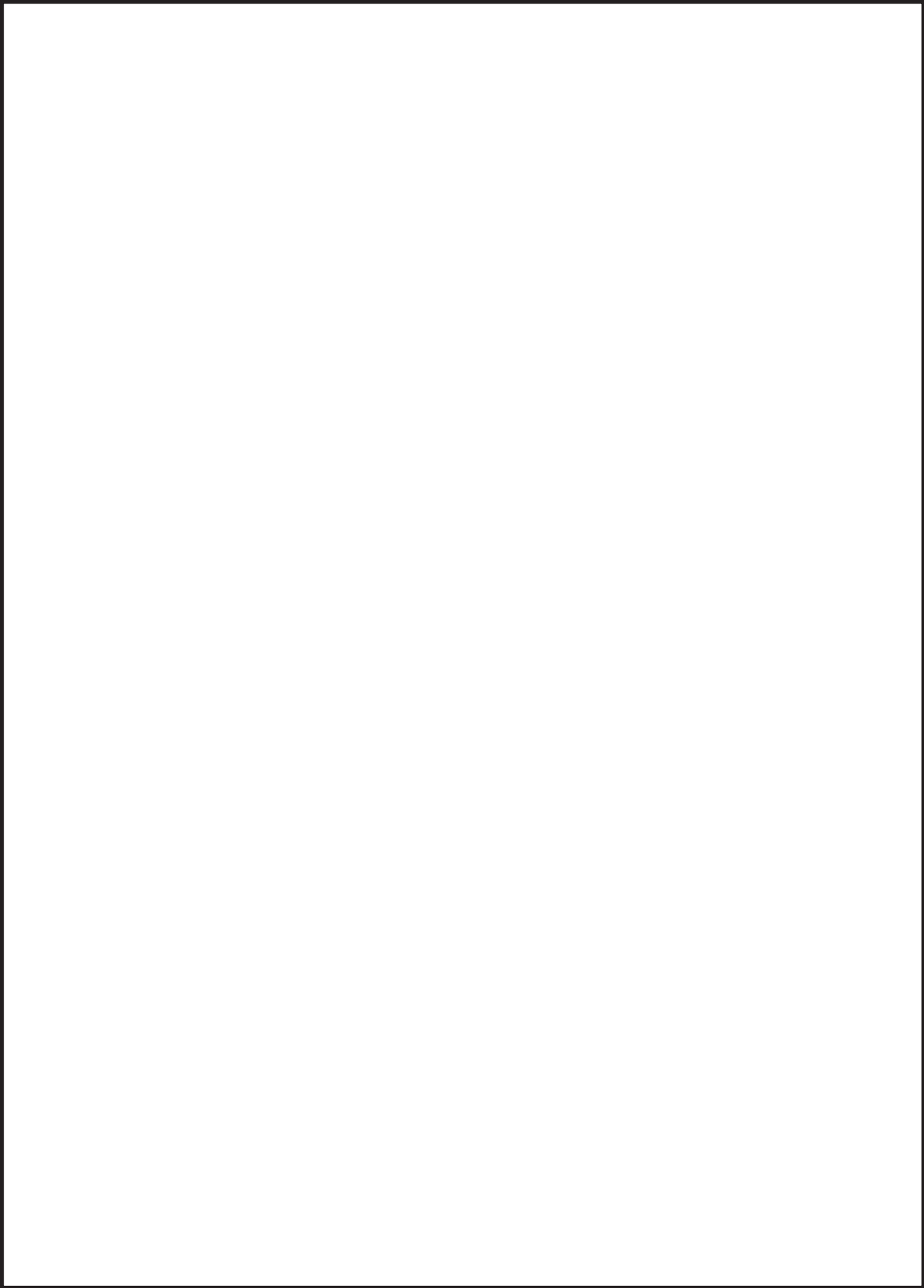



図 47-8 2号炉原子炉建屋 

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)

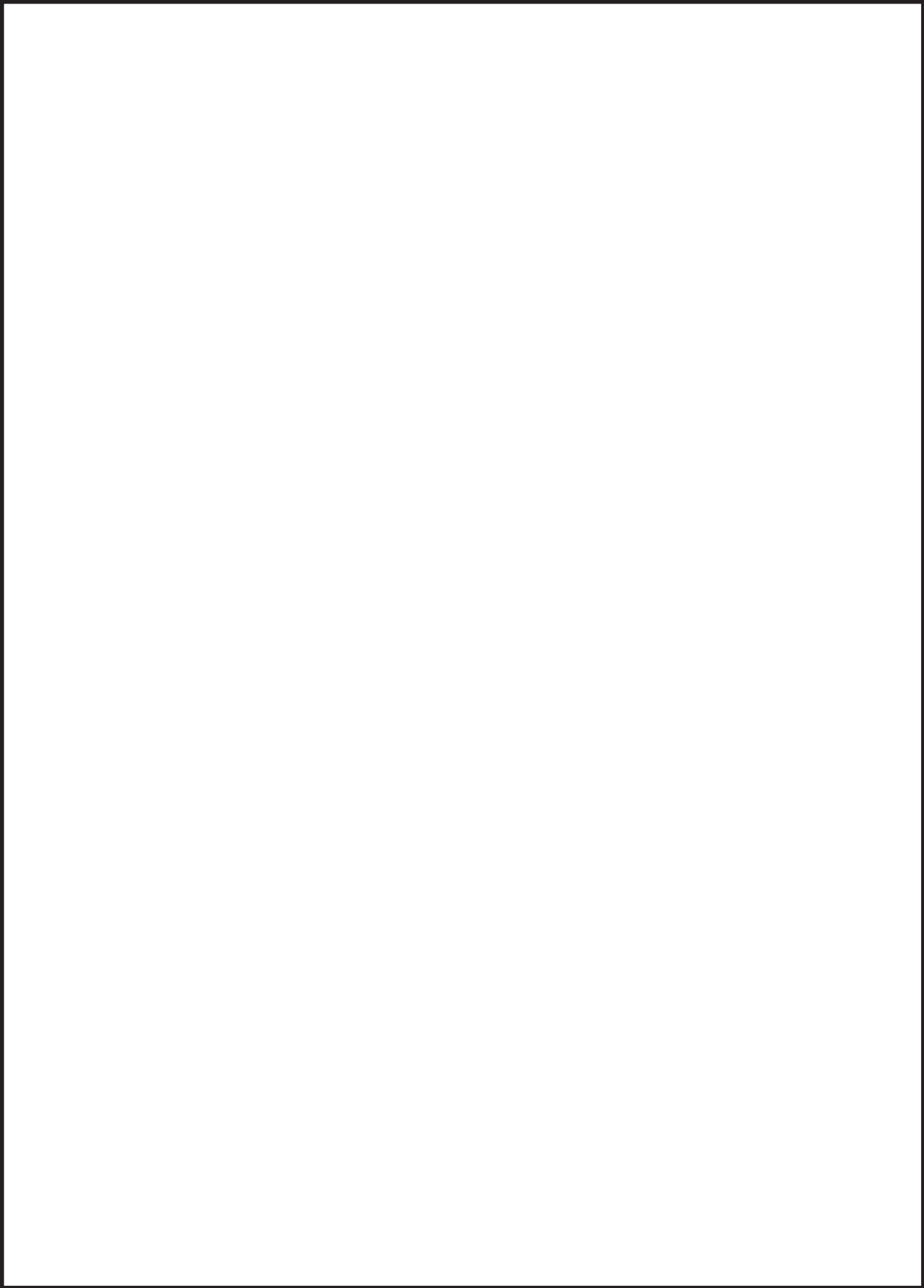



図 47-9 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

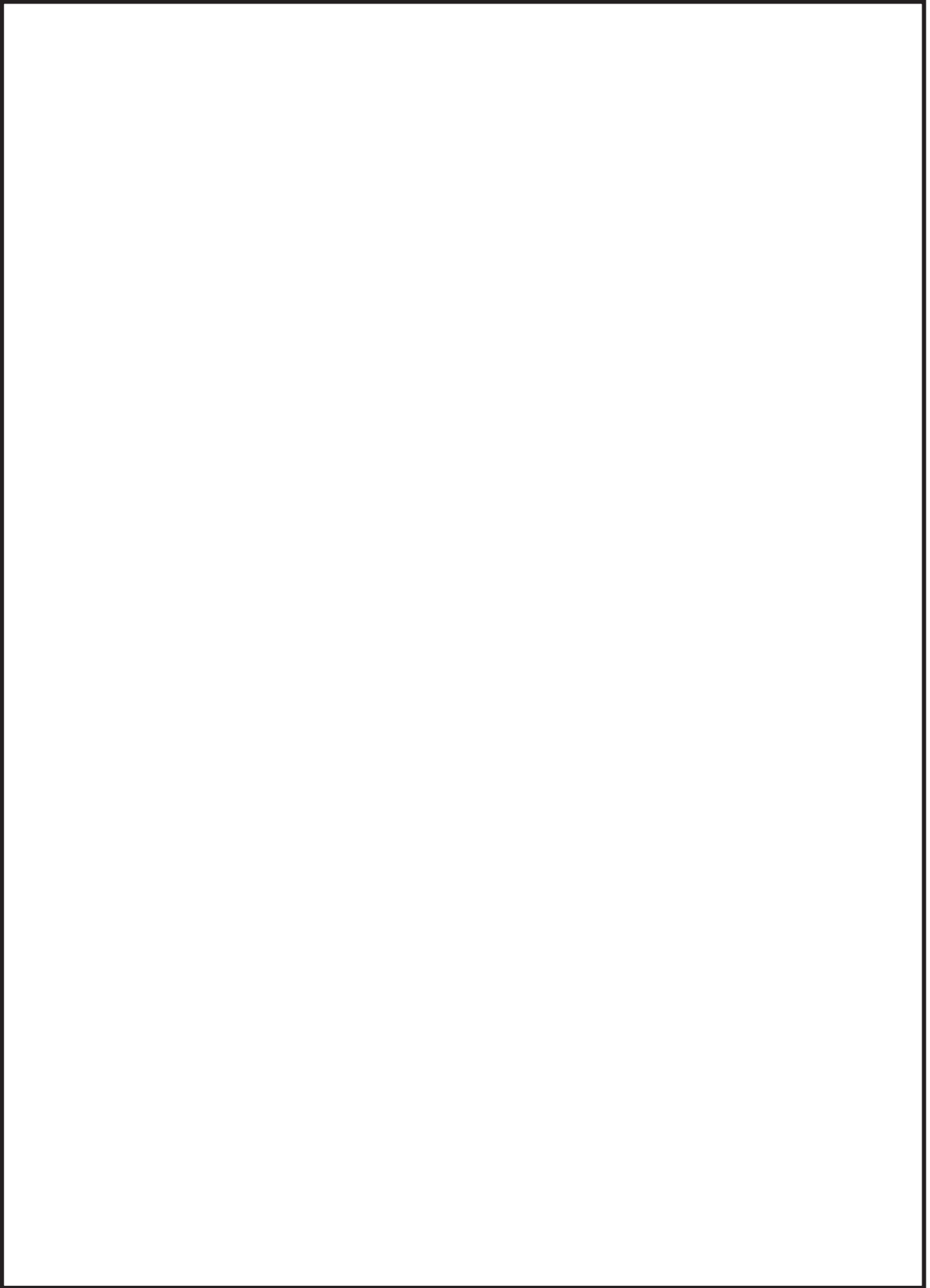



図 47-10 2号炉制御建屋 

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)

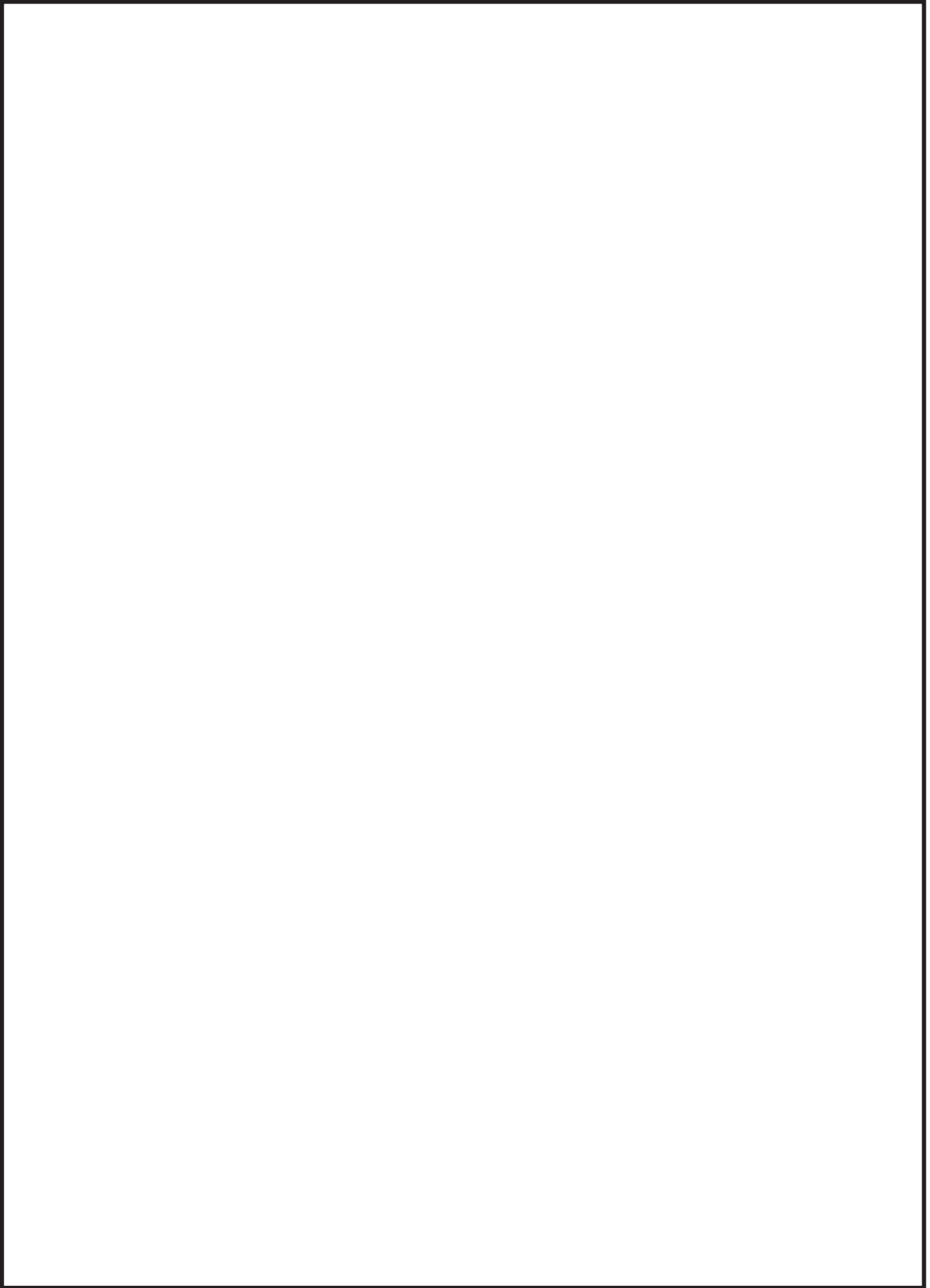


図 47-11 2号炉制御建屋 

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)

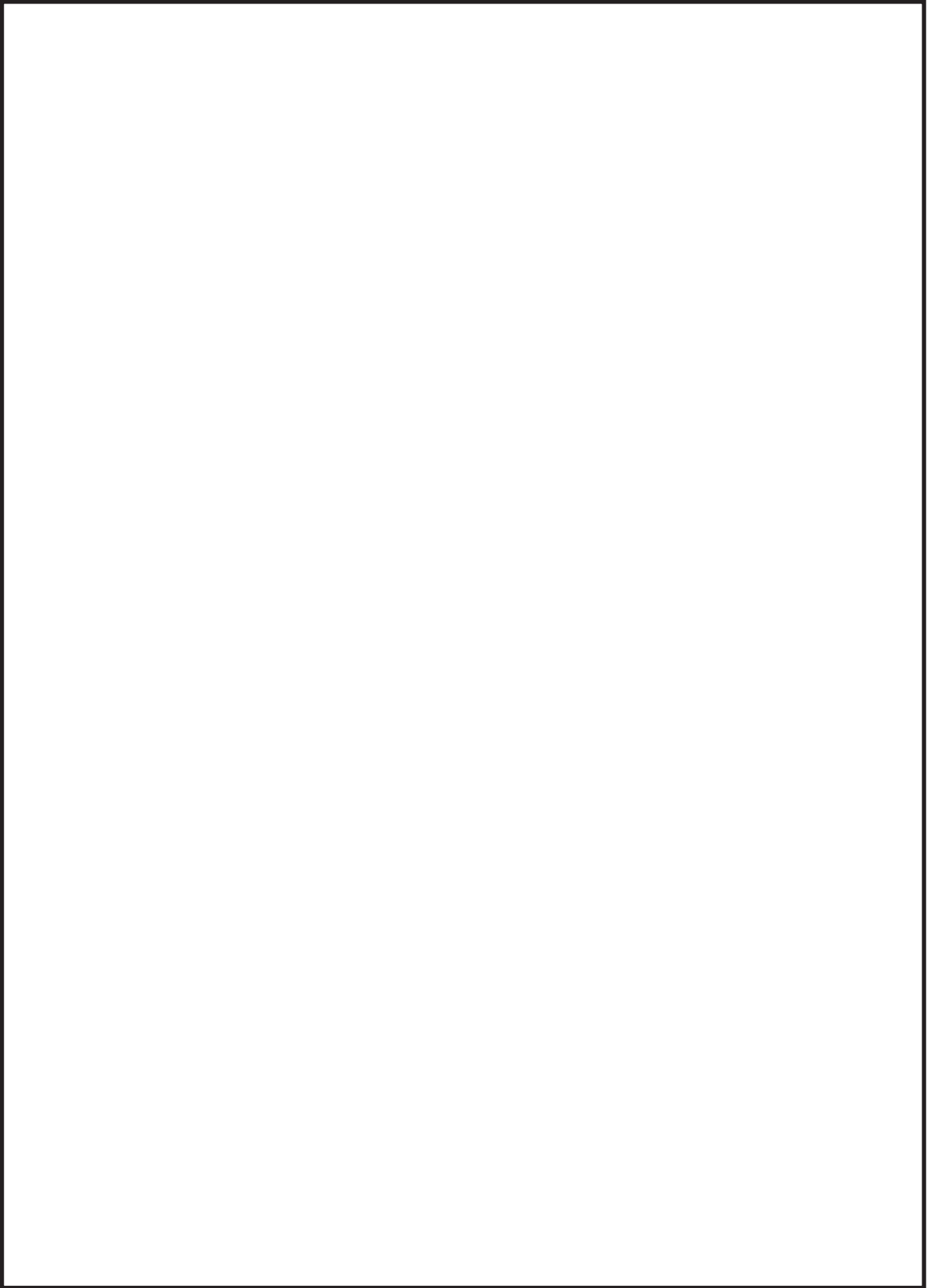



図 47-12 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

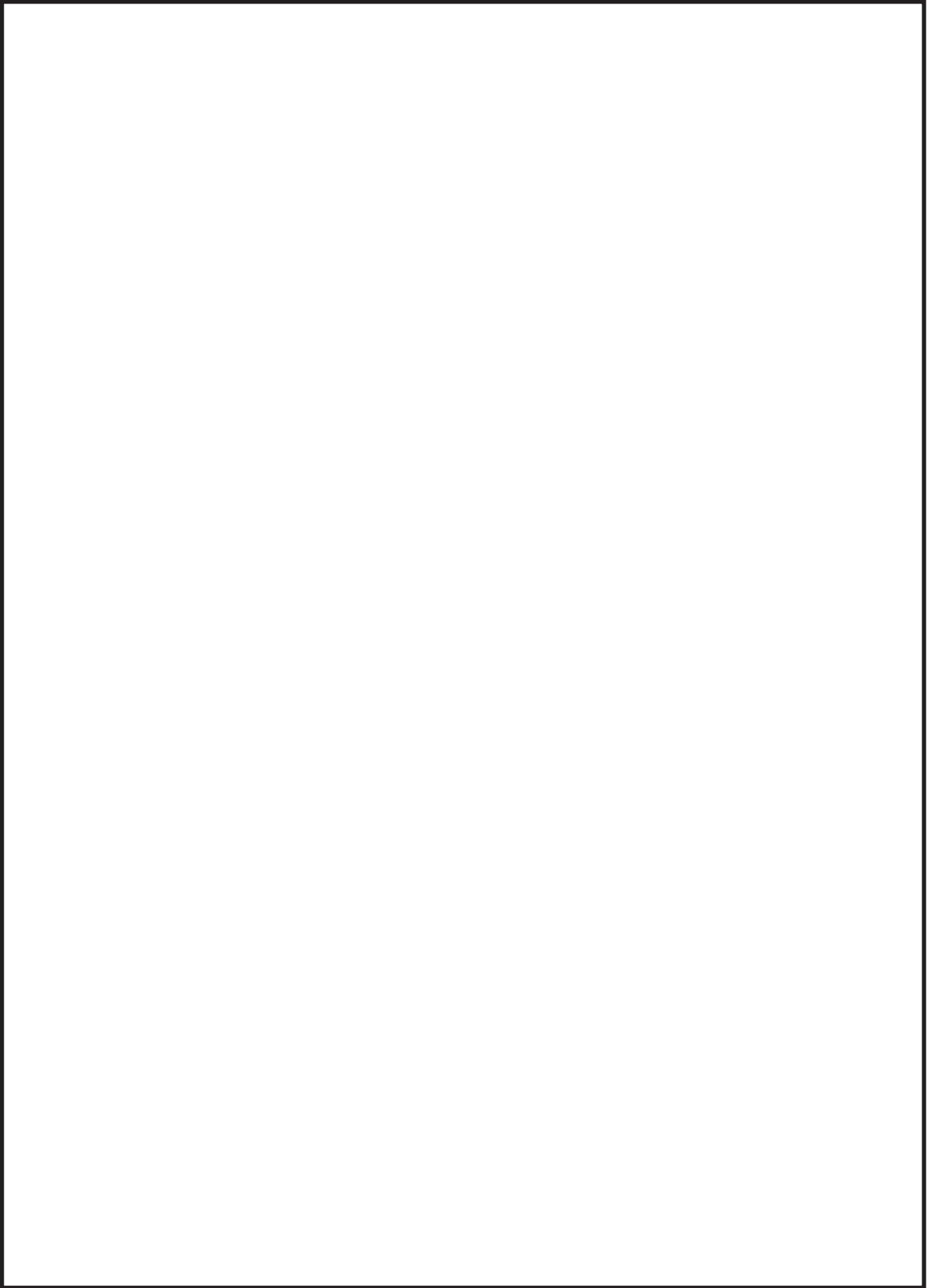



図 47-13 2号炉原子炉建屋 

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)

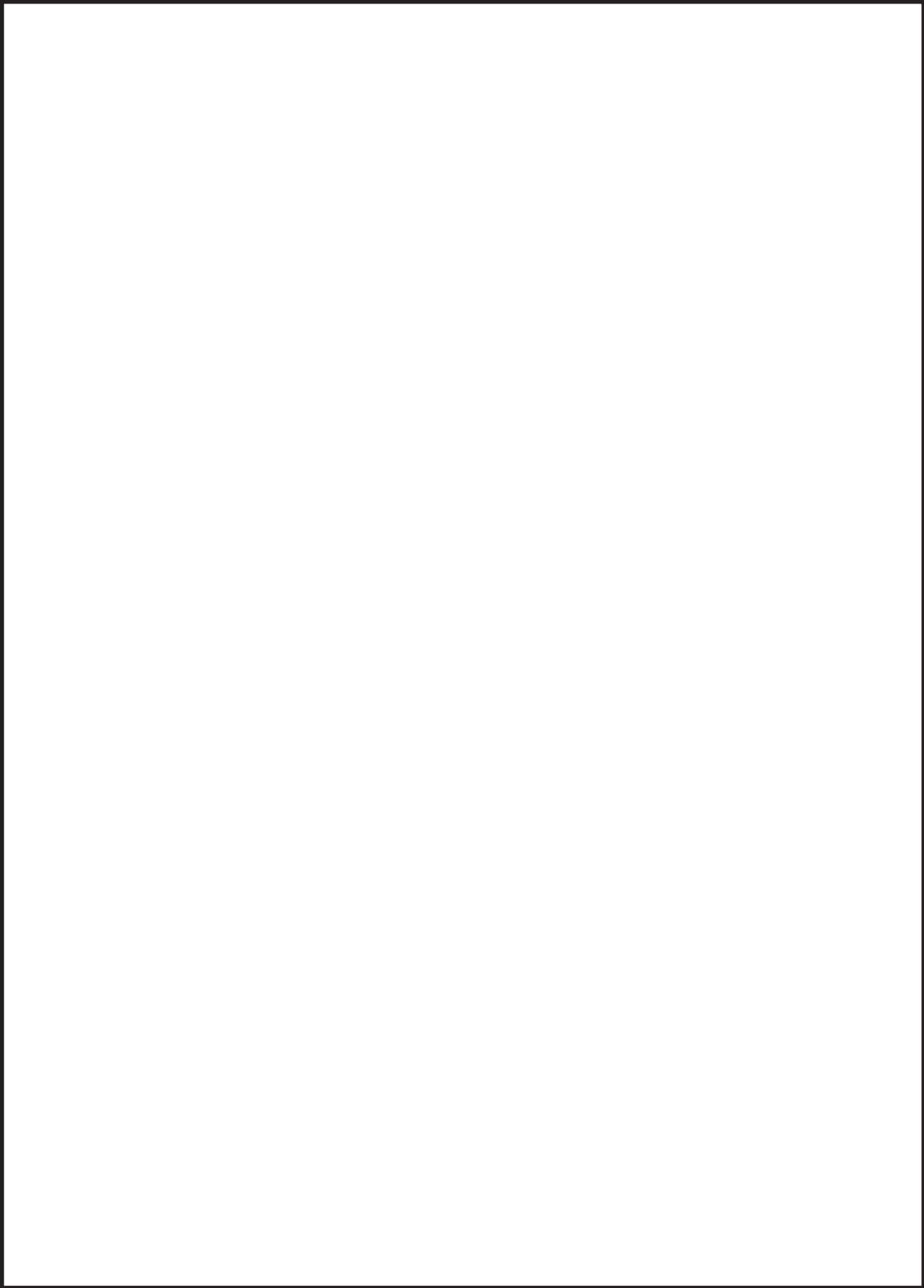



図 47-14 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

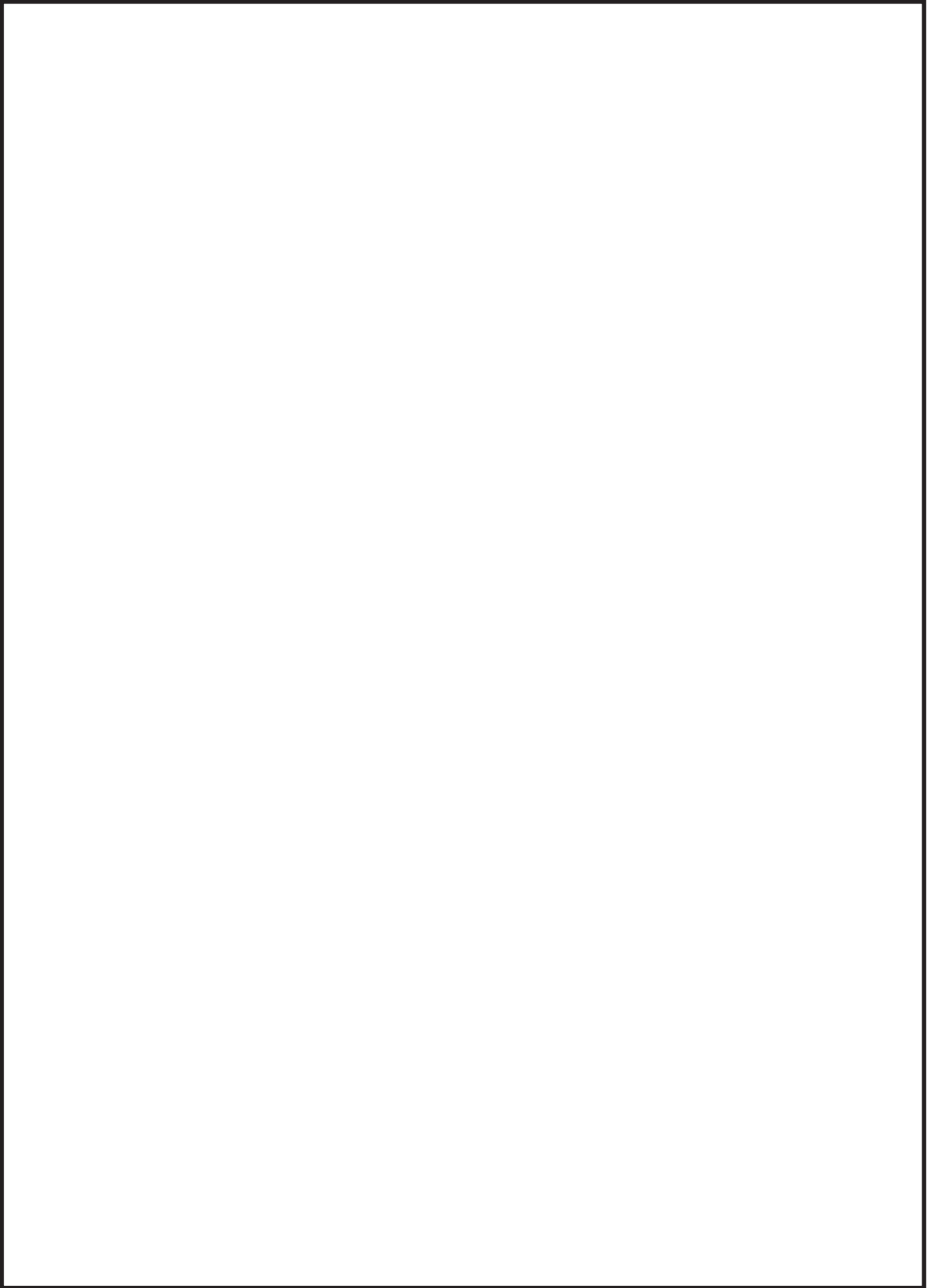



図 47-15 2号炉原子炉建屋 

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)

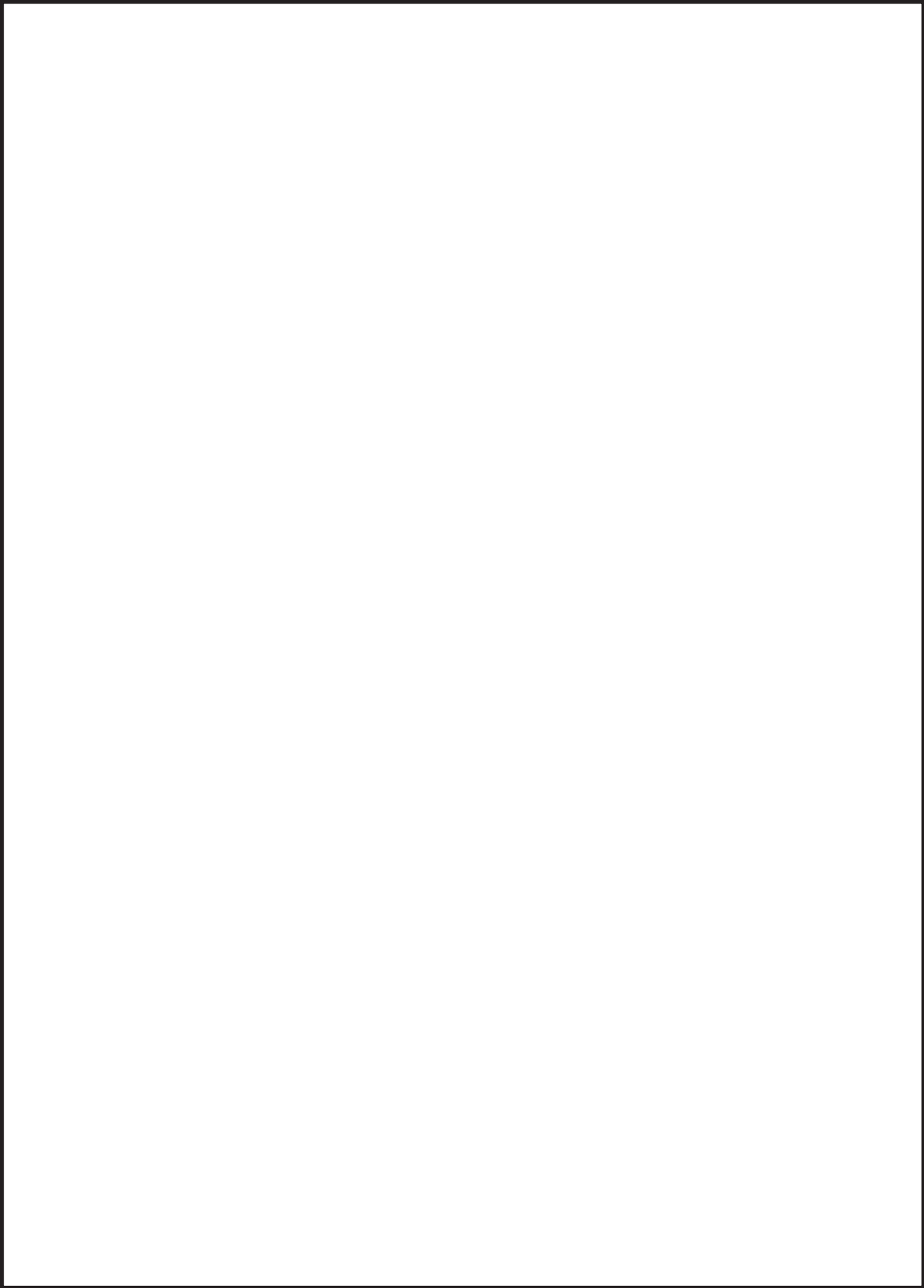



図 47-16 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

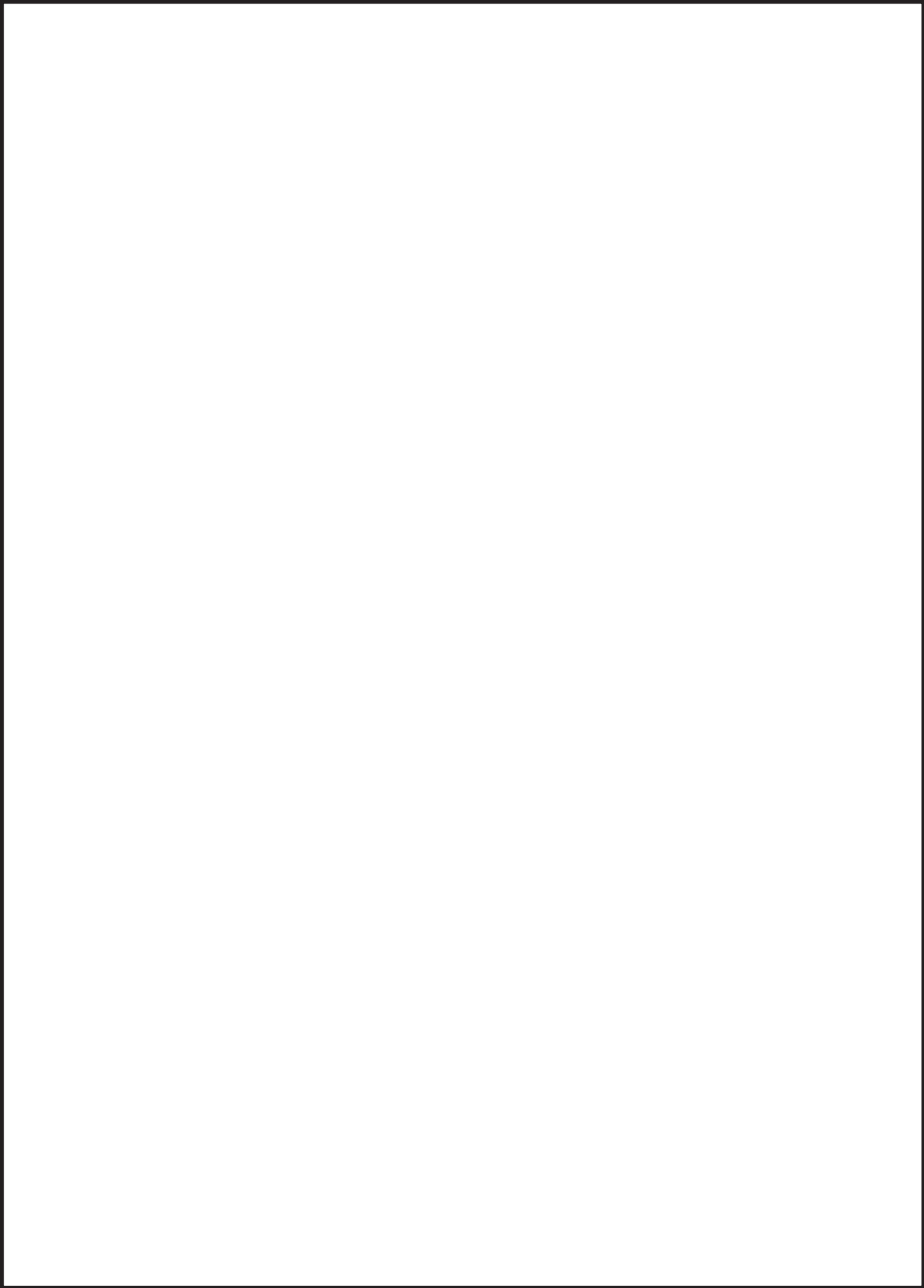



図 47-17 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

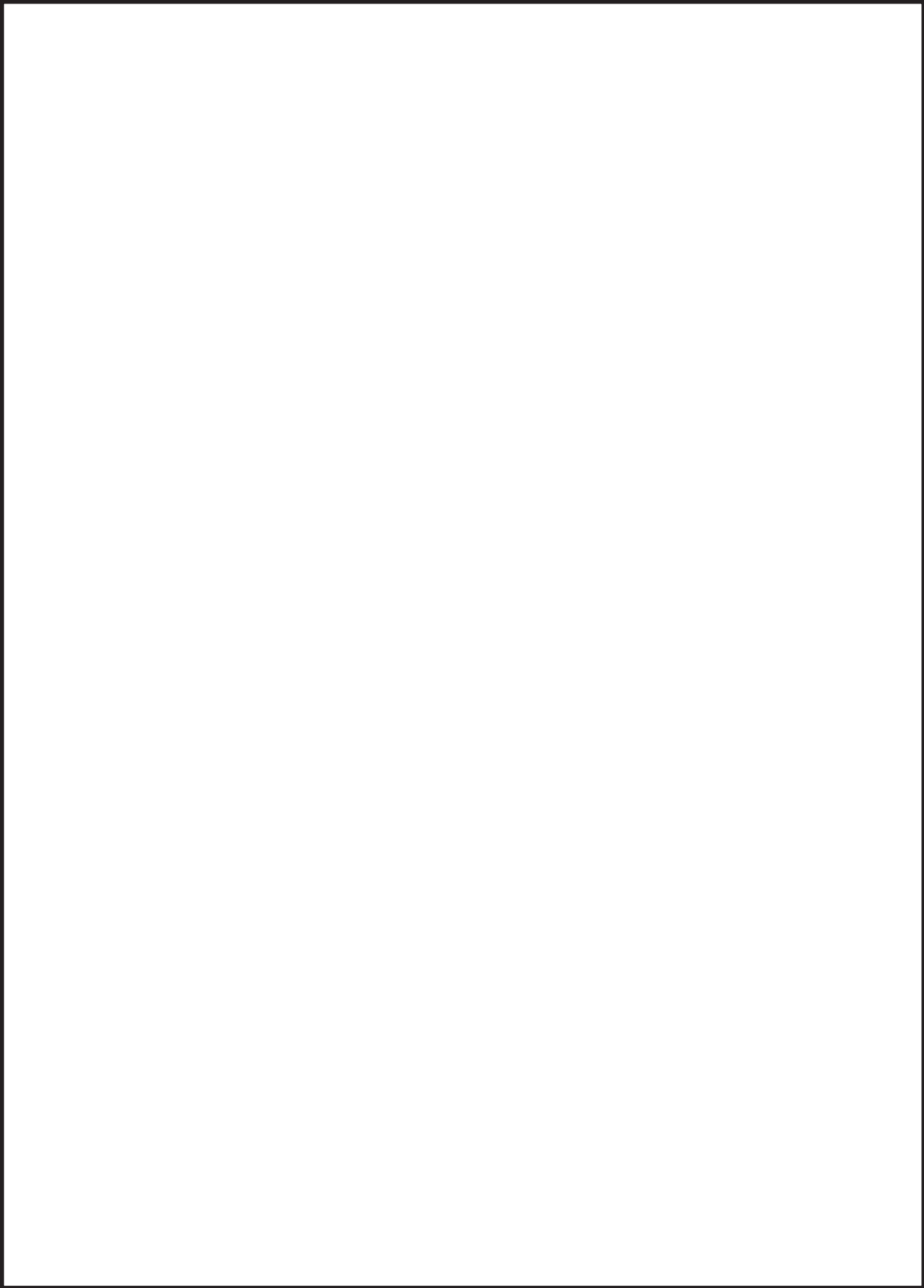



図 47-18 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

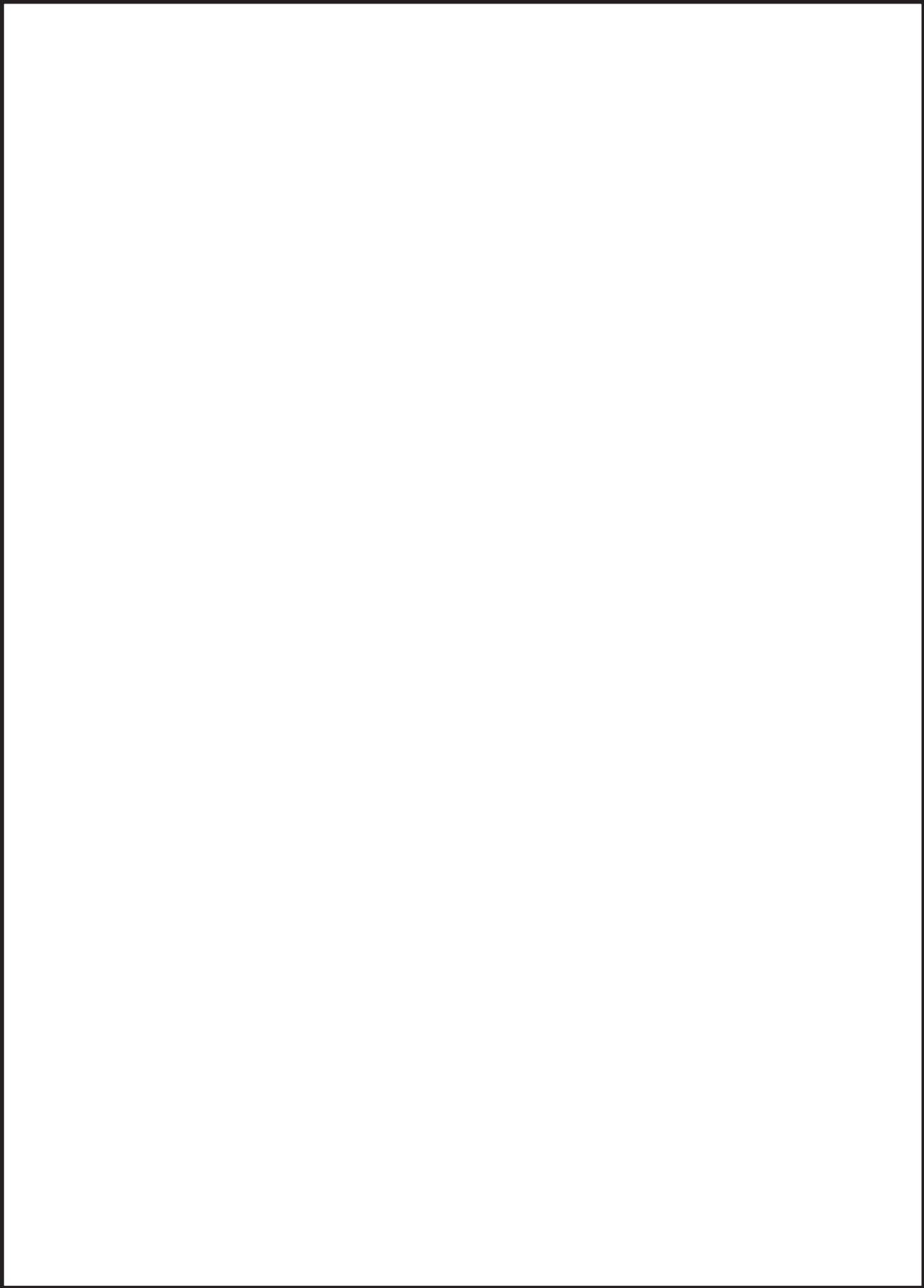



図 47-19 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

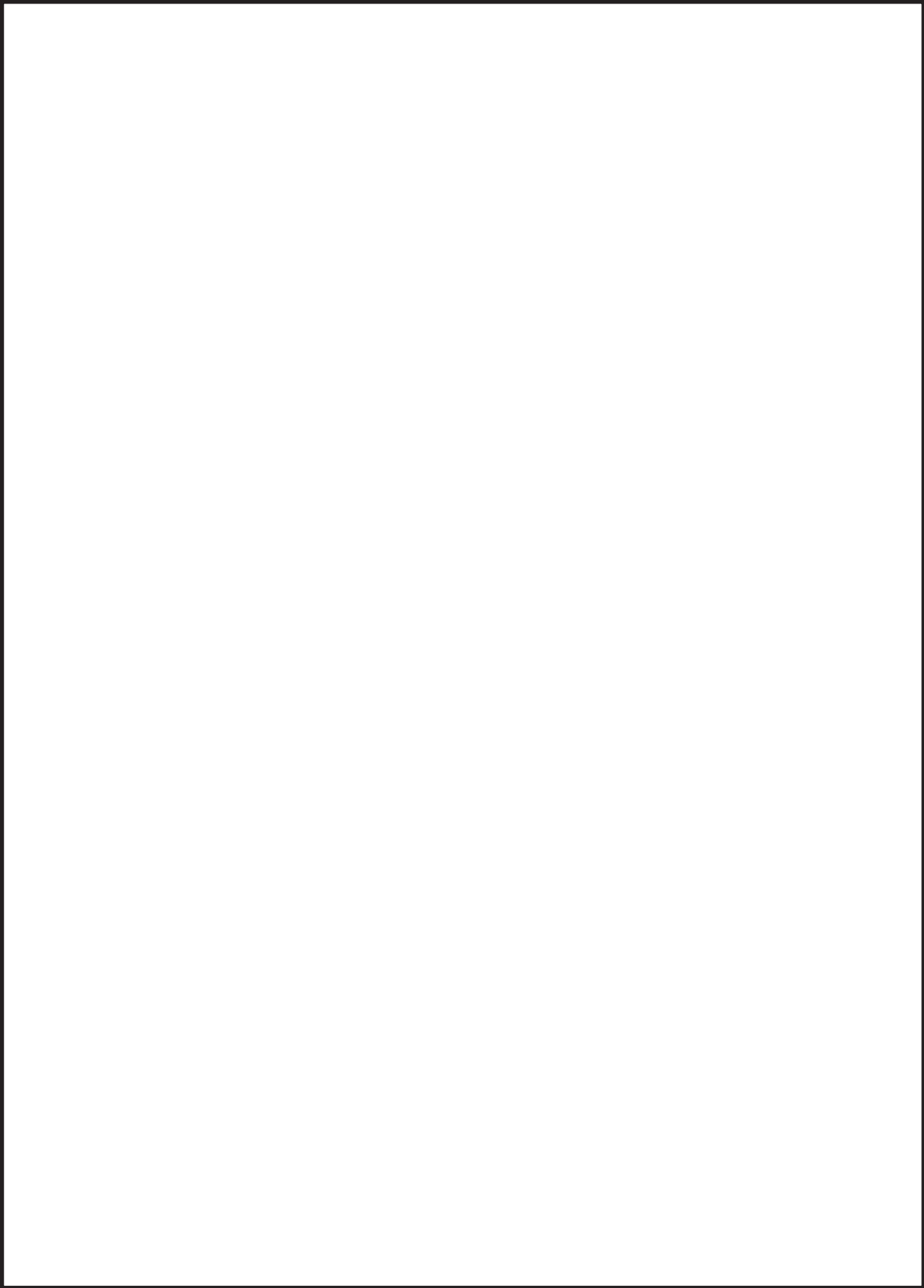



図 47-20 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

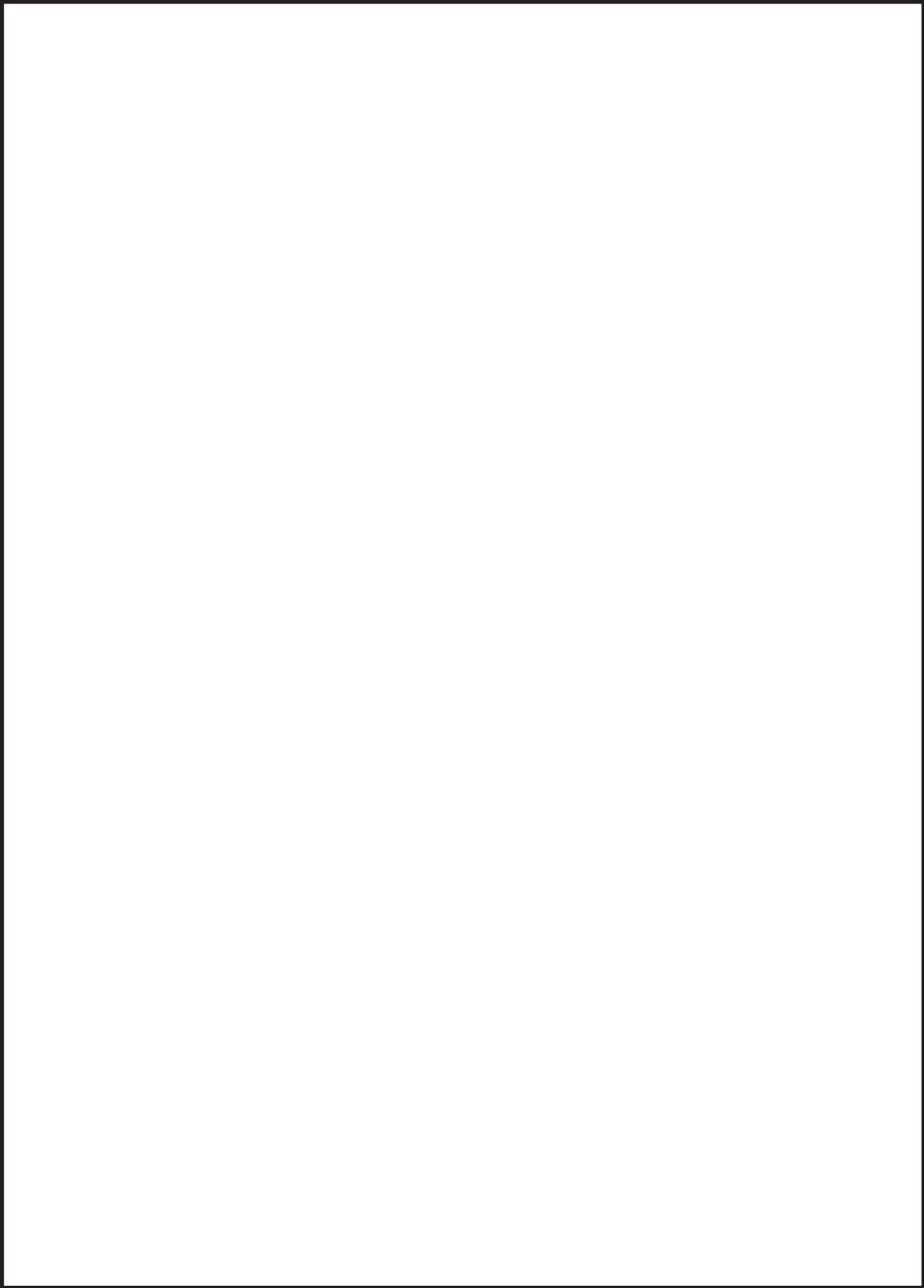



図 47-21 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

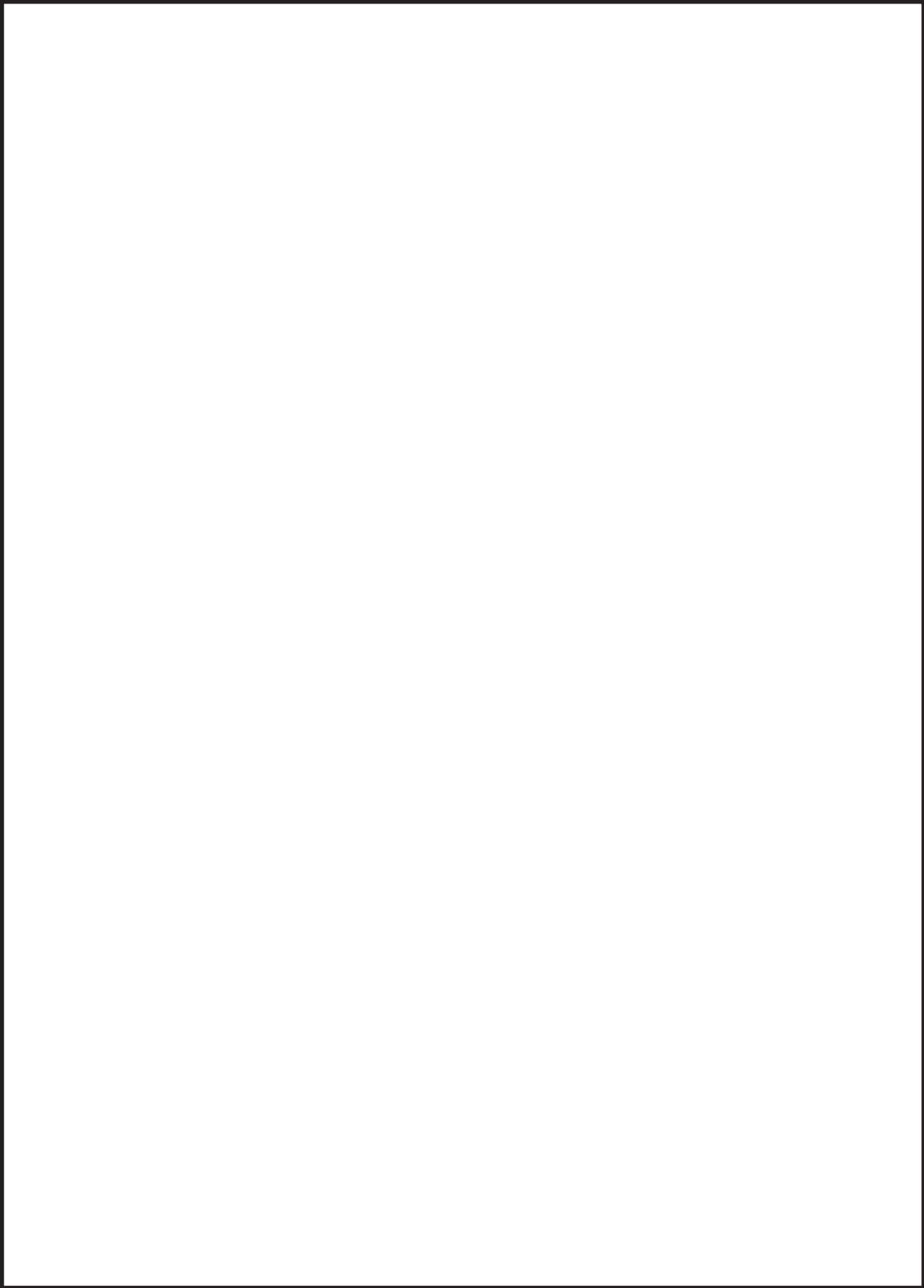



図 47-22 2号炉制御建屋 

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)

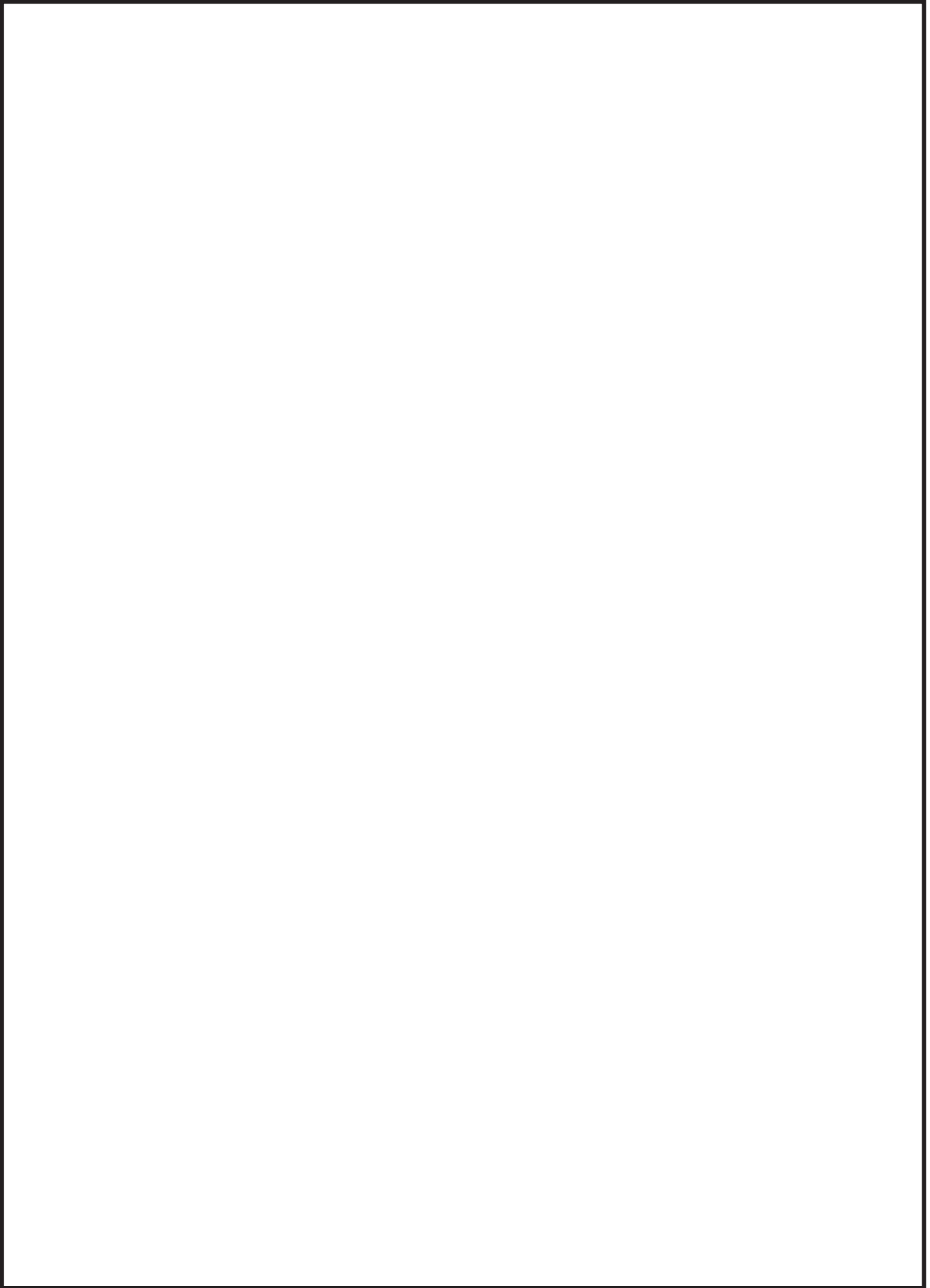



図 47-23 2号炉制御建屋 

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)

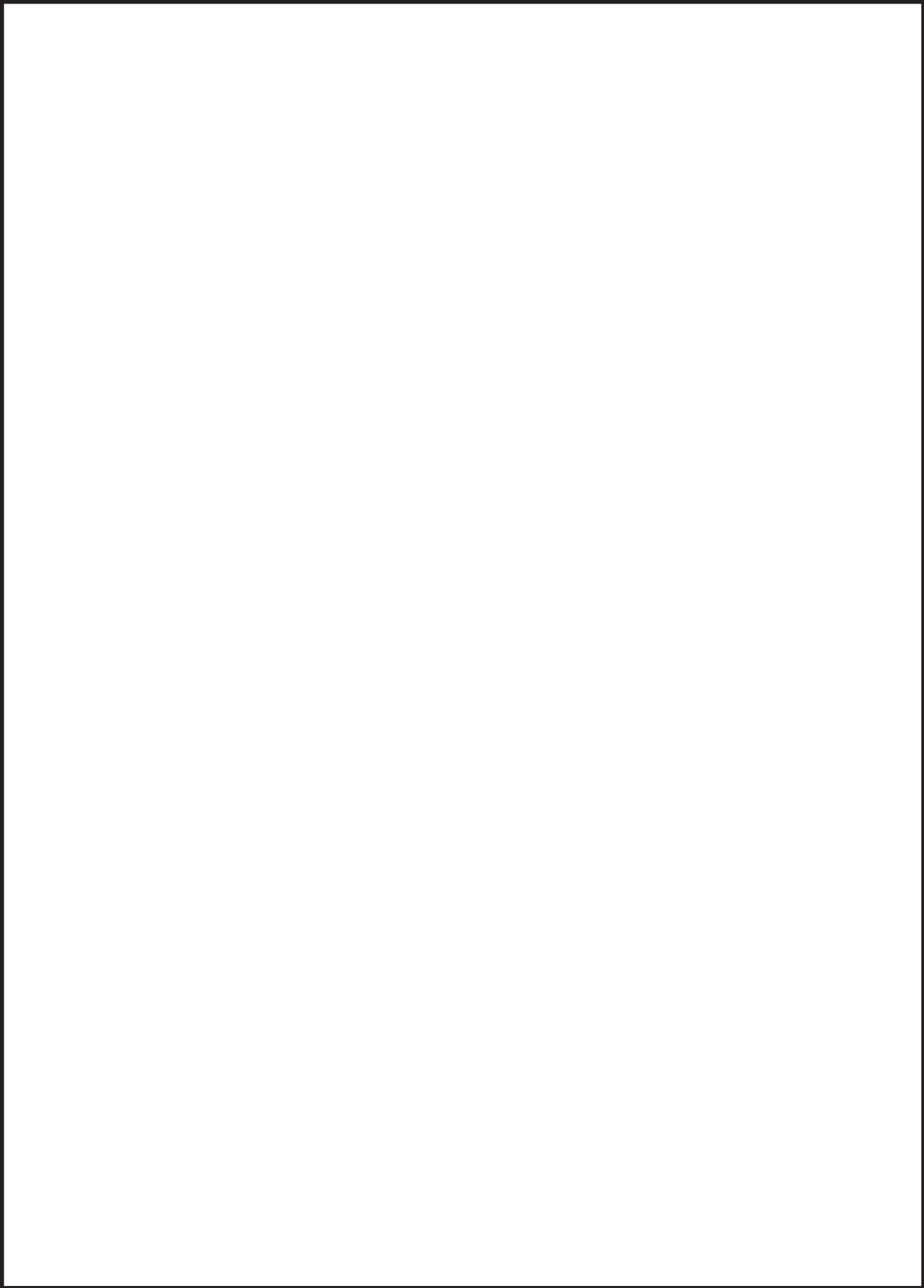



図 47-24 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

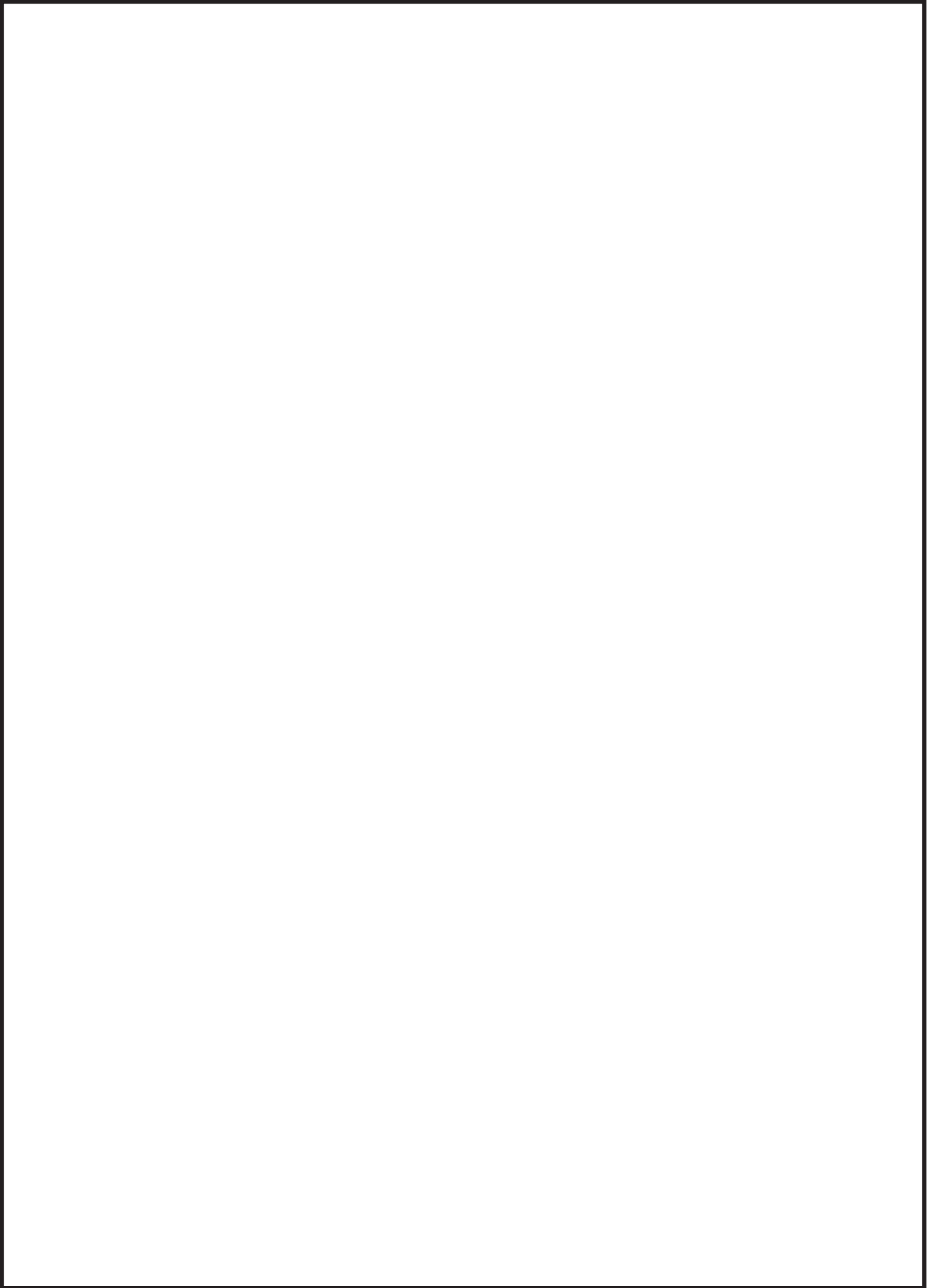



図 47-25 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

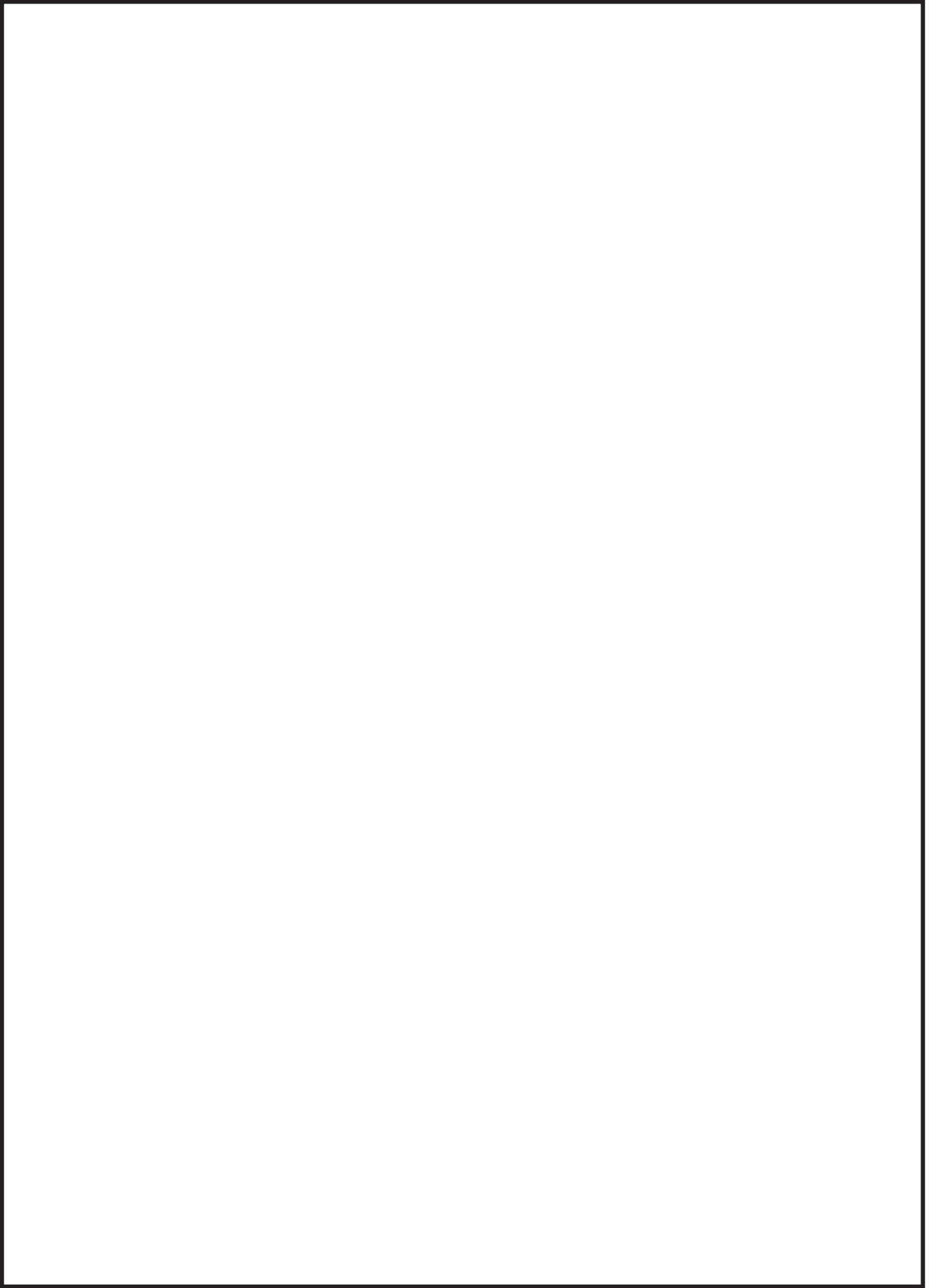



図 47-26 2号炉制御建屋 

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)

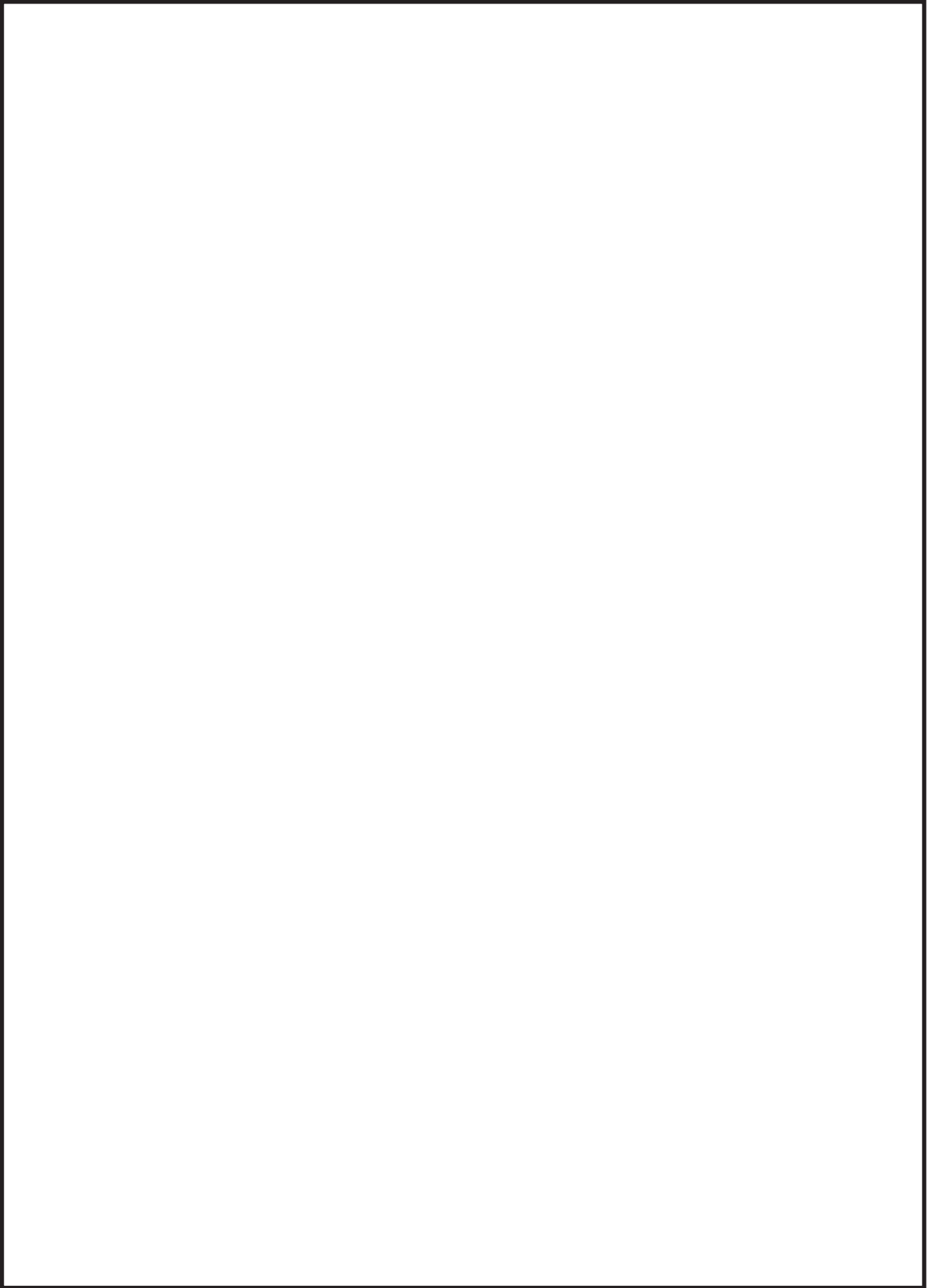



図 47-27 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

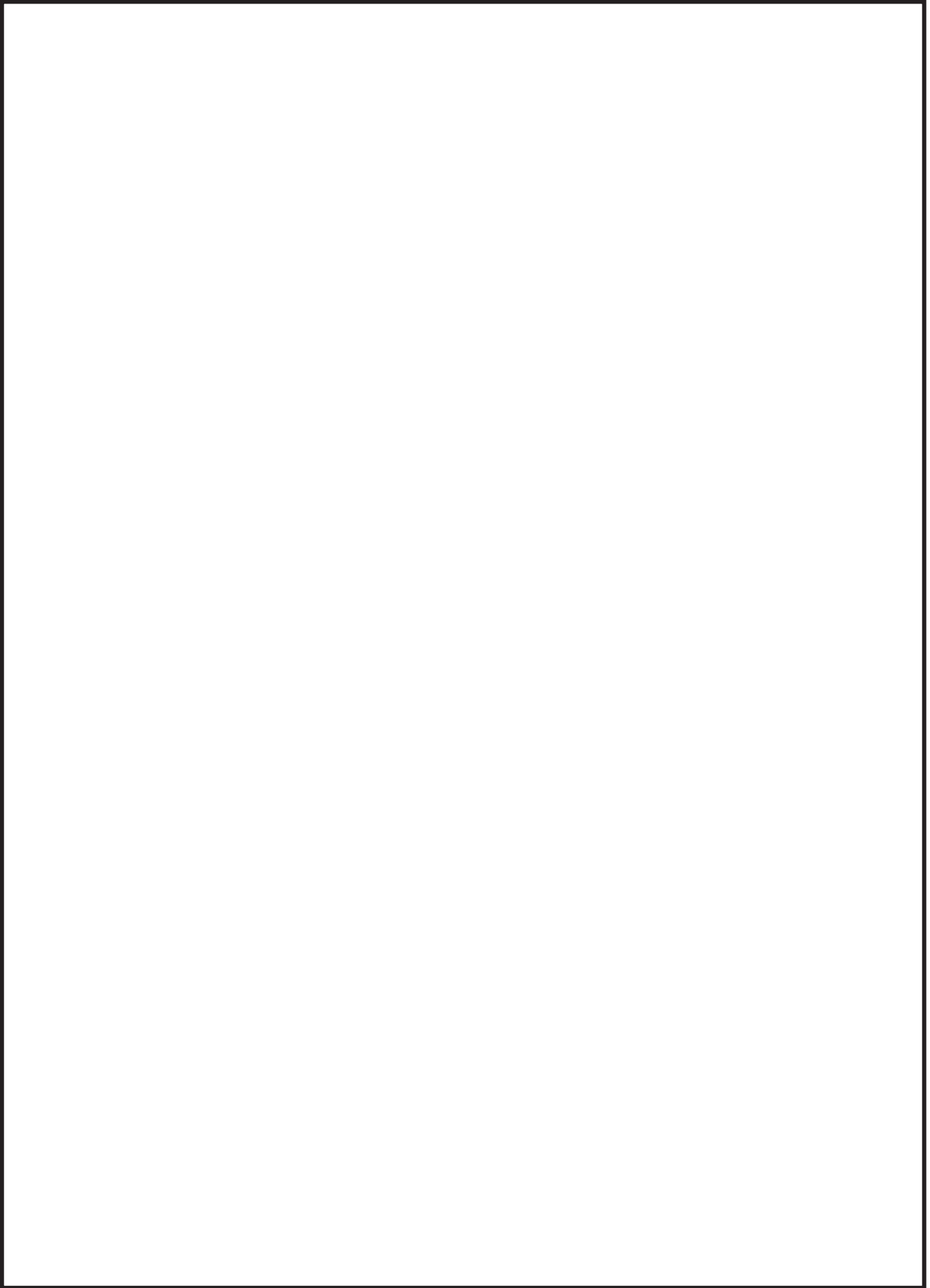



図 47-28 2号炉原子炉建屋 

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)

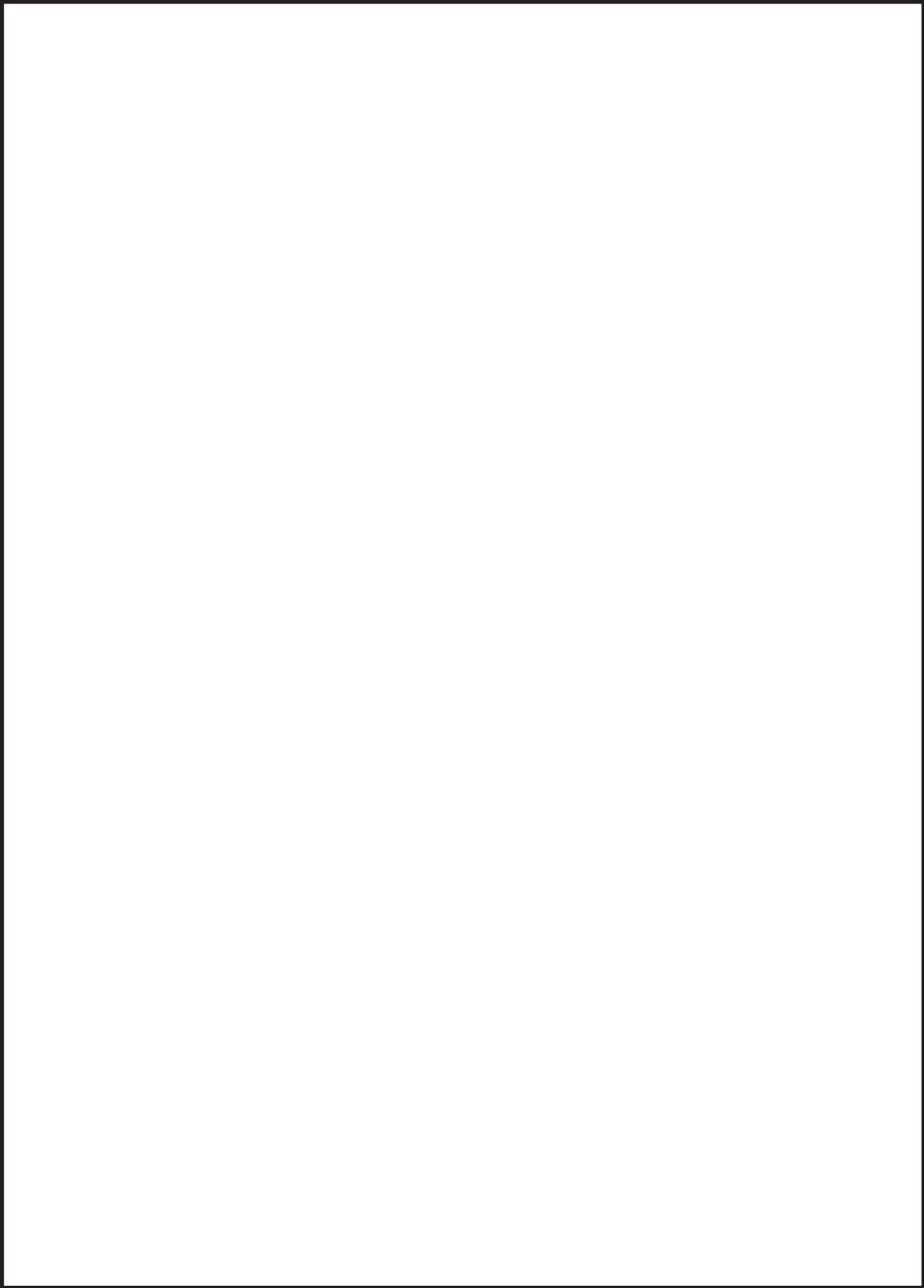



図 47-29 2号炉原子炉建屋 

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)

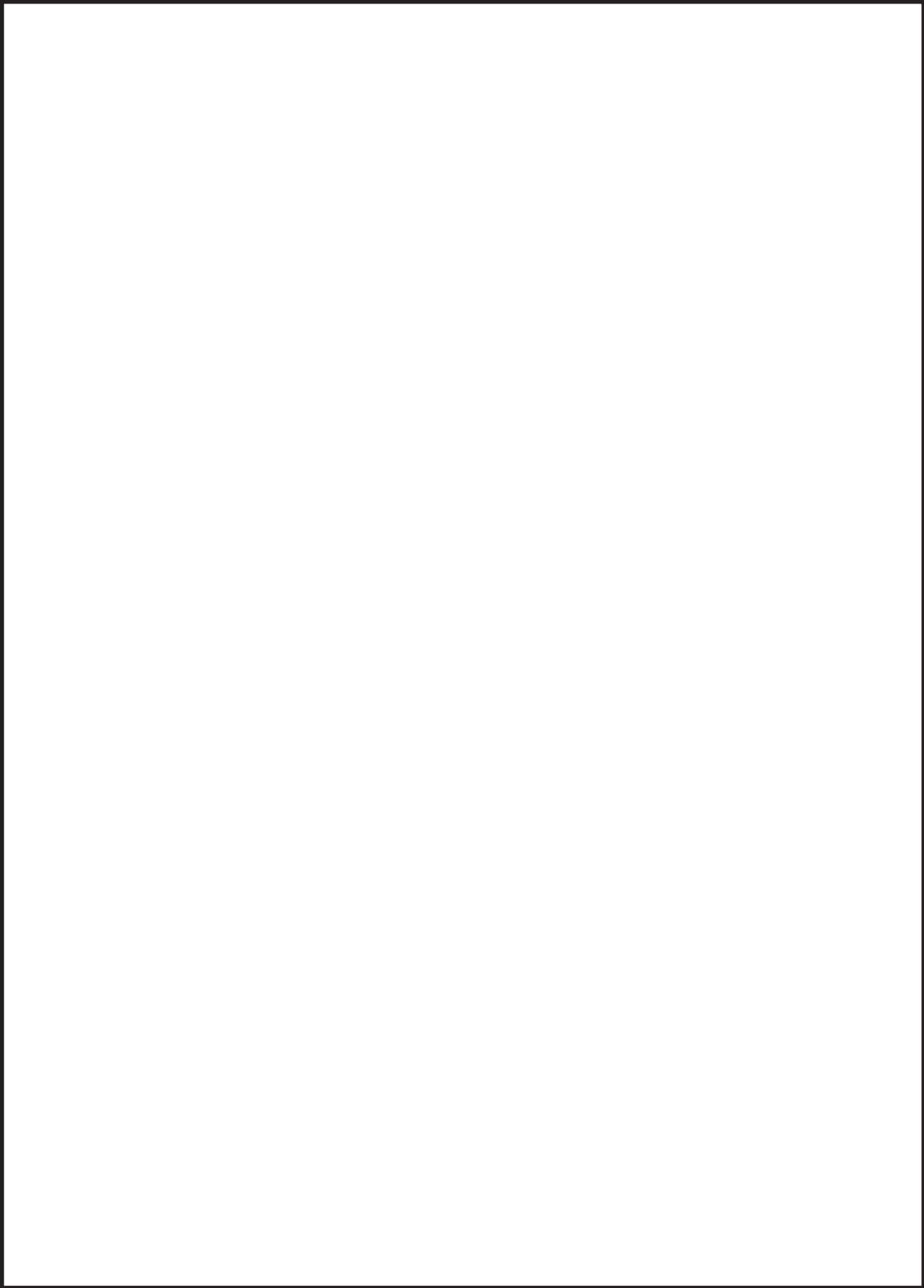



図 47-30 2号炉原子炉建屋 

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)

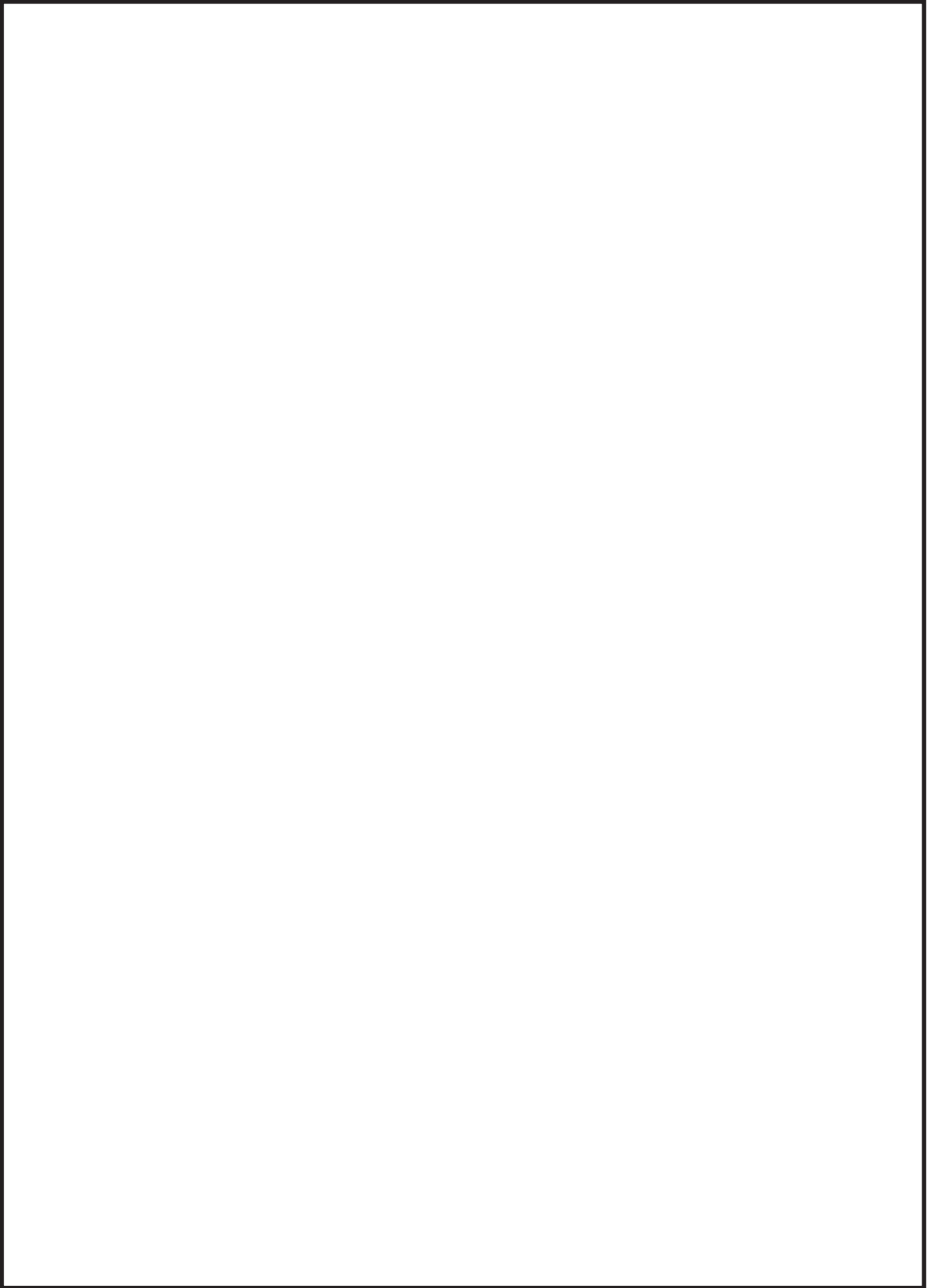



図 47-31 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-31)

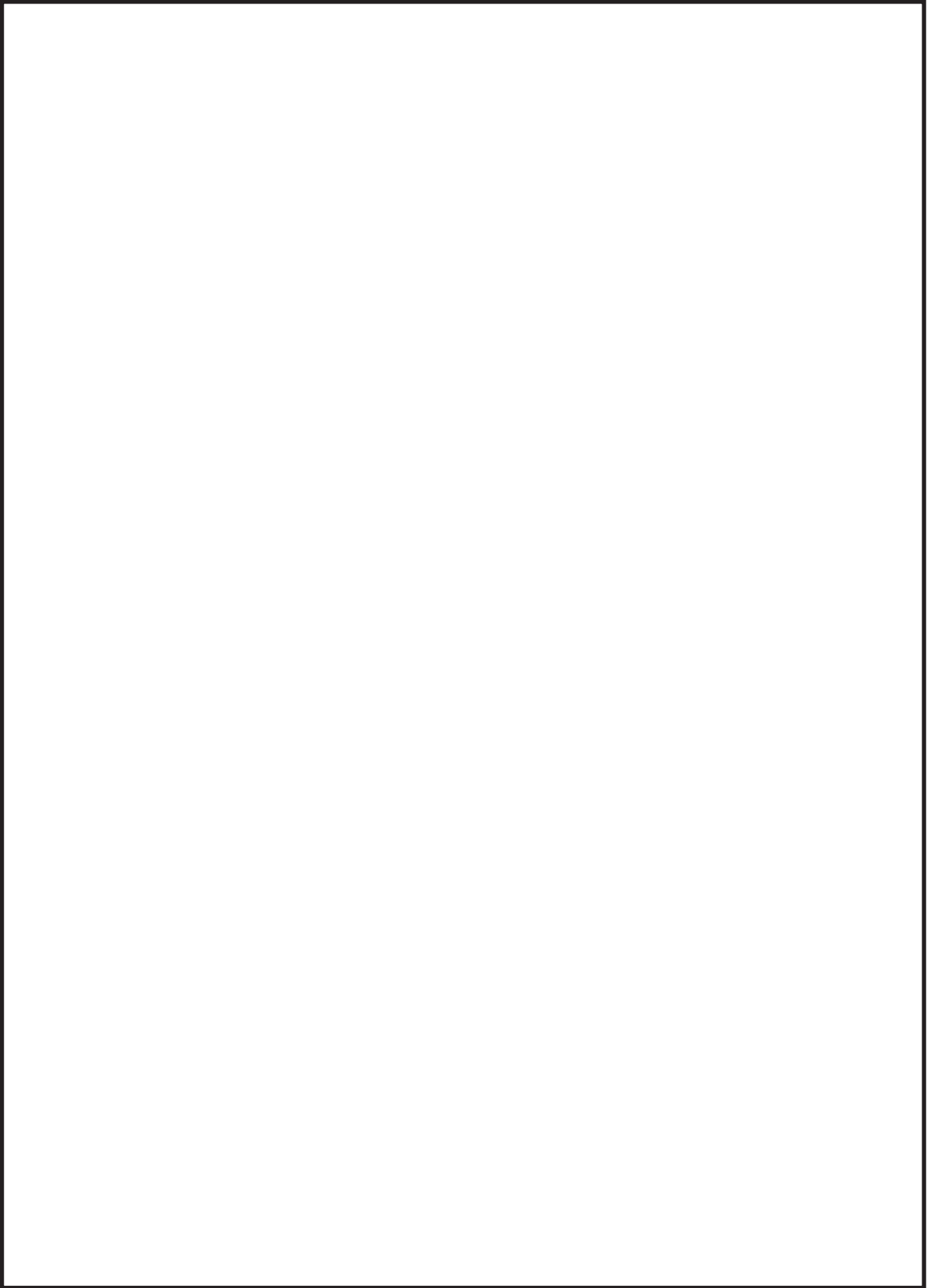


図 47-32 2号炉原子炉建屋

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)

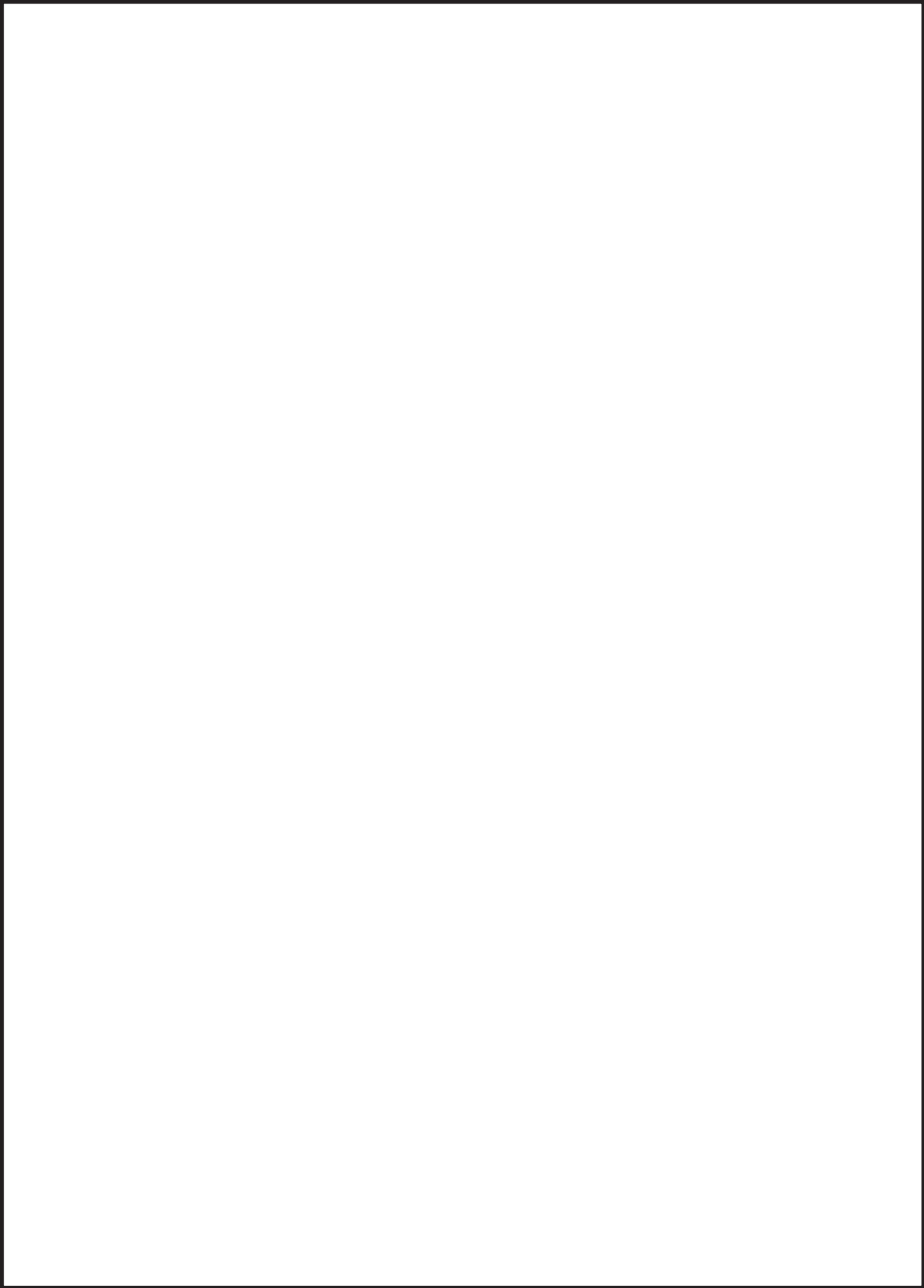



図 47-33 2号炉原子炉建屋 

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)

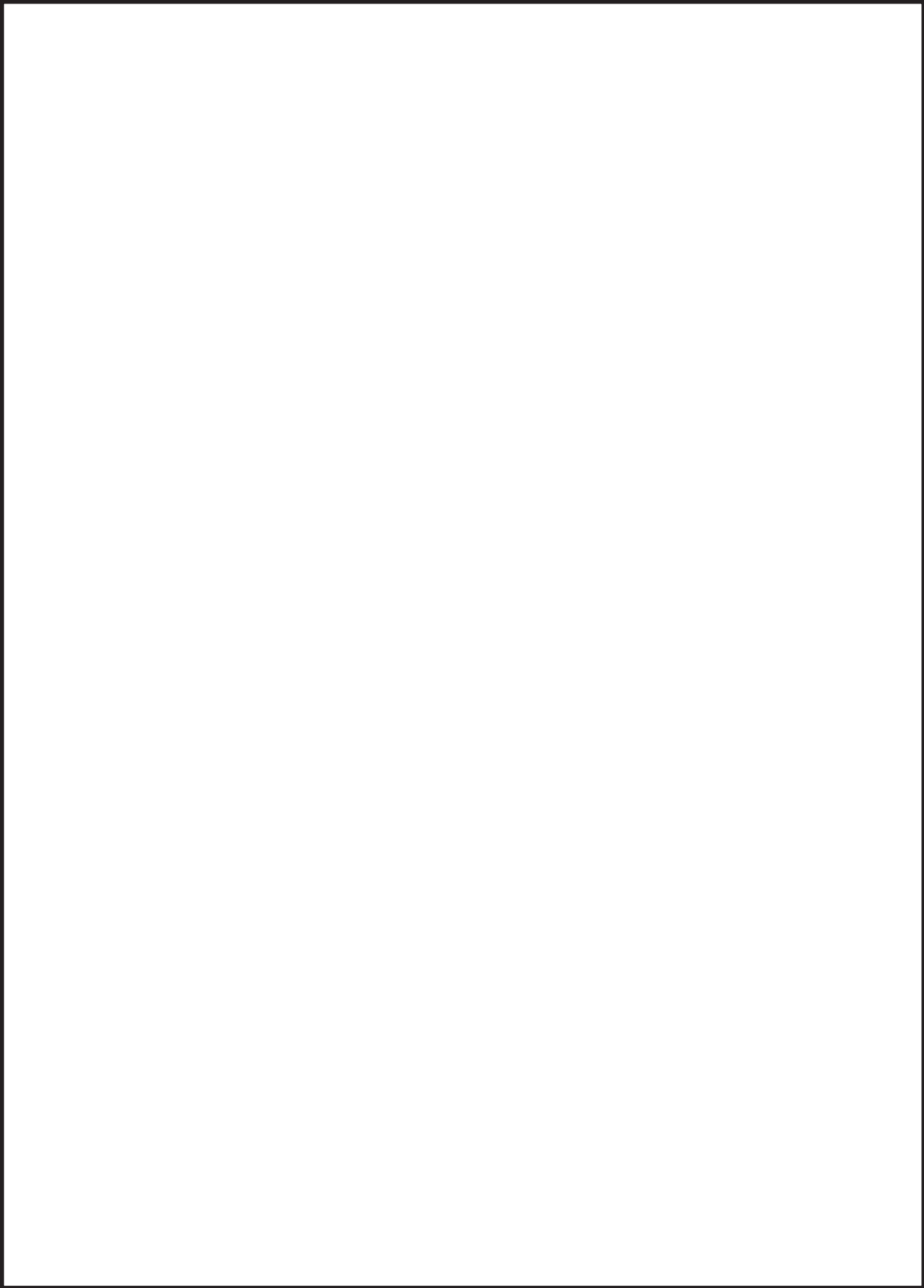



図 47-34 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-34)

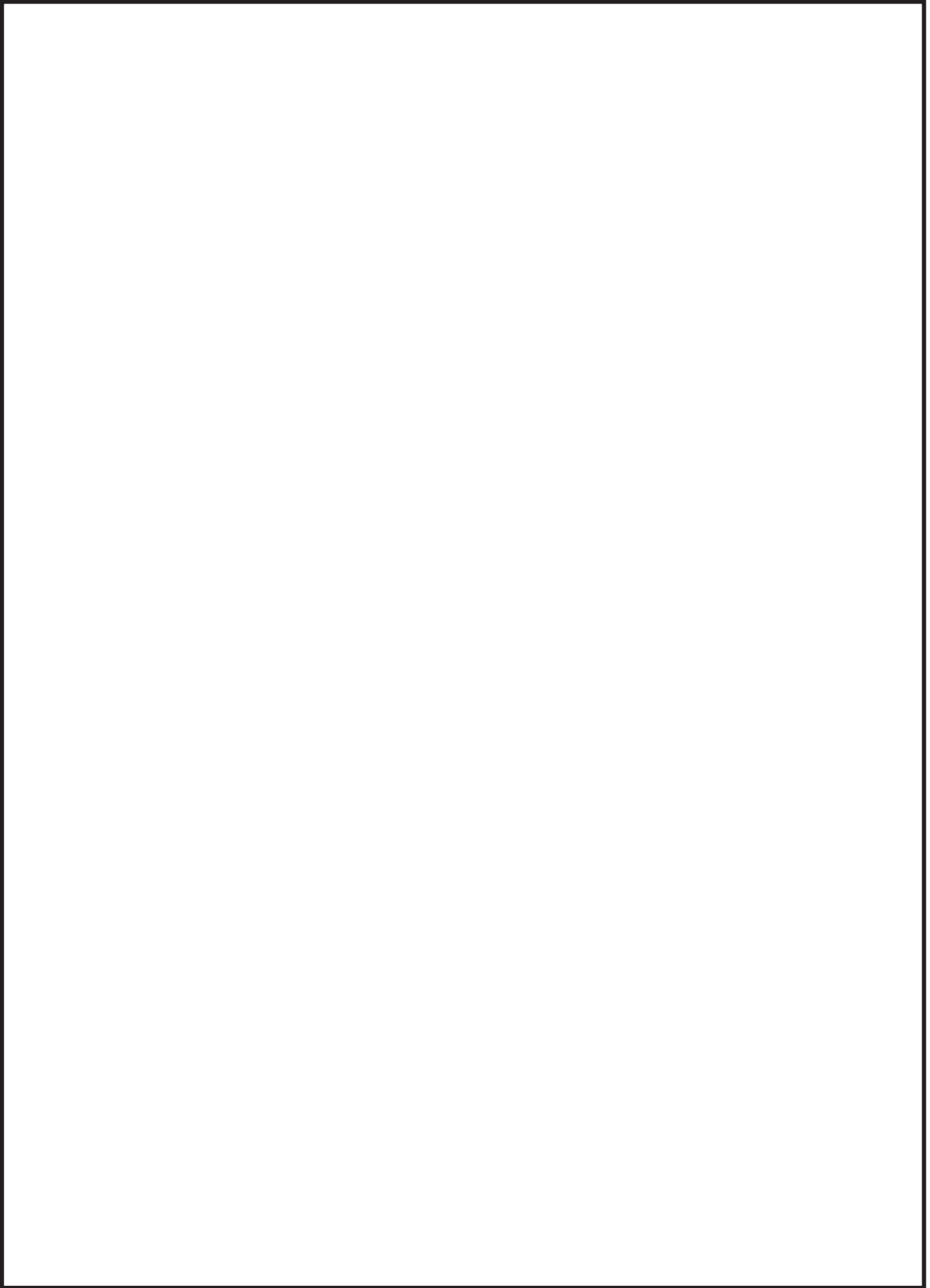



図 47-35 2号炉原子炉建屋 

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)

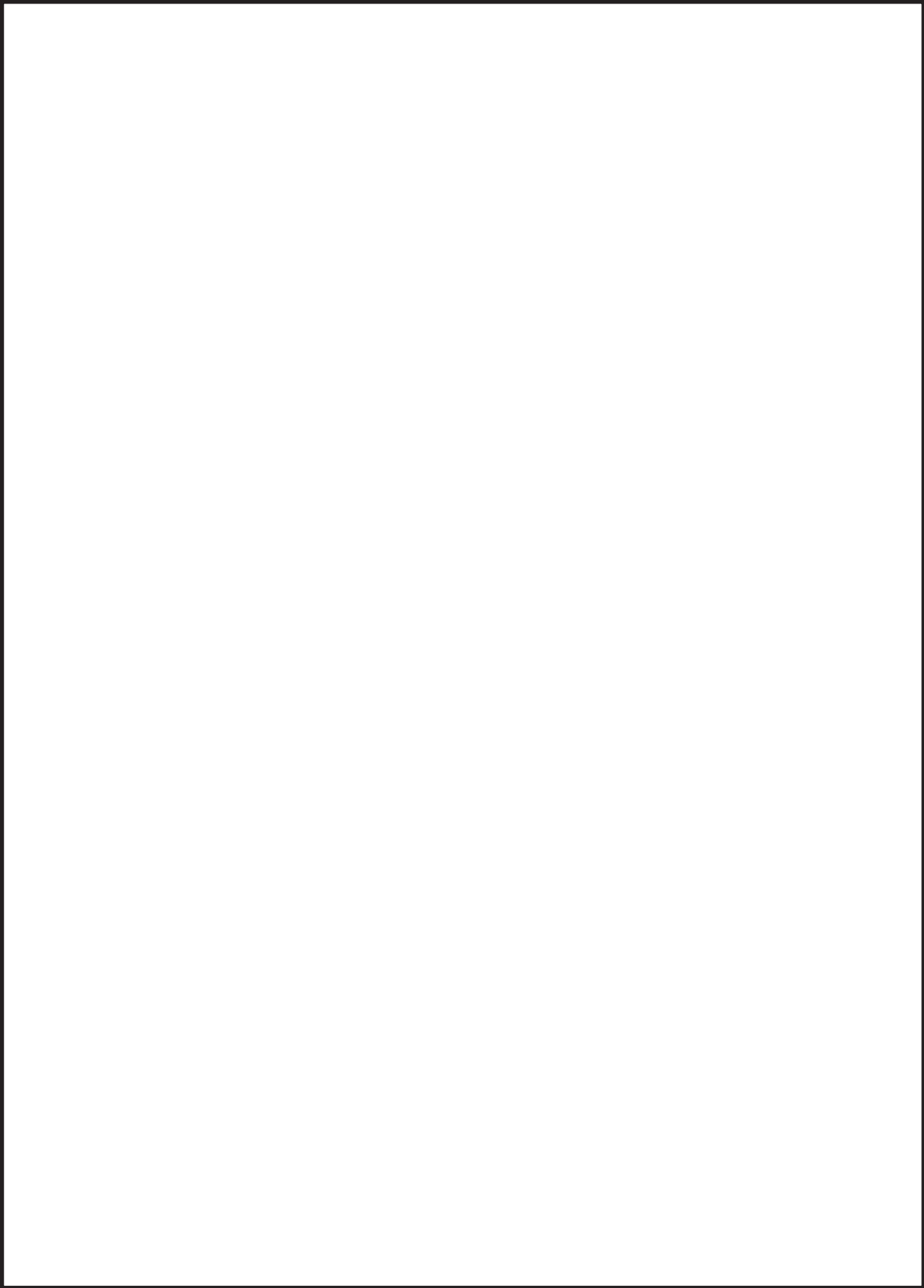


図 47-36 2号炉原子炉建屋

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)

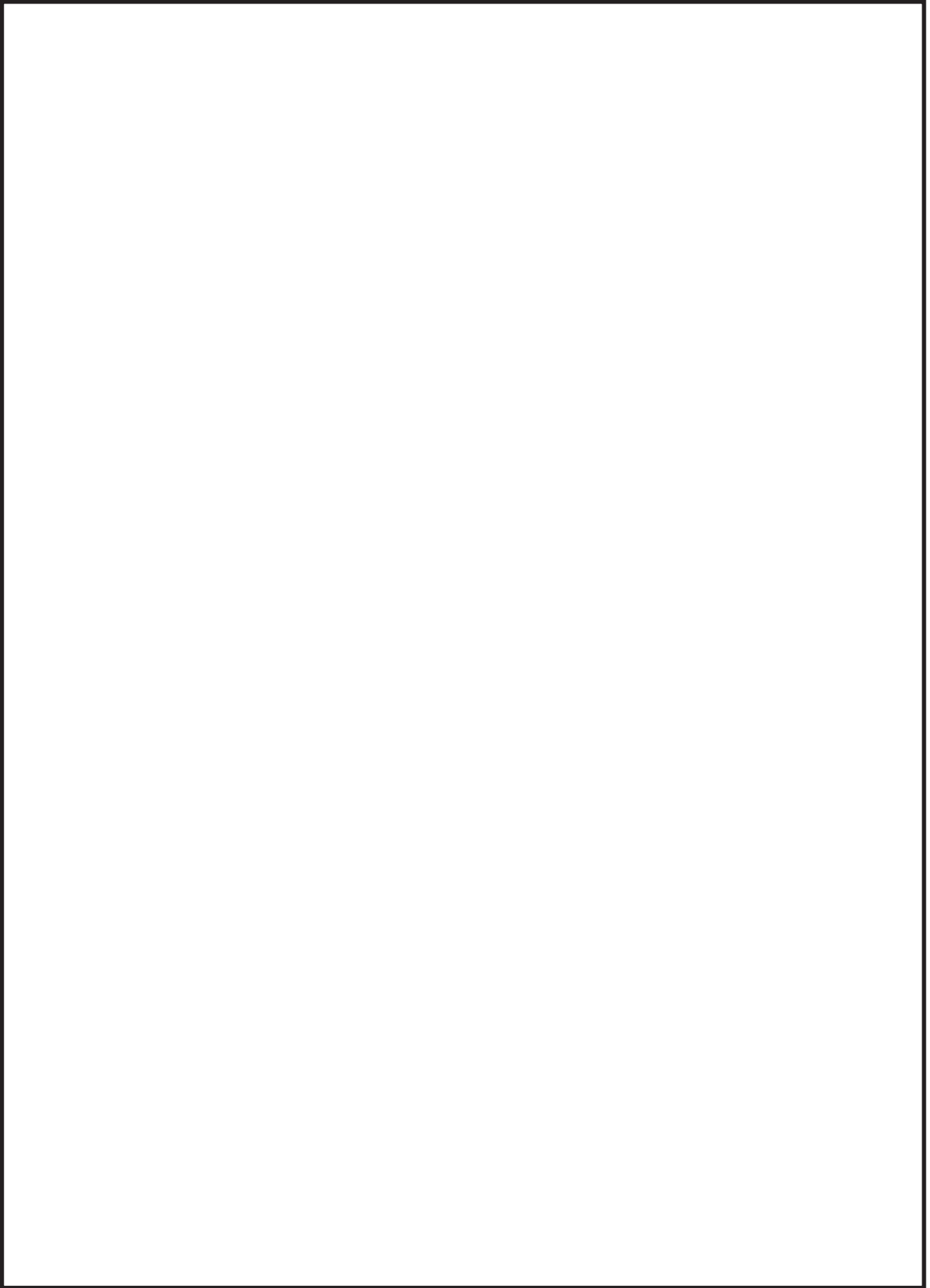



図 47-37 2号炉制御建屋 

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)

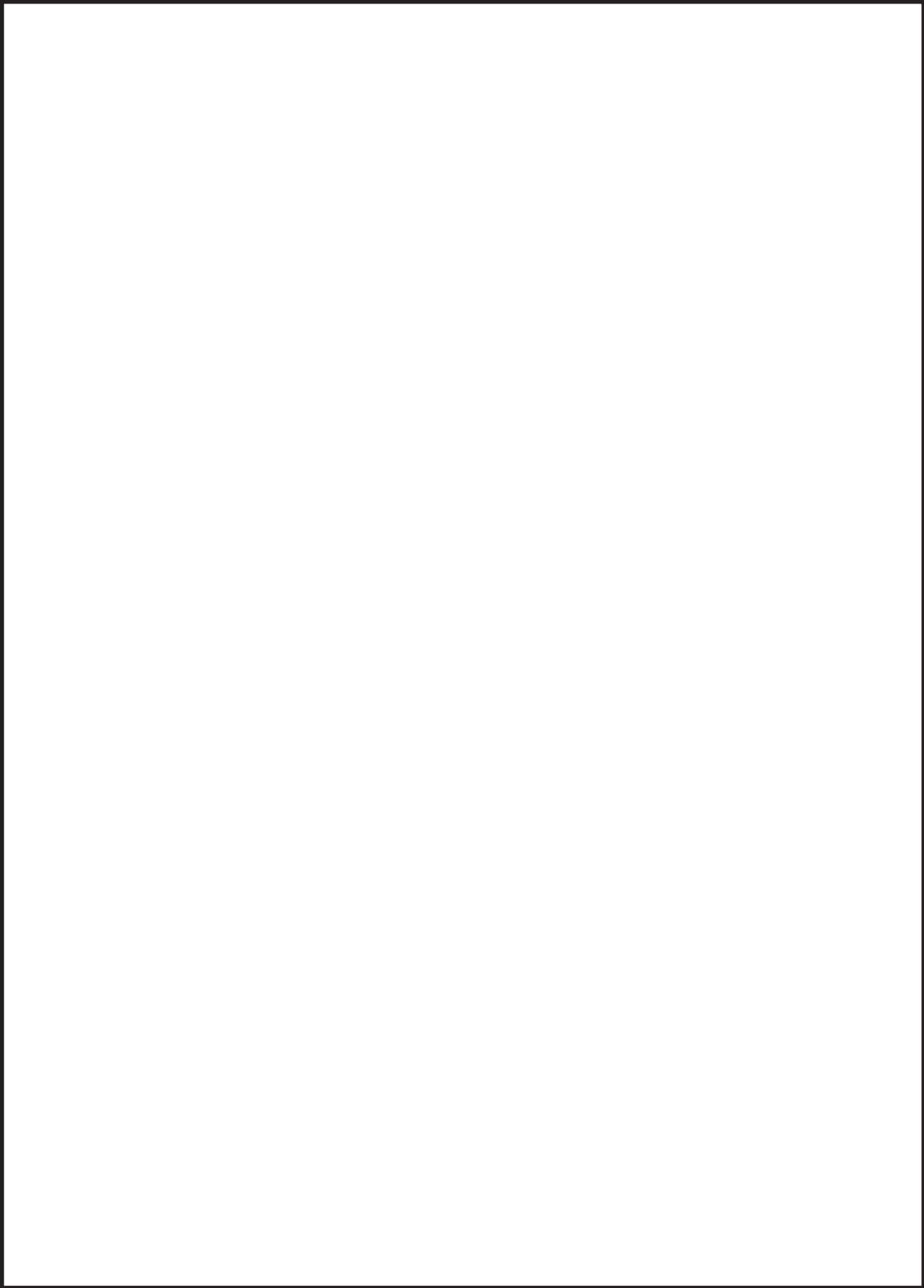



図 47-38 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-38)

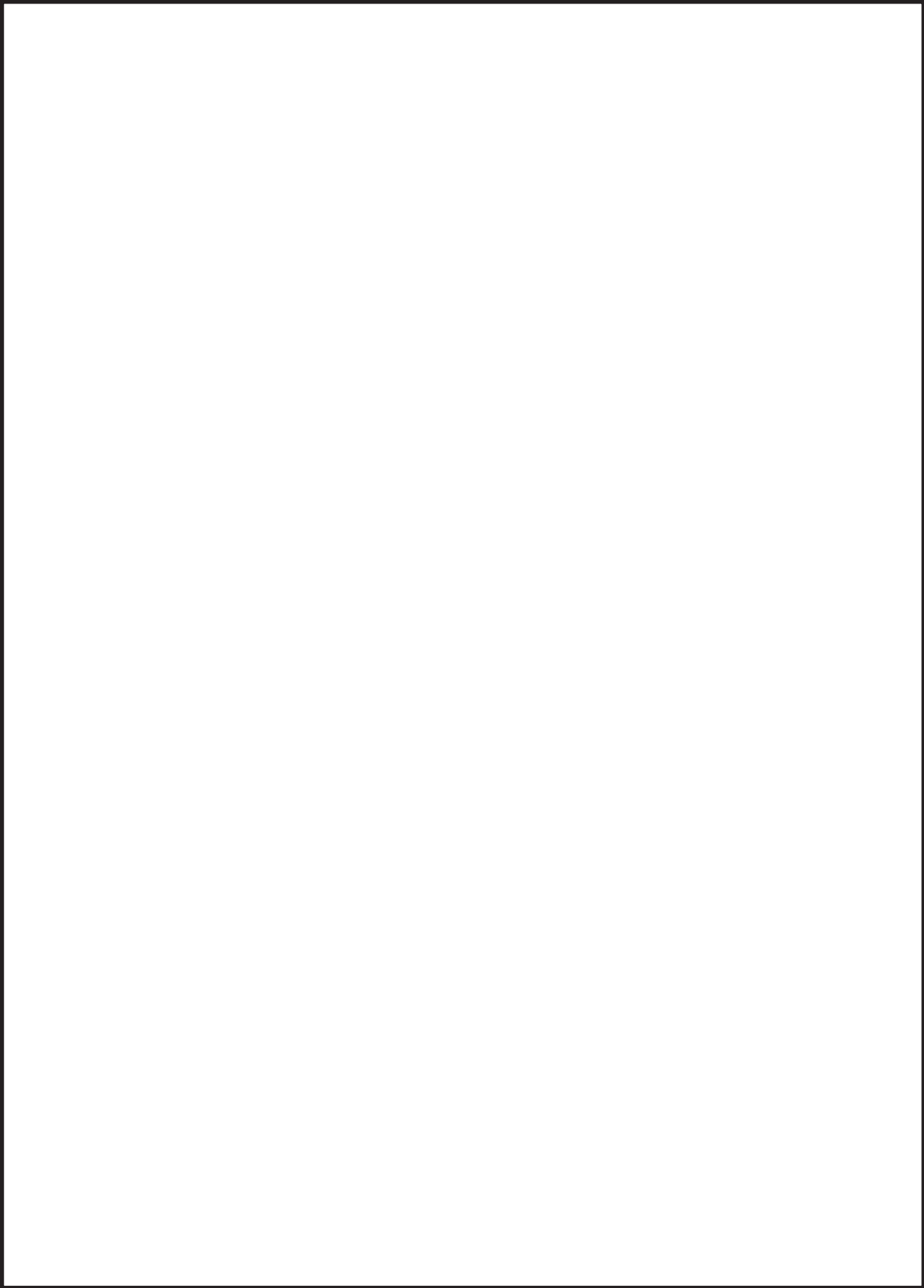



図 47-39 2号炉制御建屋 

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)

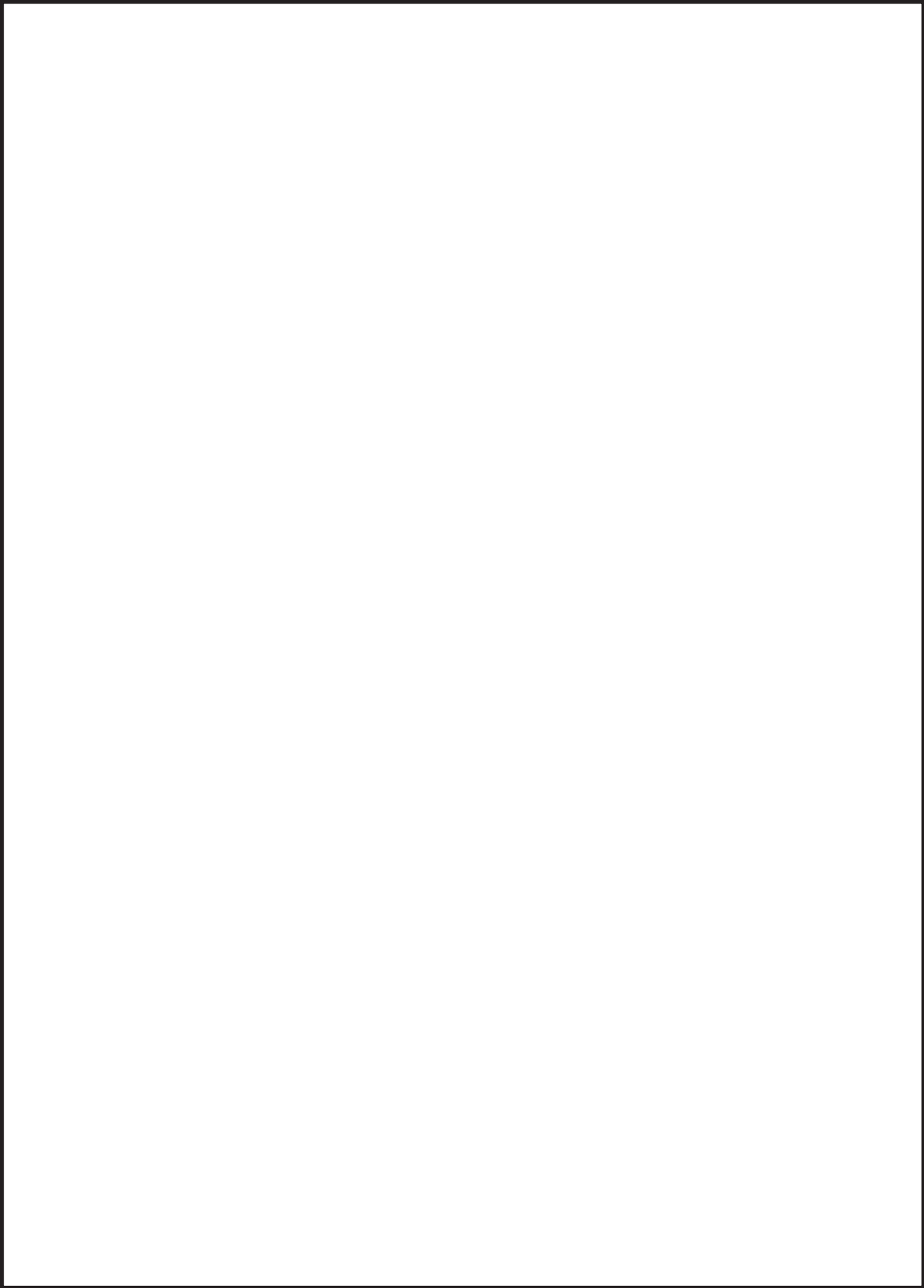



図 47-40 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

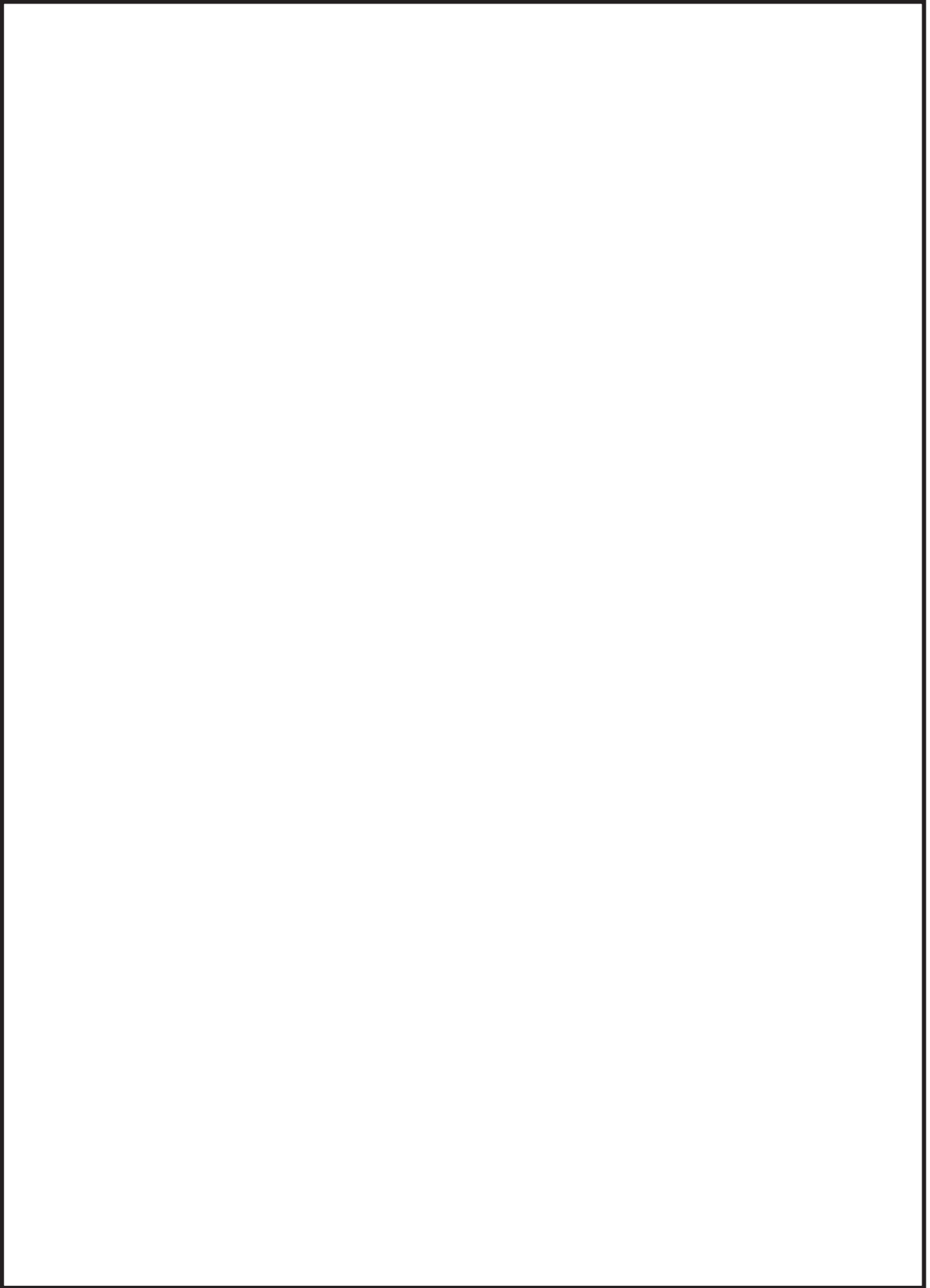



図 47-41 2号炉制御建屋 

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)

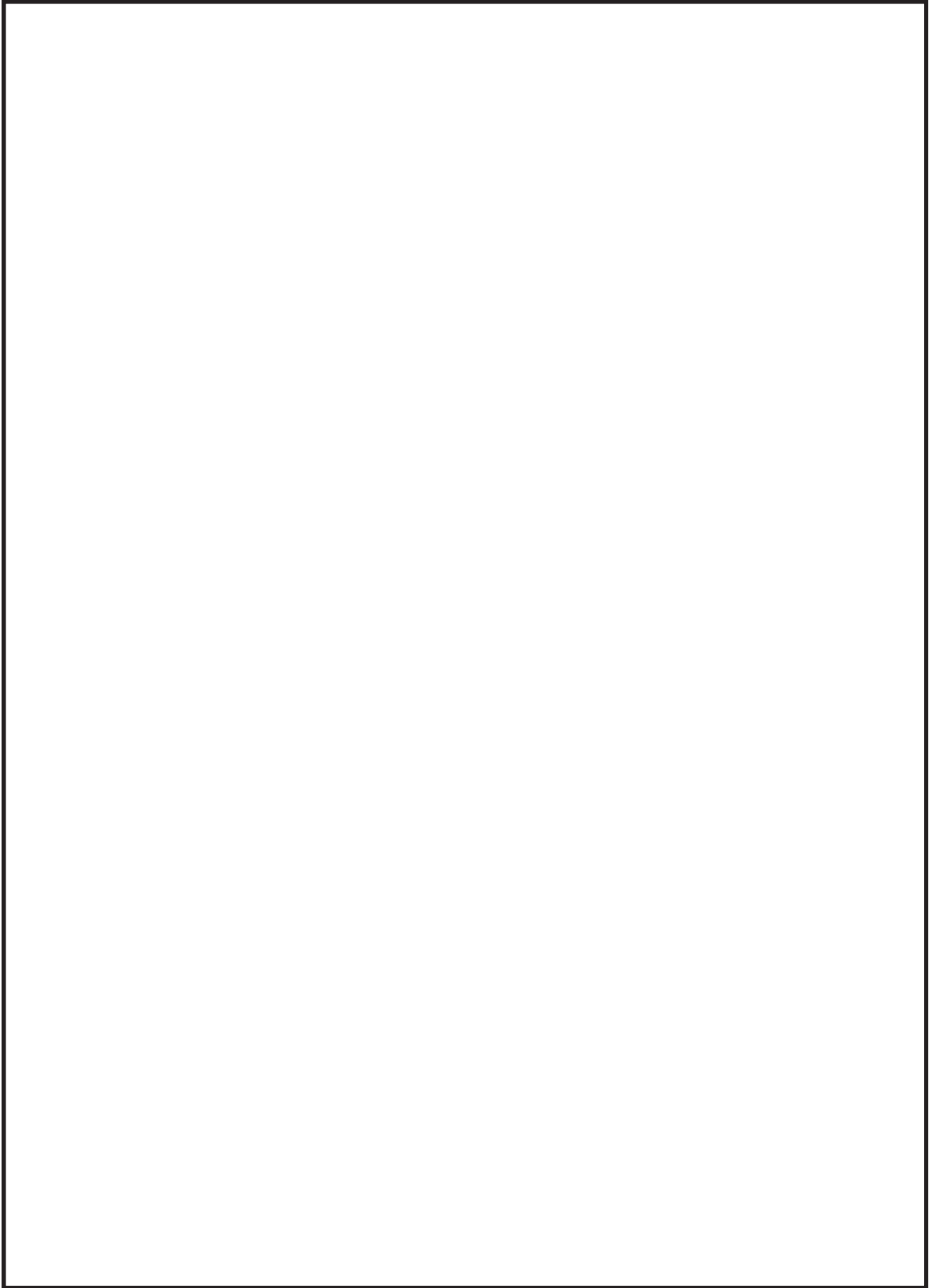


図 48-1 2号炉原子炉建屋 

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)

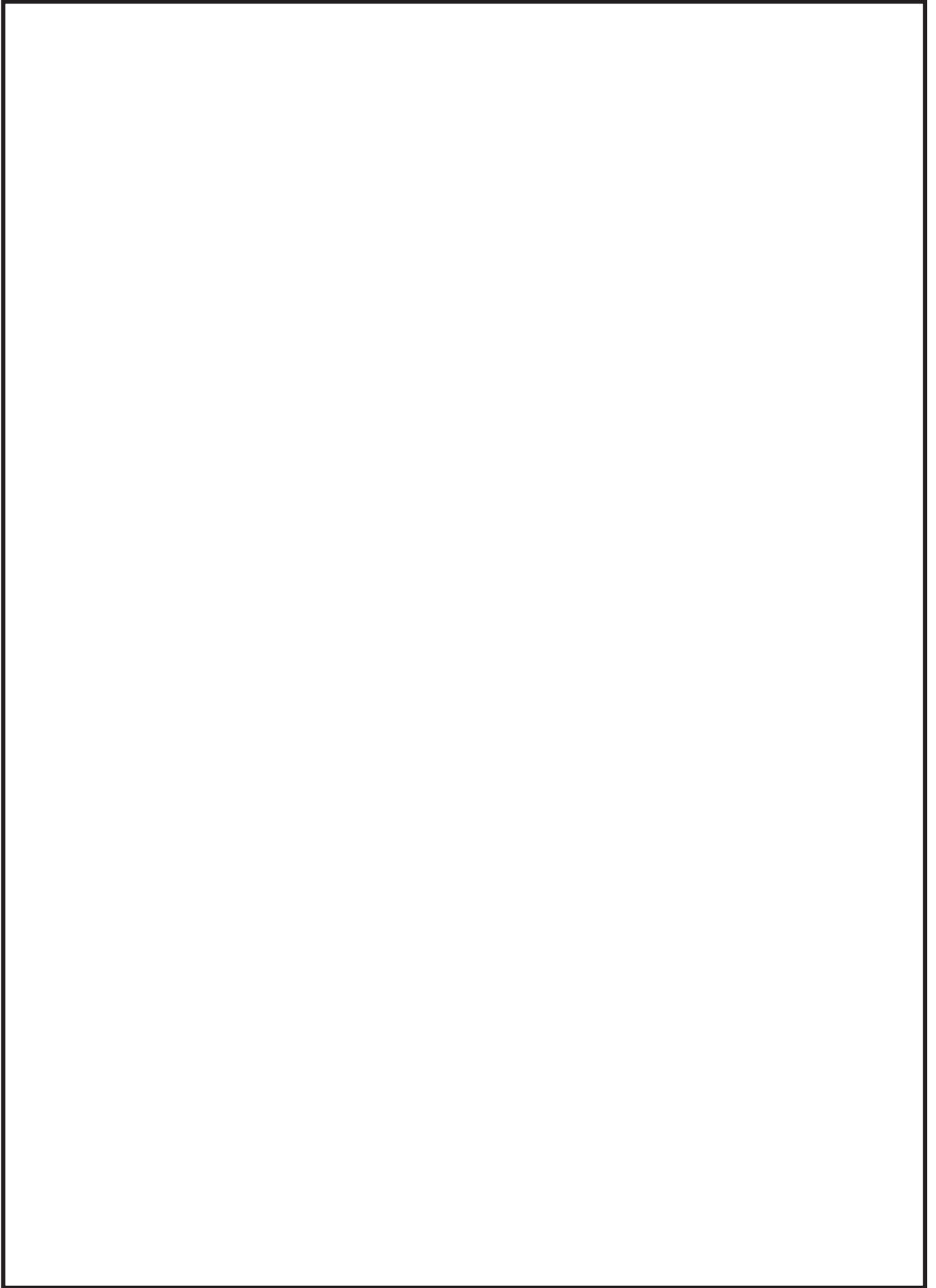


図 48-2 2号炉原子炉建屋

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)

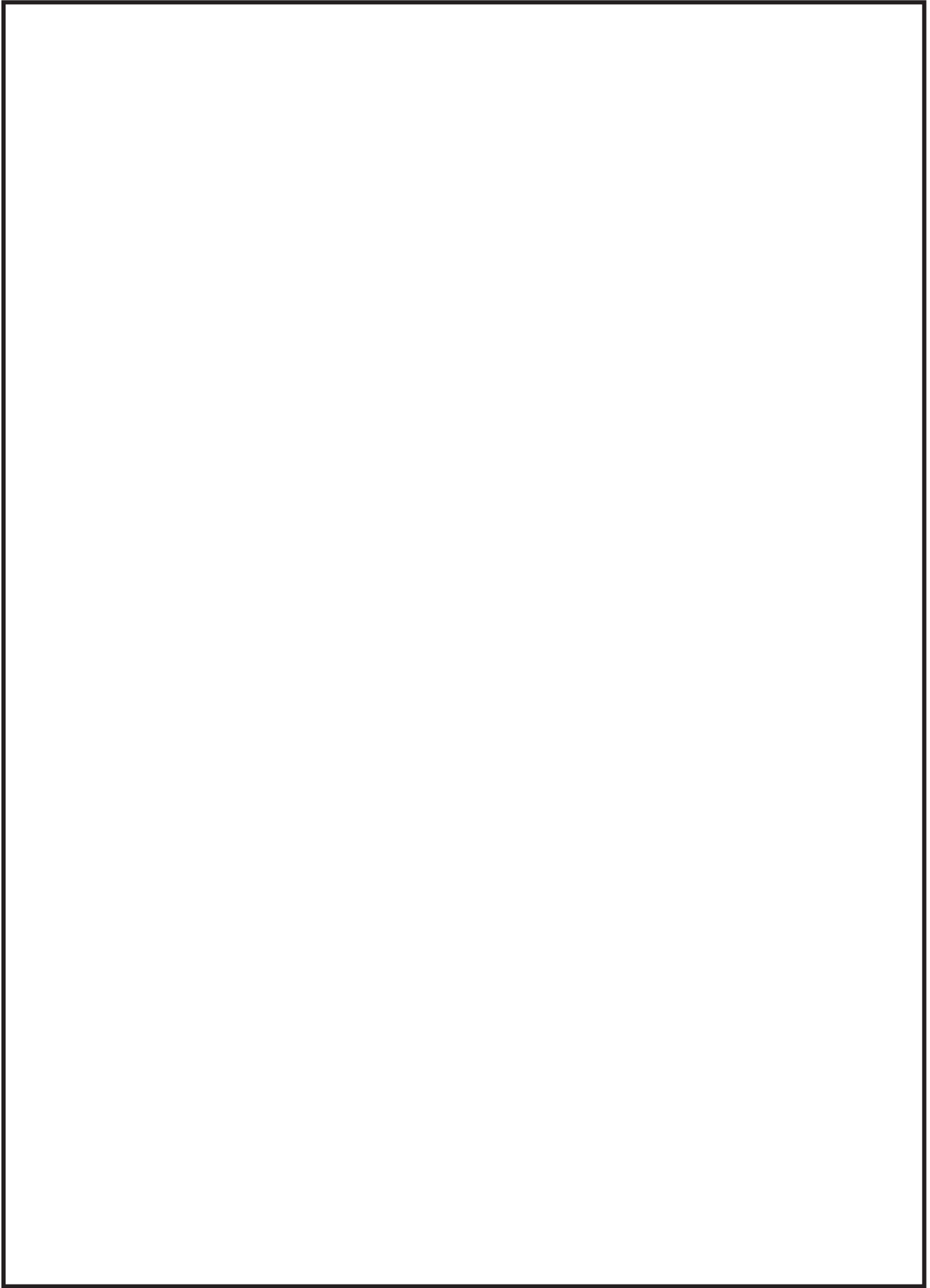


図 48-3 2号炉原子炉建屋 

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)

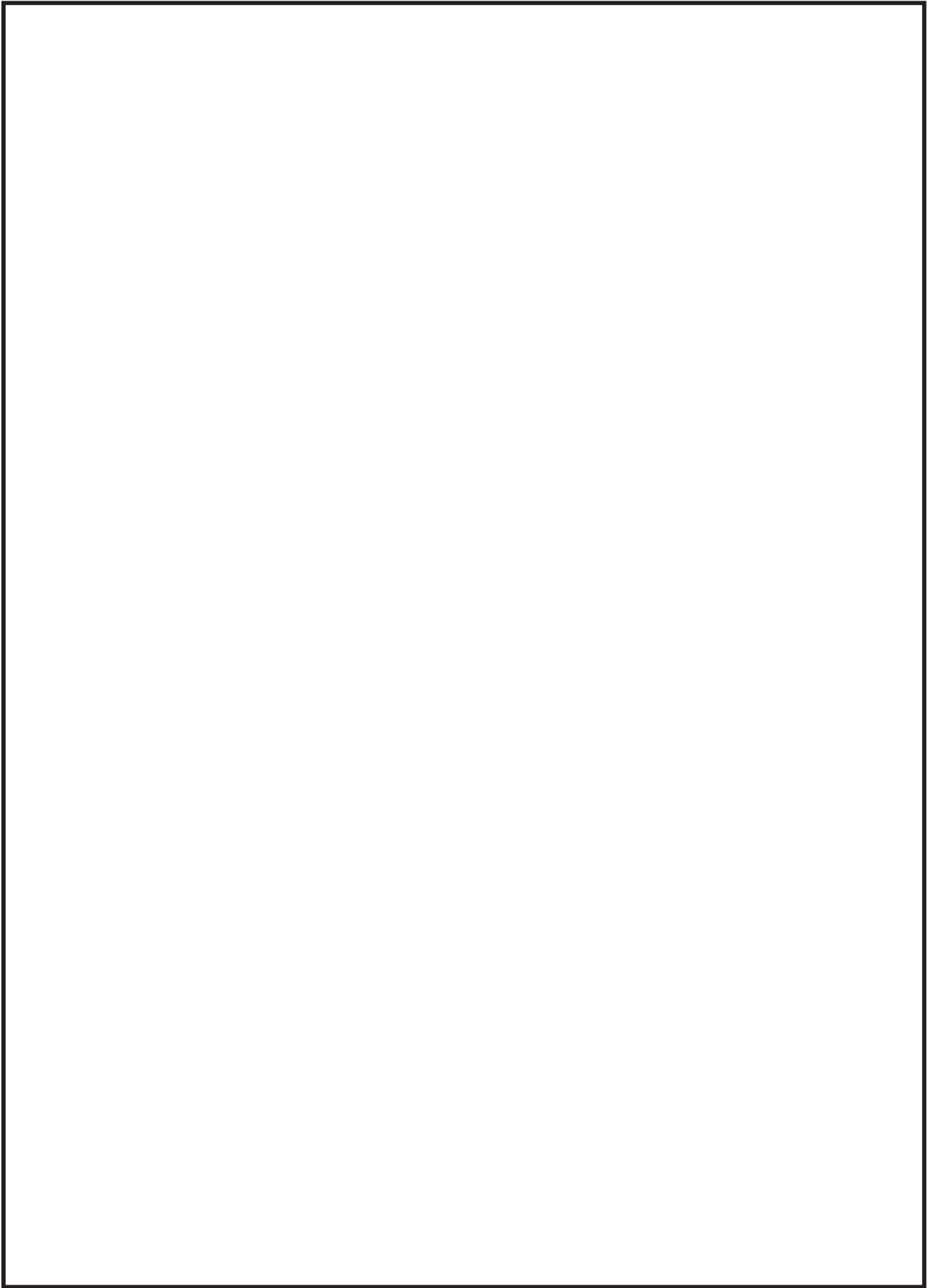



図 48-4 2号炉原子炉建屋 

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)

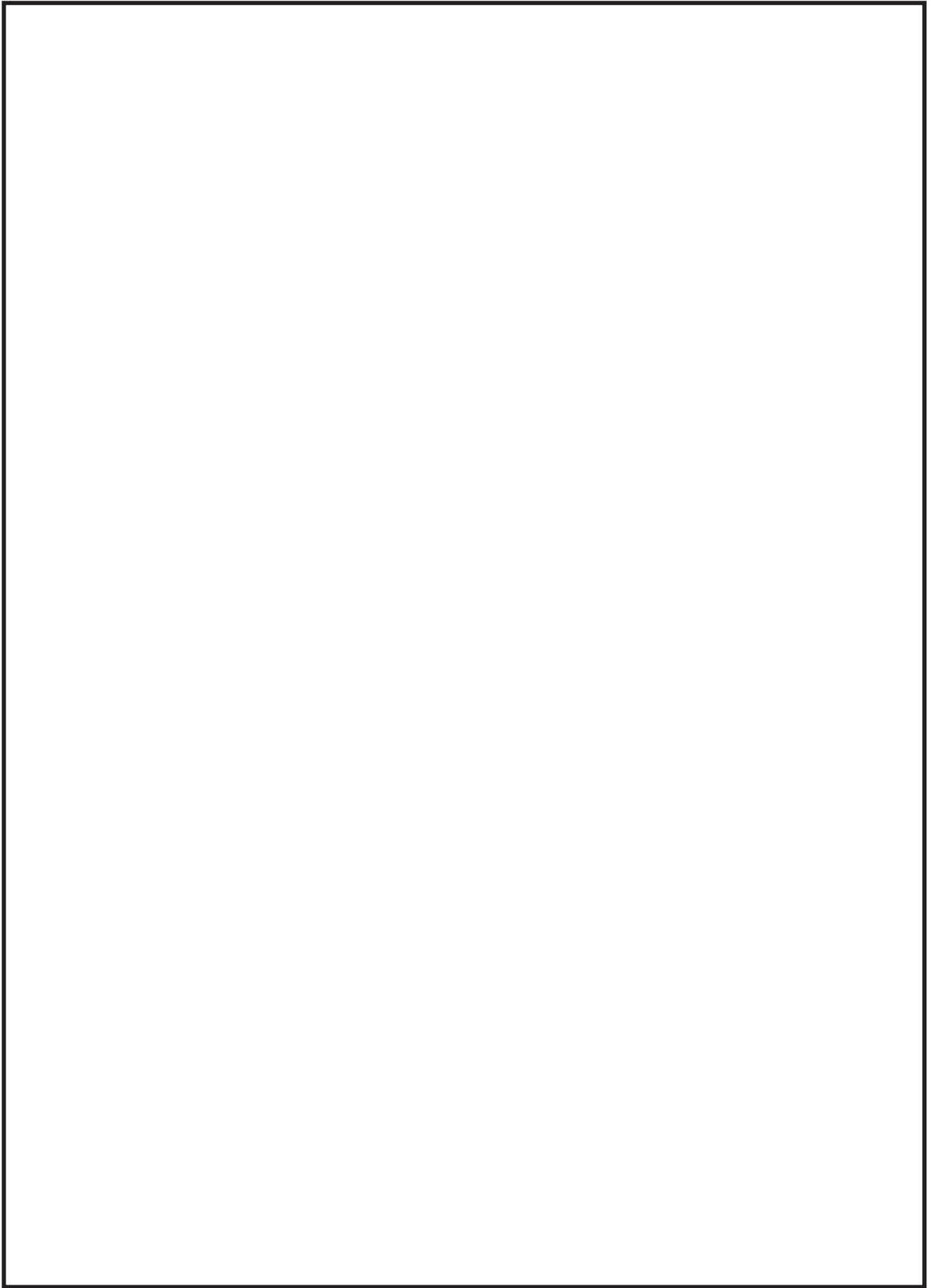


図 48-5 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

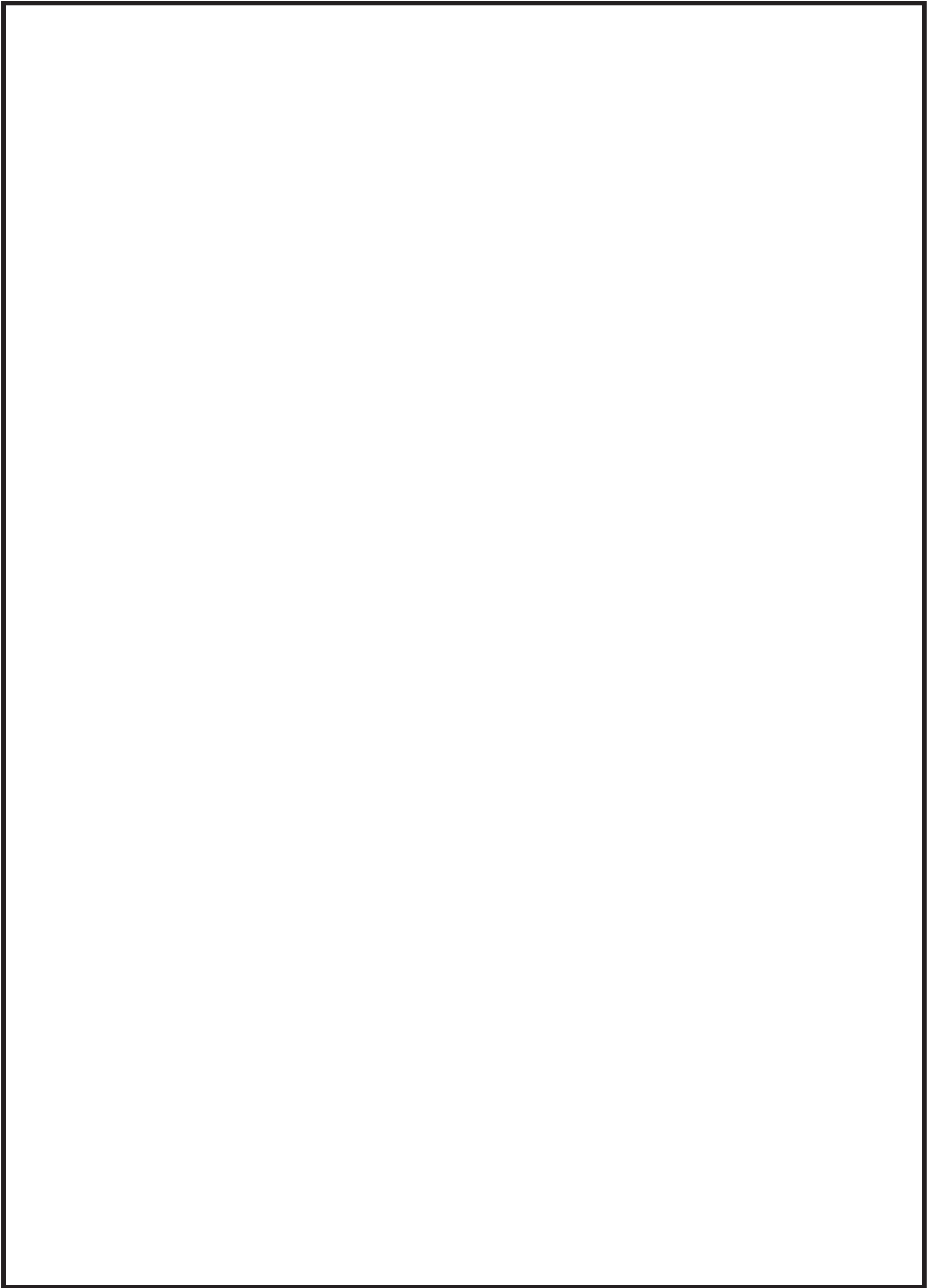


図 48-6 2号炉原子炉建屋 

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)

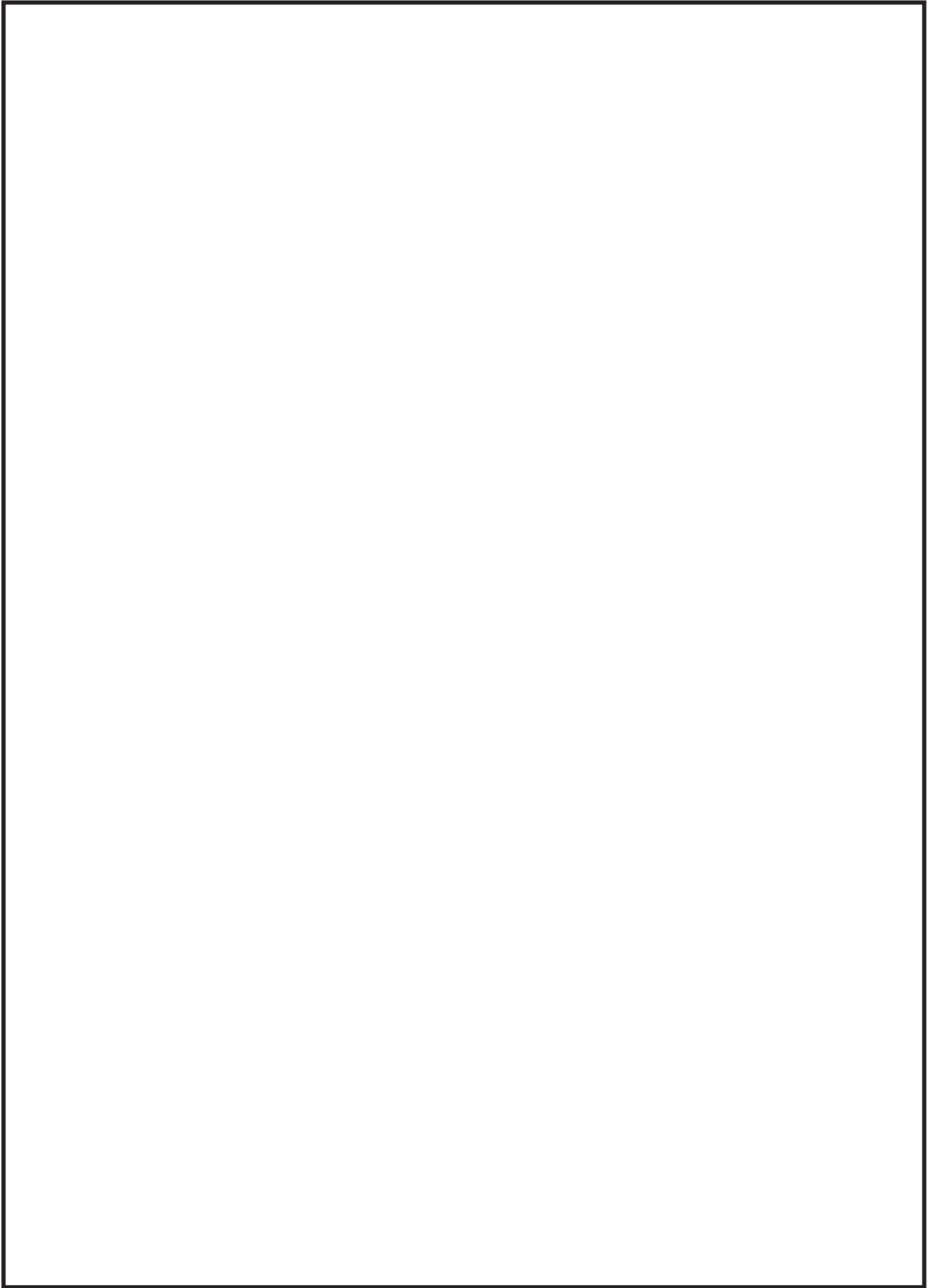


図 48-7 2号炉原子炉建屋 

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)

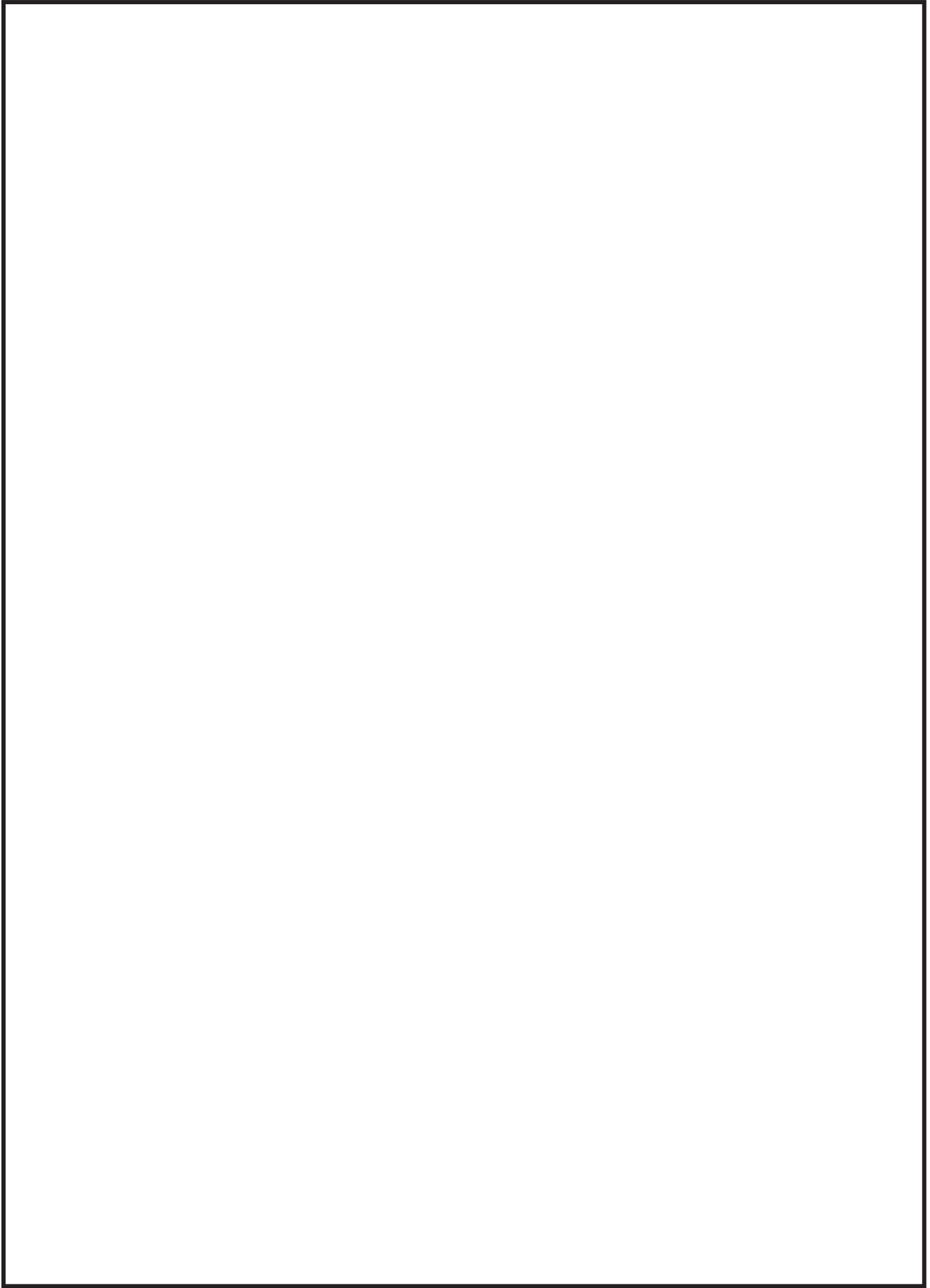


図 48-8 2号炉原子炉建屋

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)

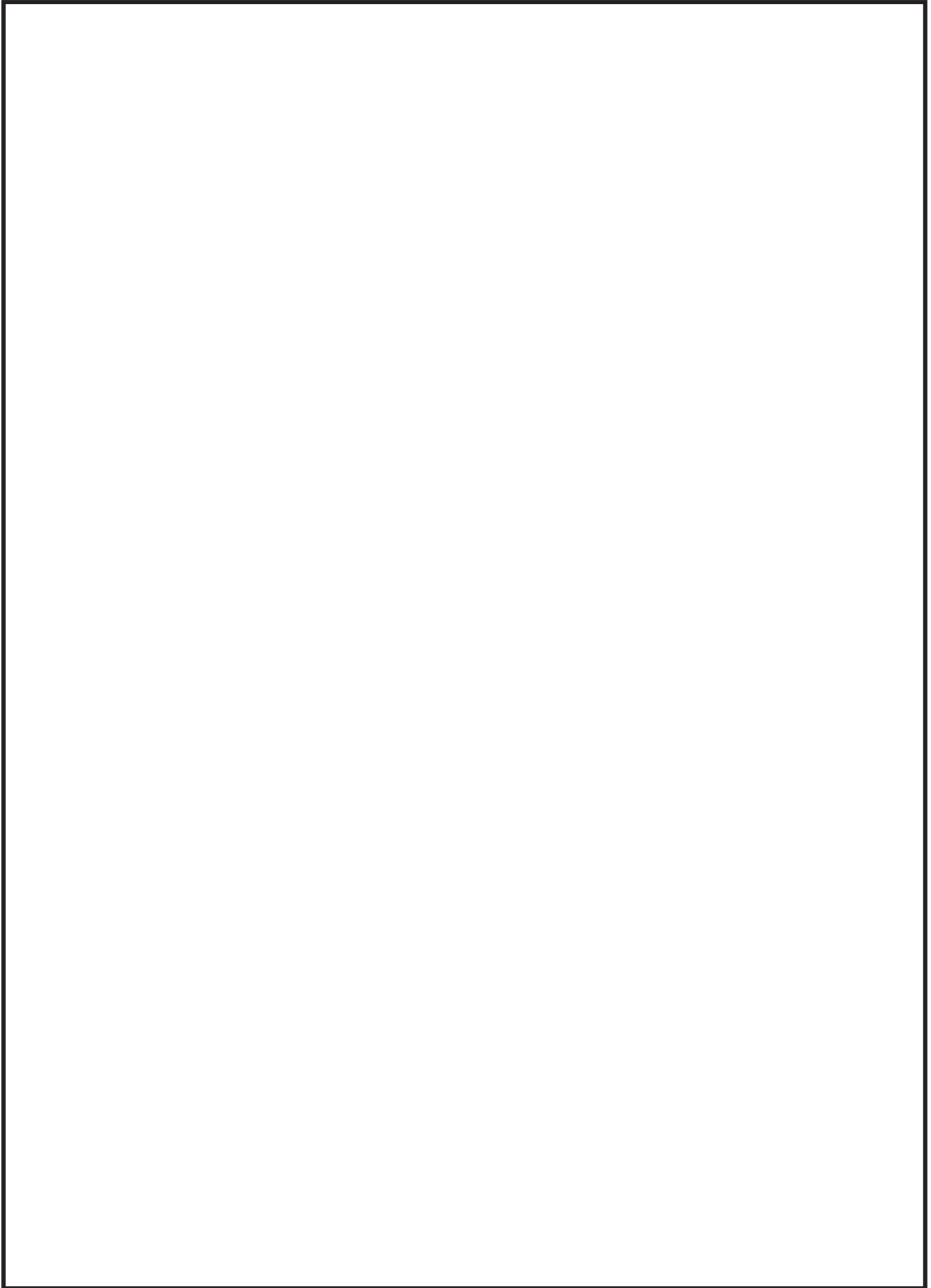


図 48-9 2号炉原子炉建屋

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)

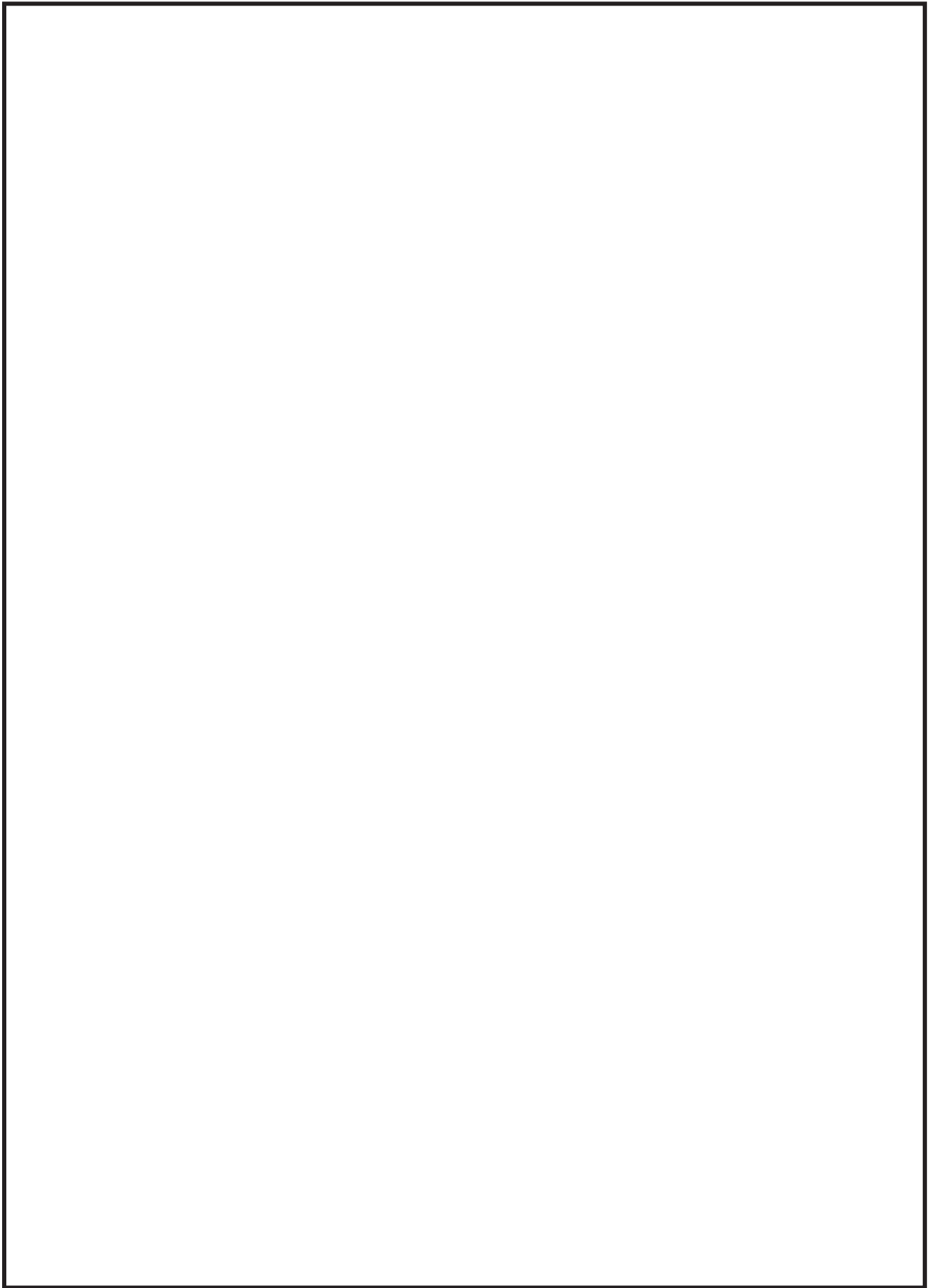


図 48-10 2号炉原子炉建屋

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)

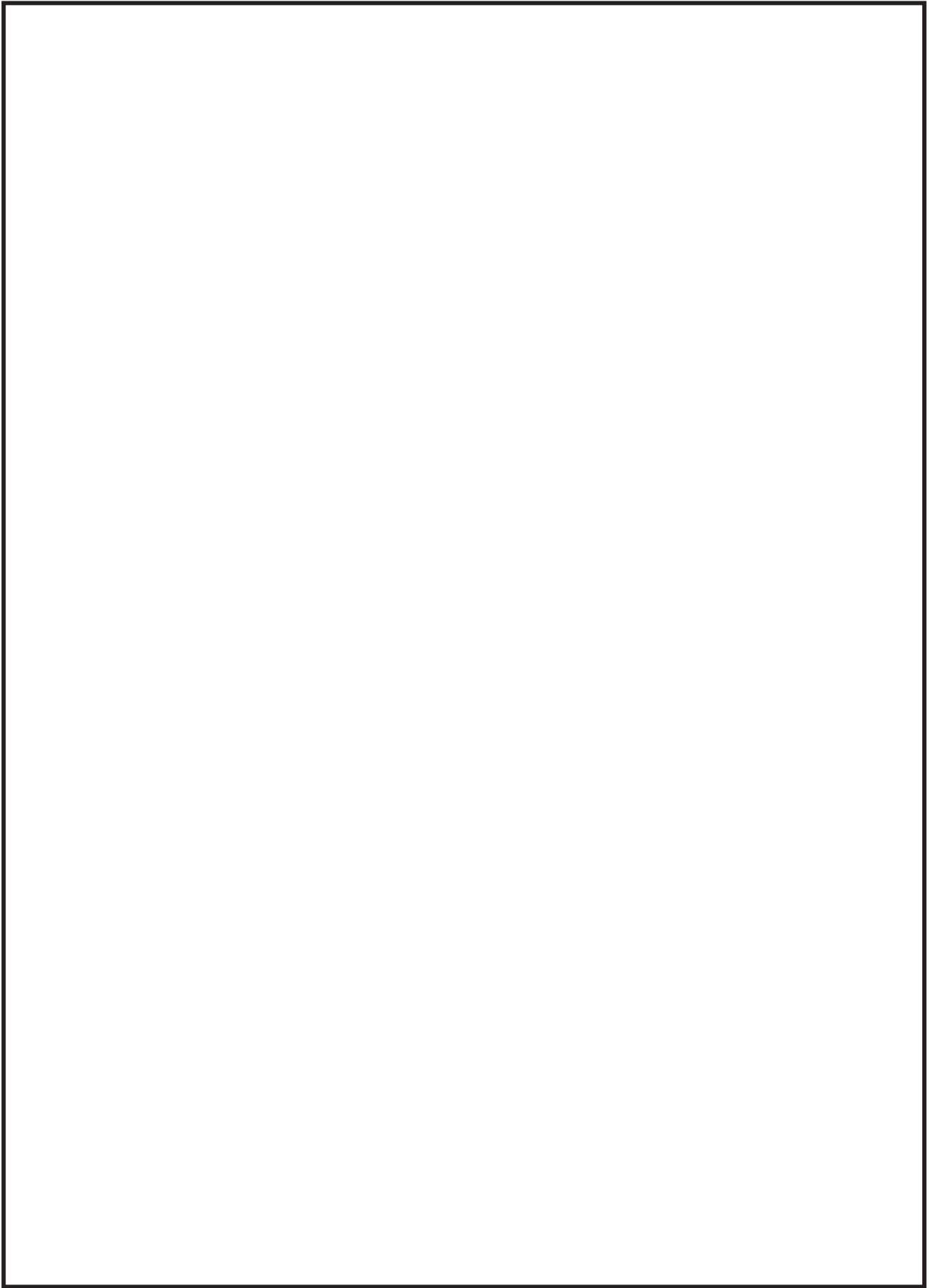


図 48-11 2号炉原子炉建屋



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)

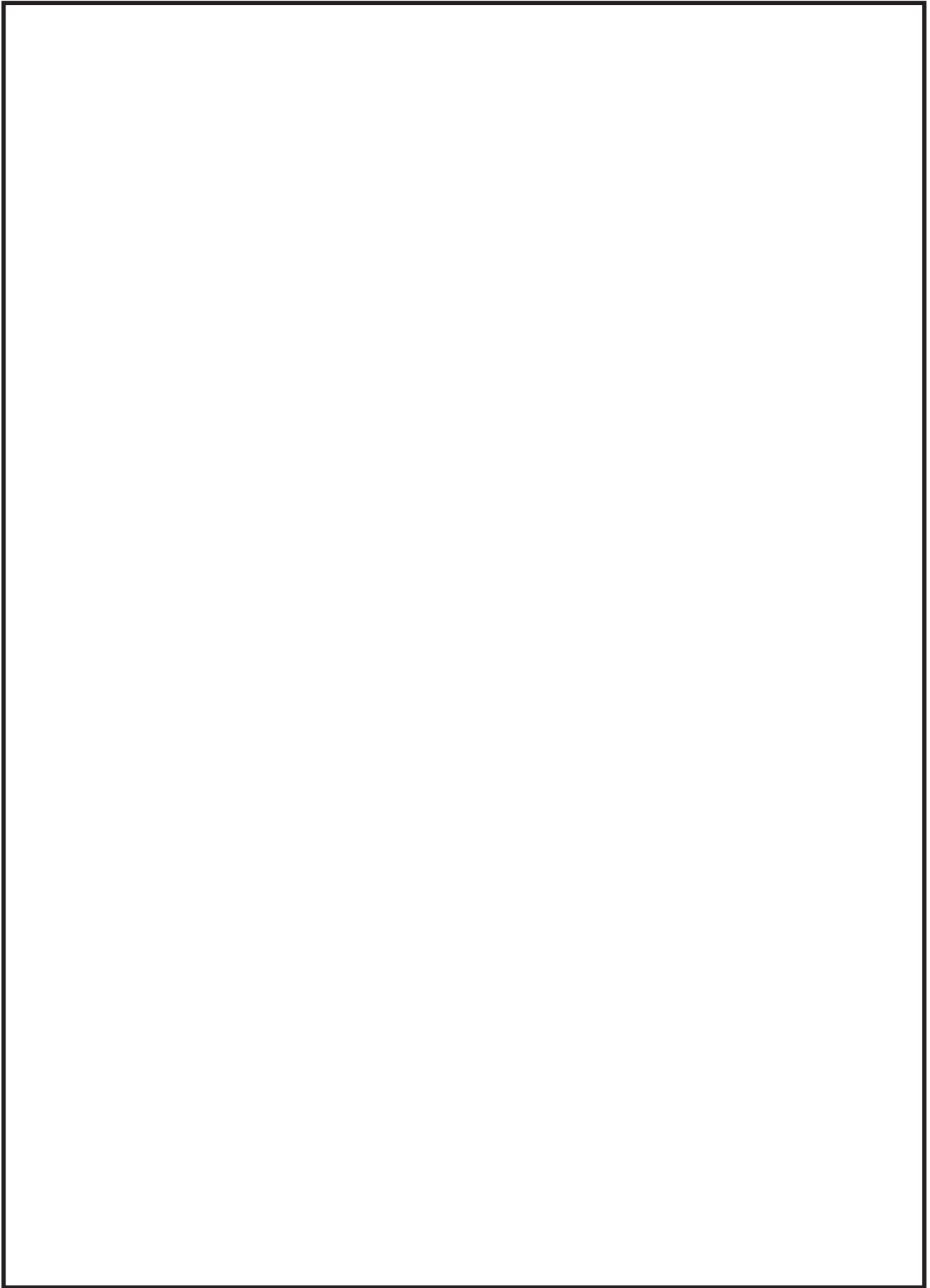


図 48-12 2号炉原子炉建屋



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)

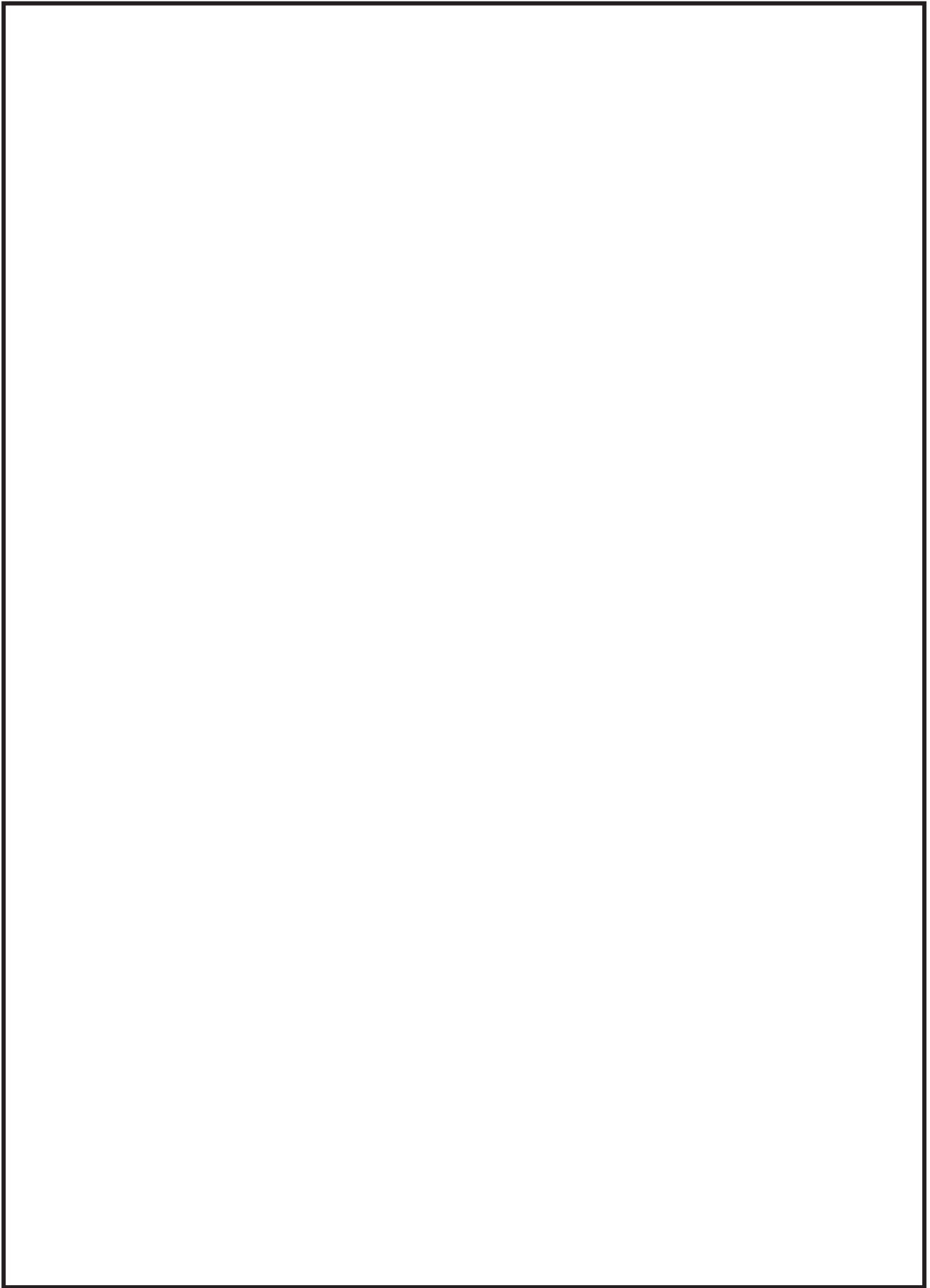


図 48-13 2号炉原子炉建屋

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)

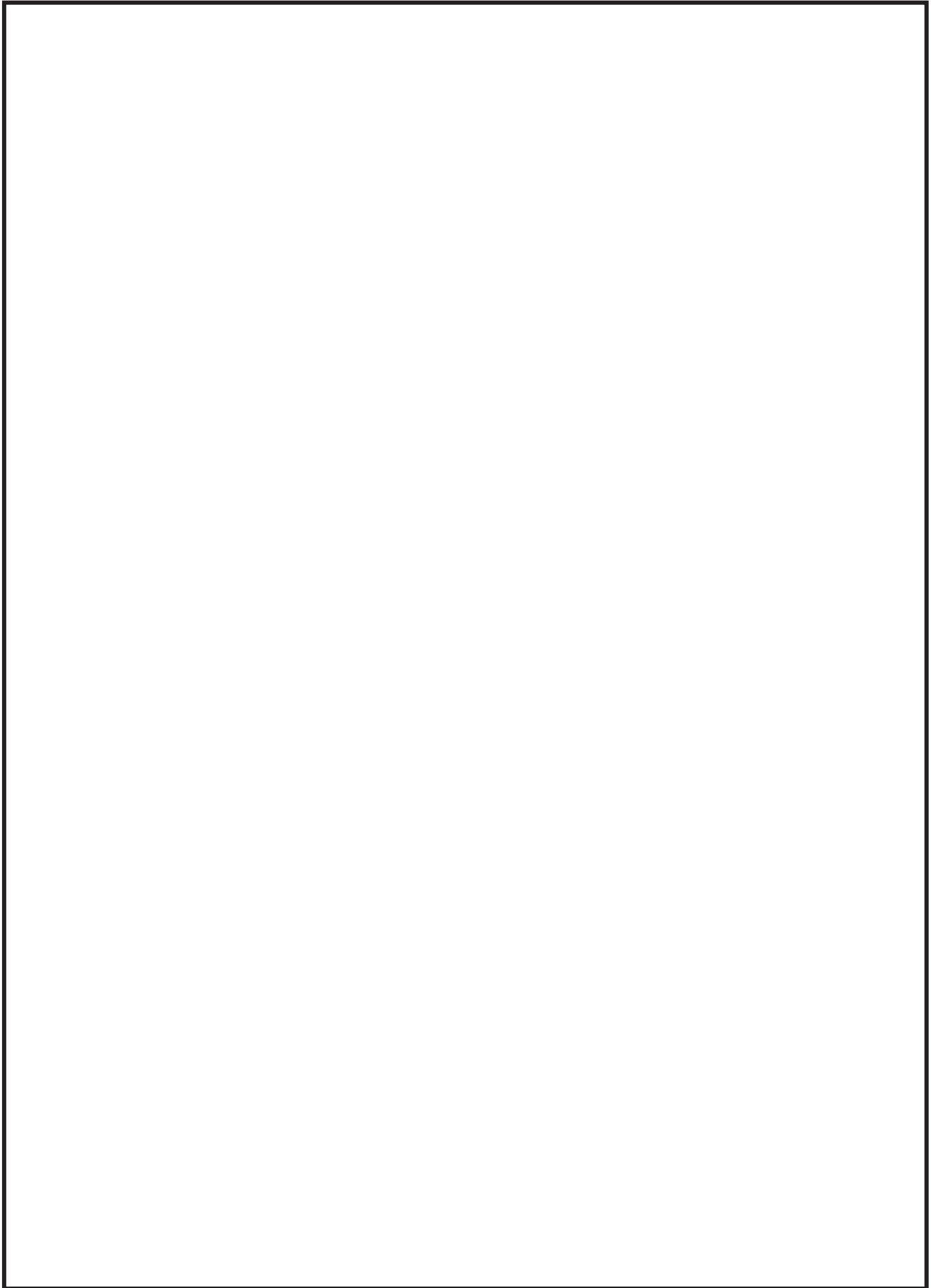


図 48-14 2号炉原子炉建屋



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)

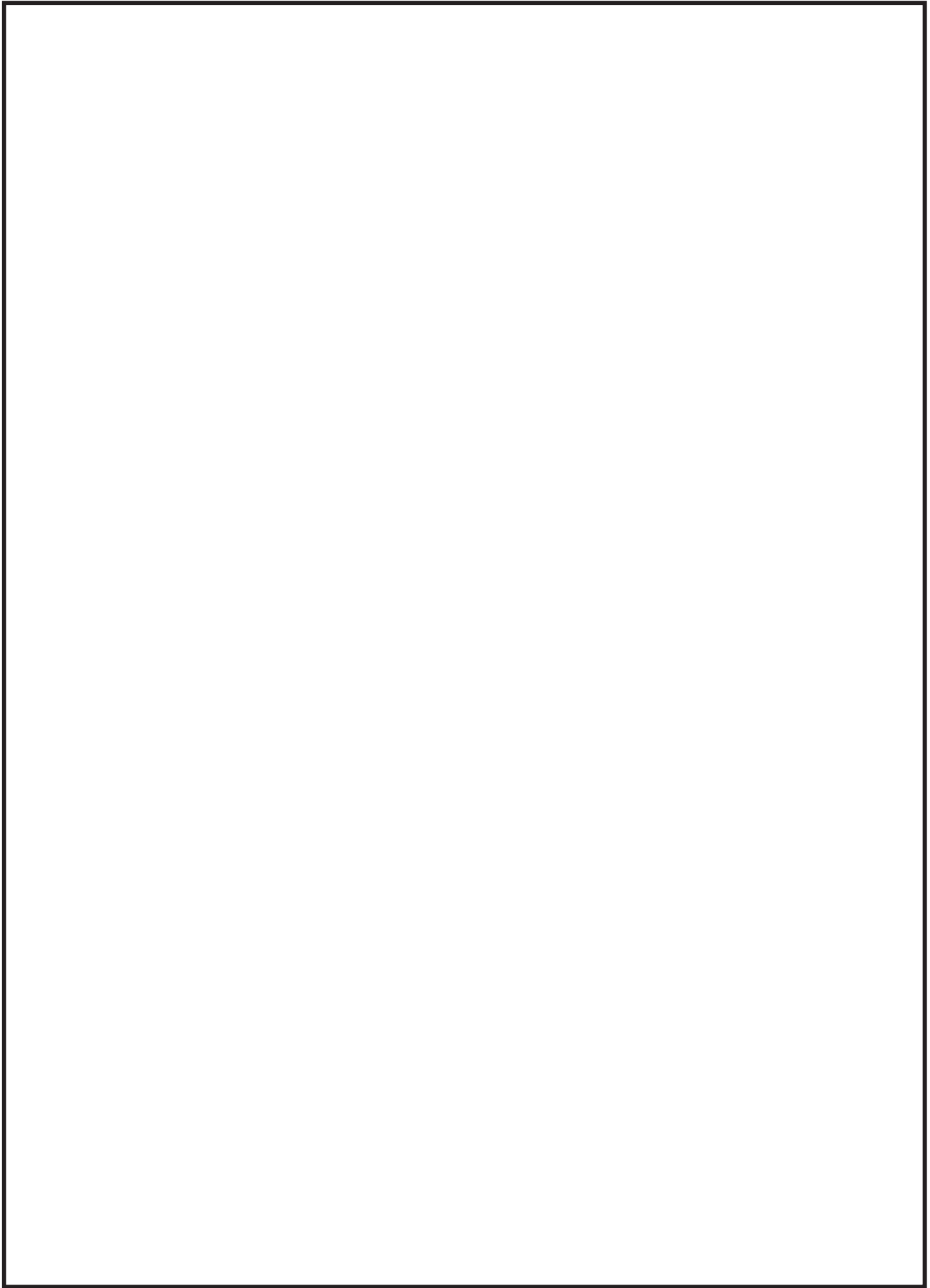


図 48-15 2号炉原子炉建屋



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)

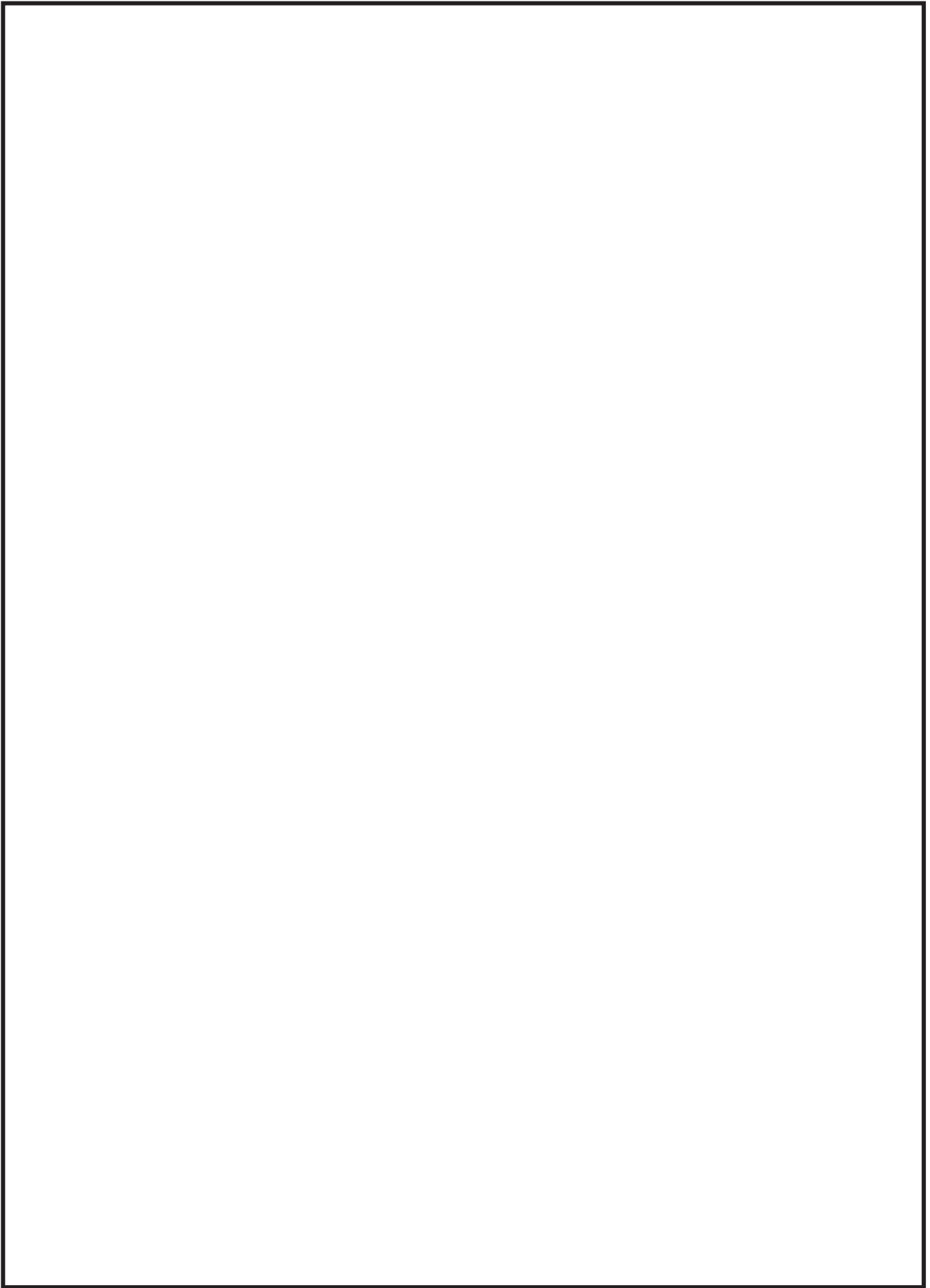


図 48-16 2号炉原子炉建屋



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)

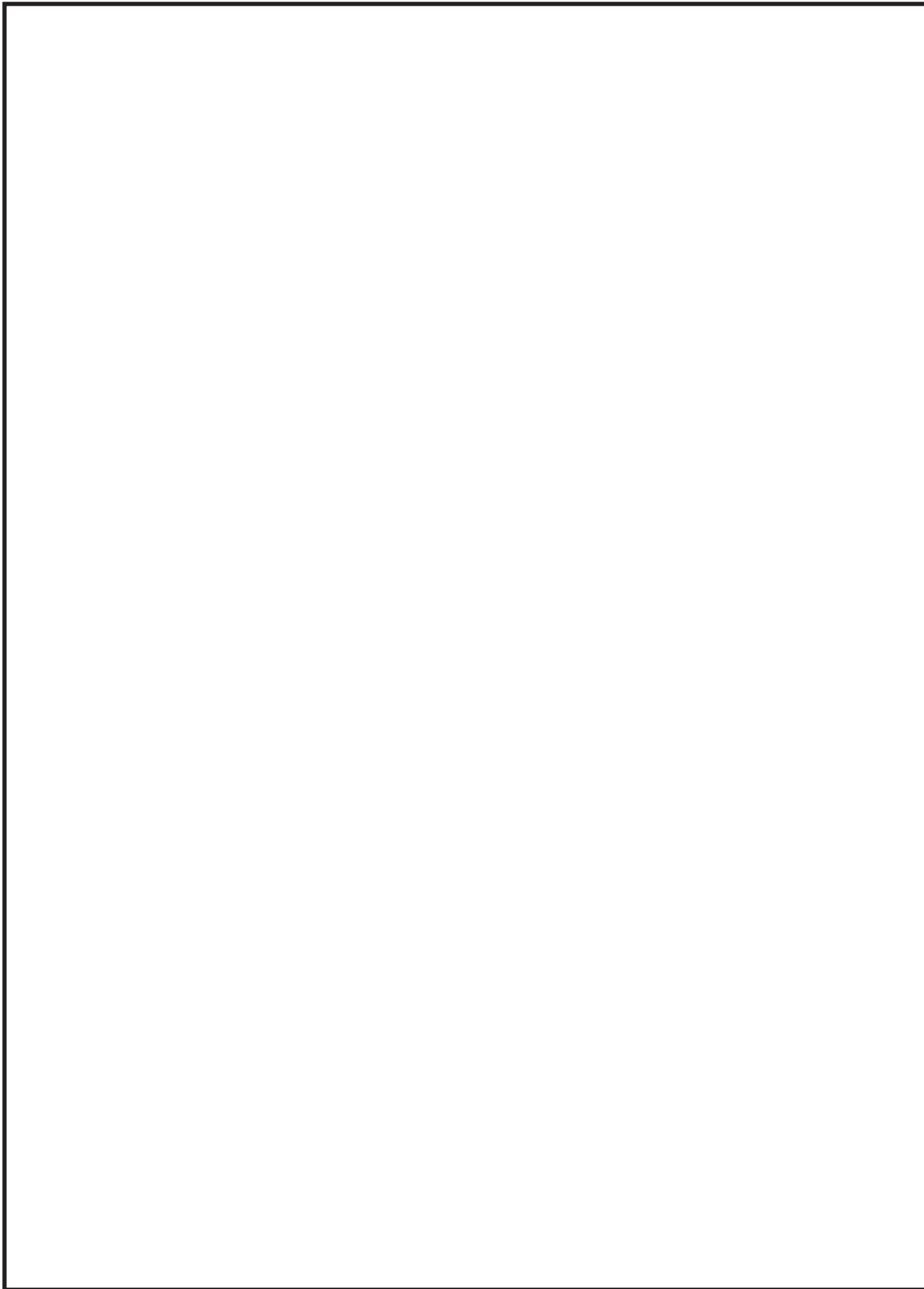


図 48-17 2号炉原子炉建屋



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)

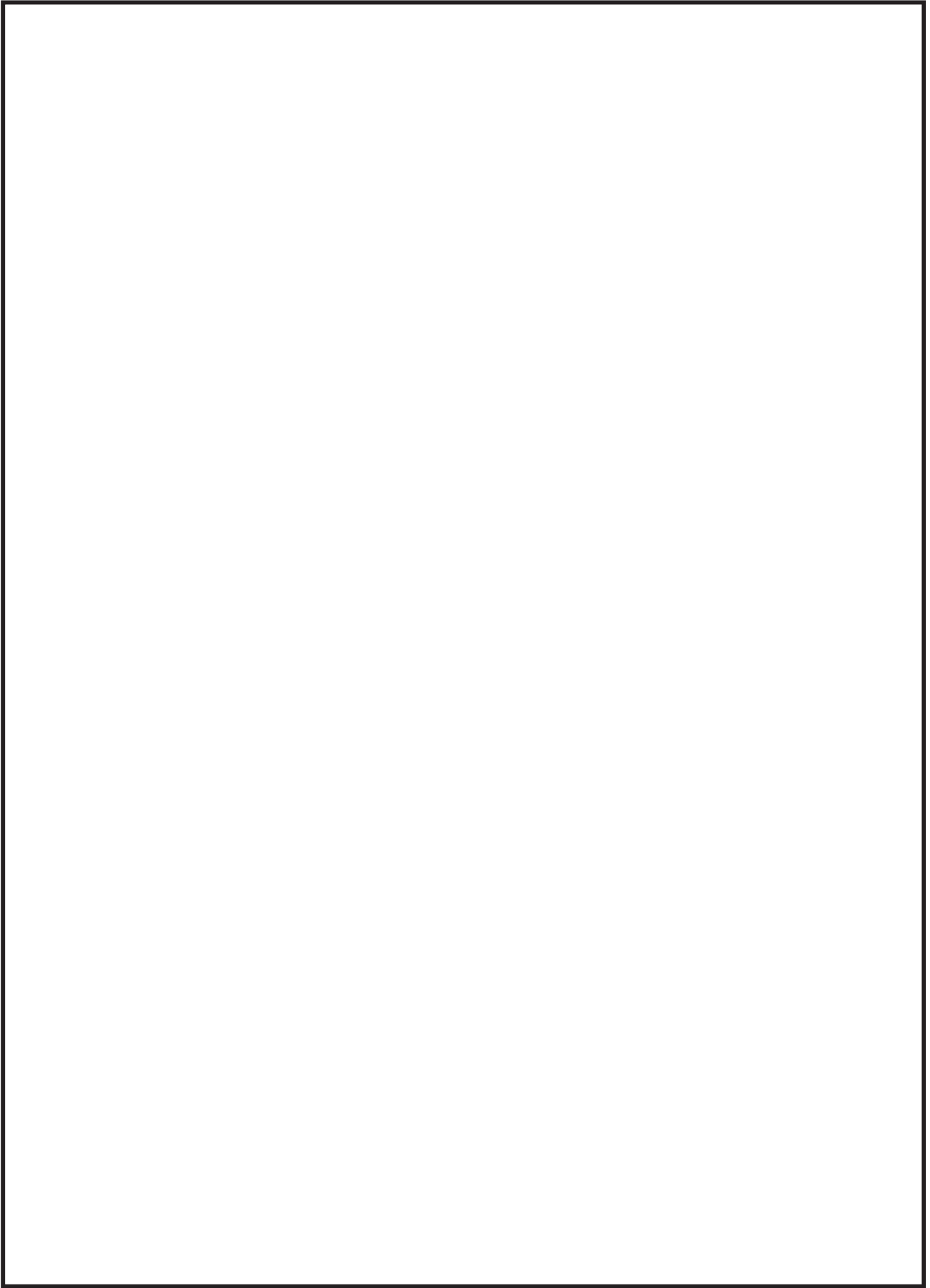


図 48-18 2号炉原子炉建屋

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)

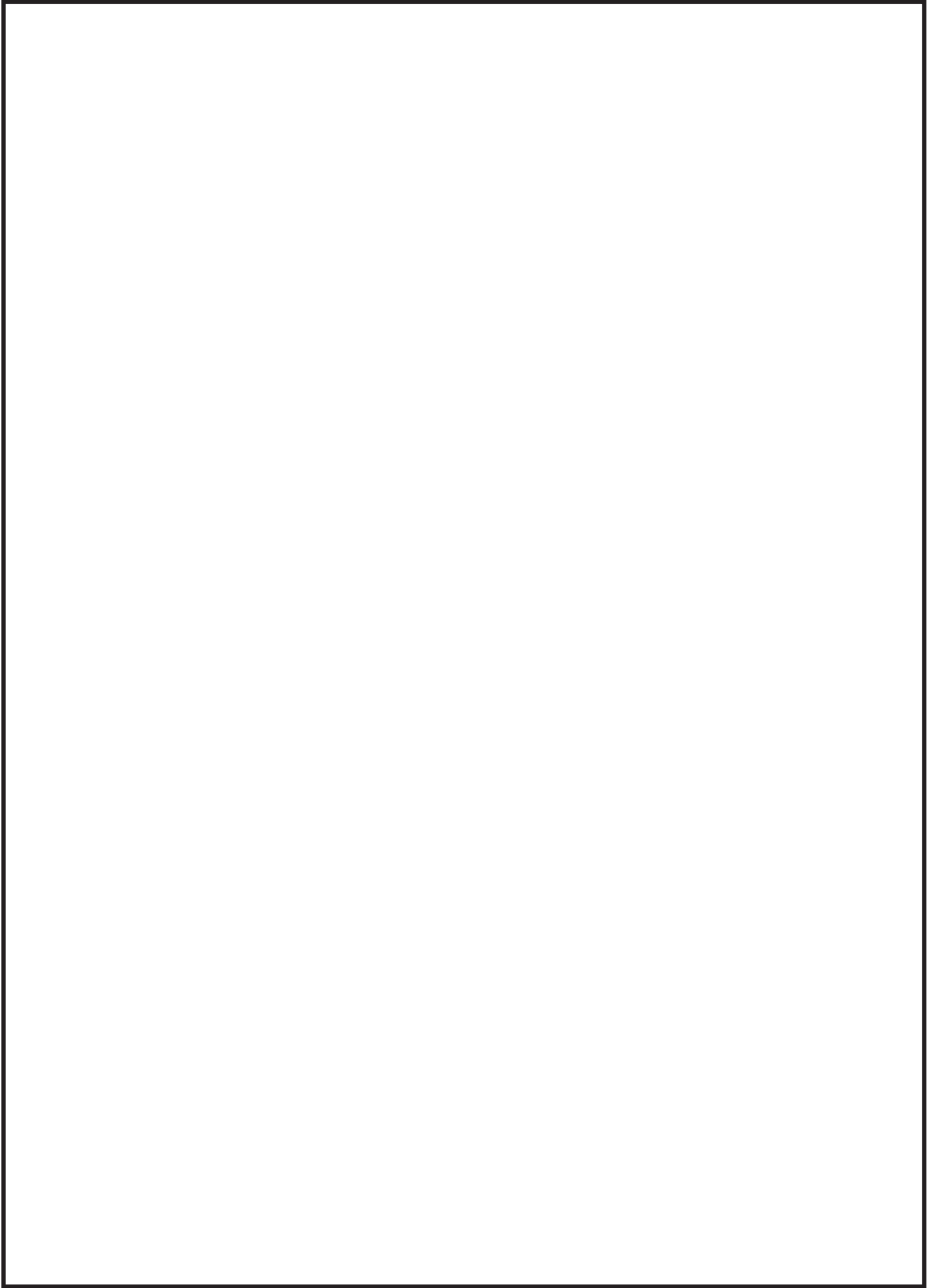


図 48-19 2号炉原子炉建屋



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)

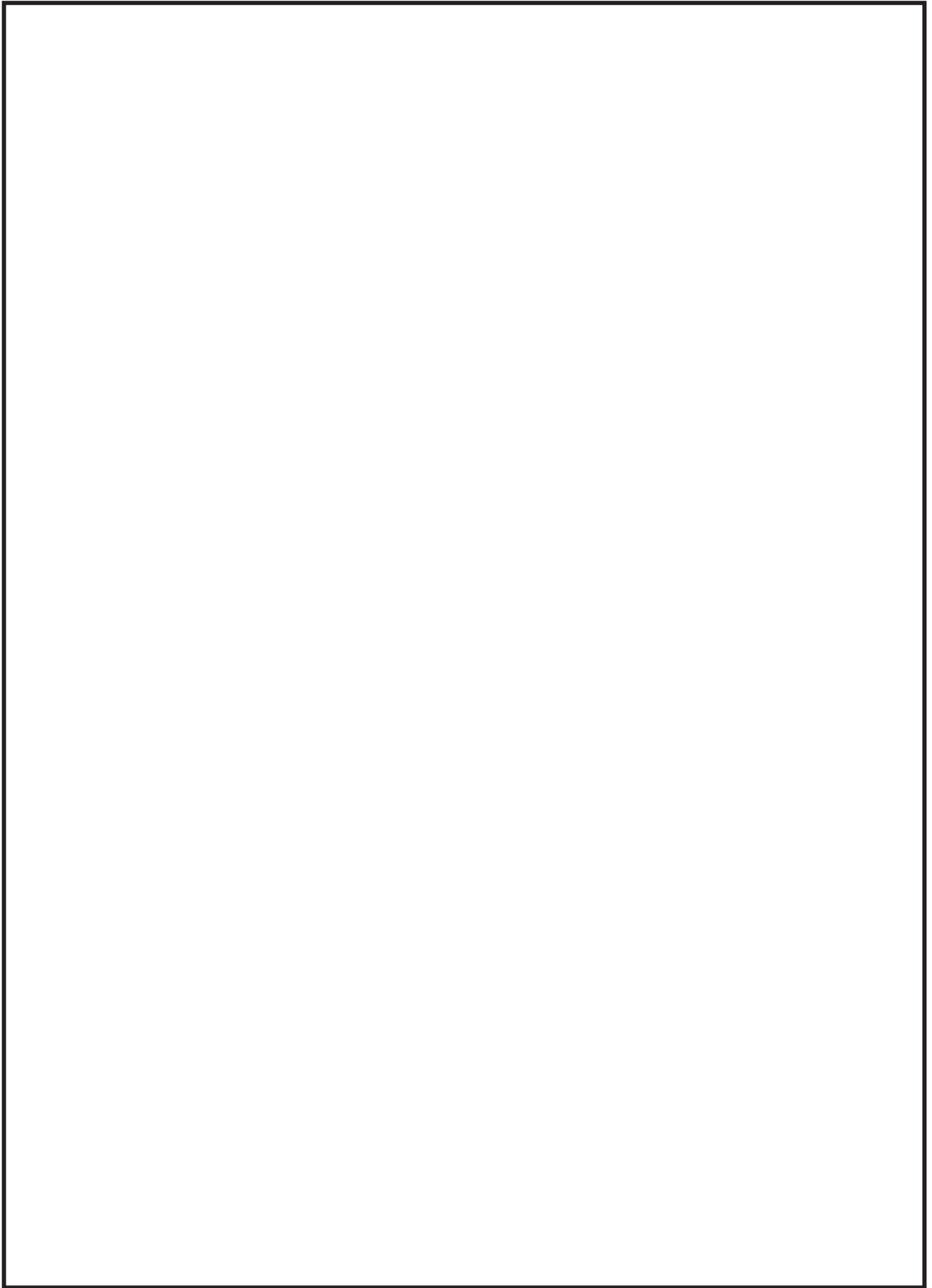


図 48-20 2号炉制御建屋 

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)

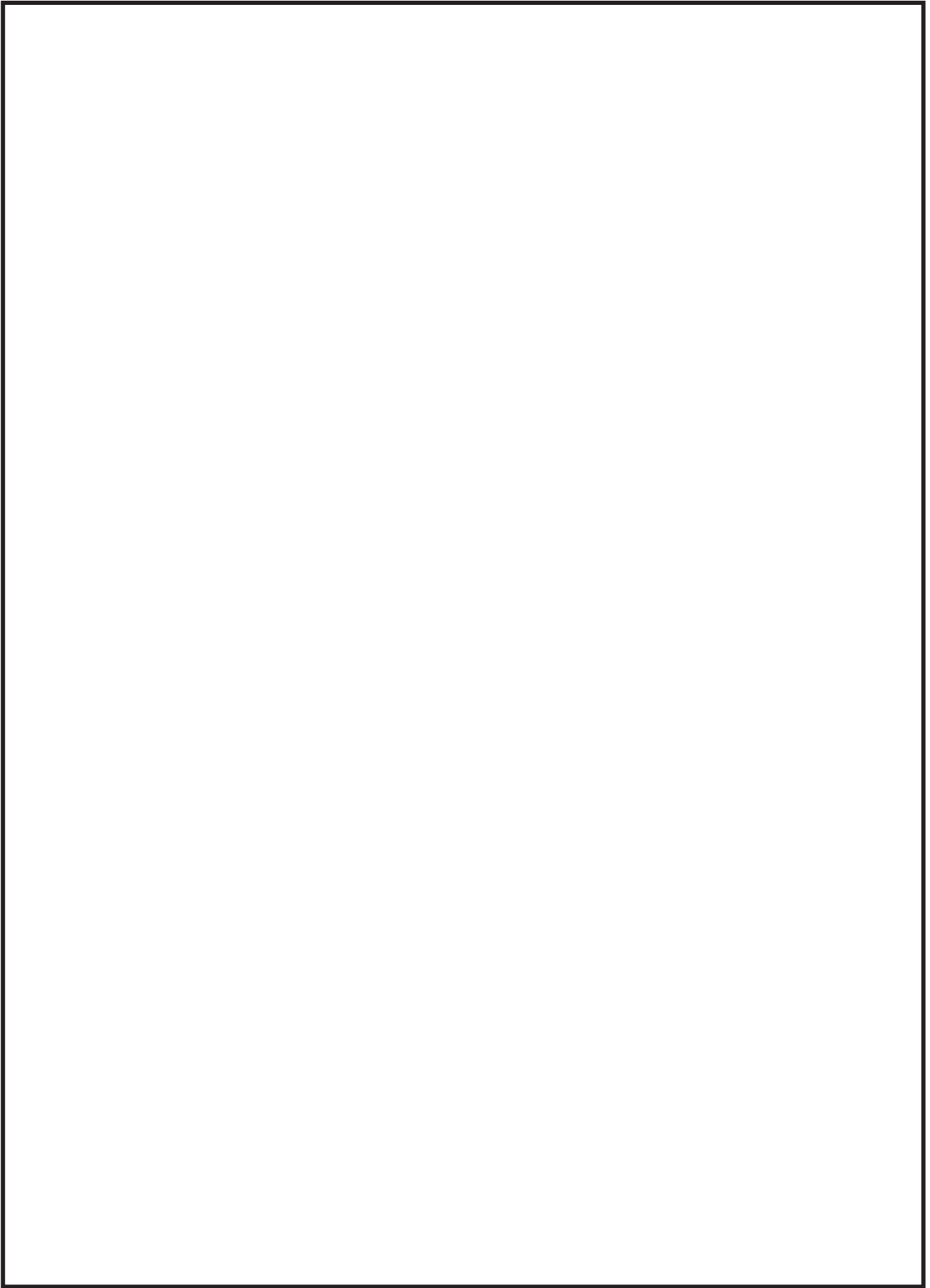


図 48-21 2号炉制御建屋



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)

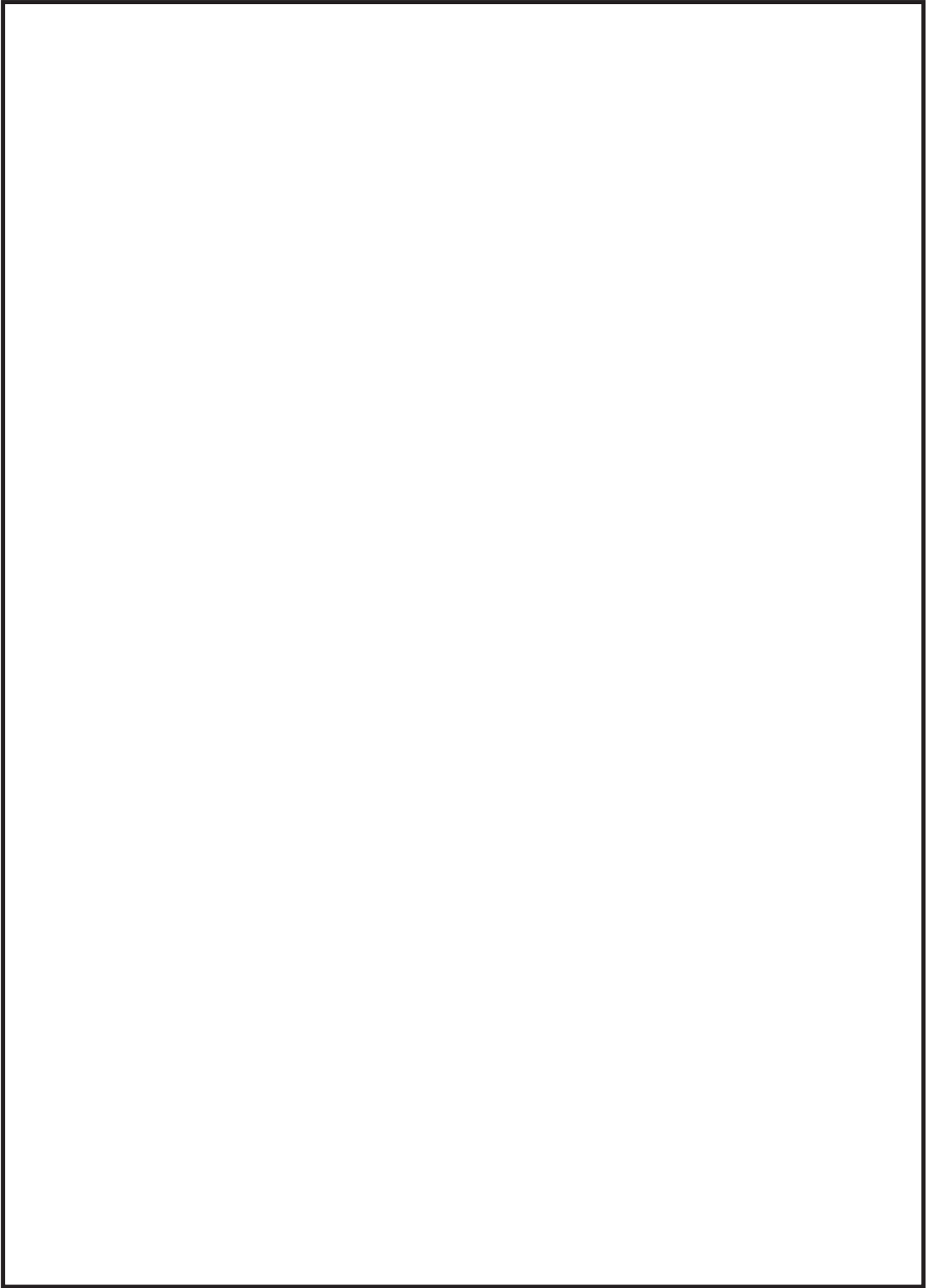


図 48-22 2号炉制御建屋



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)

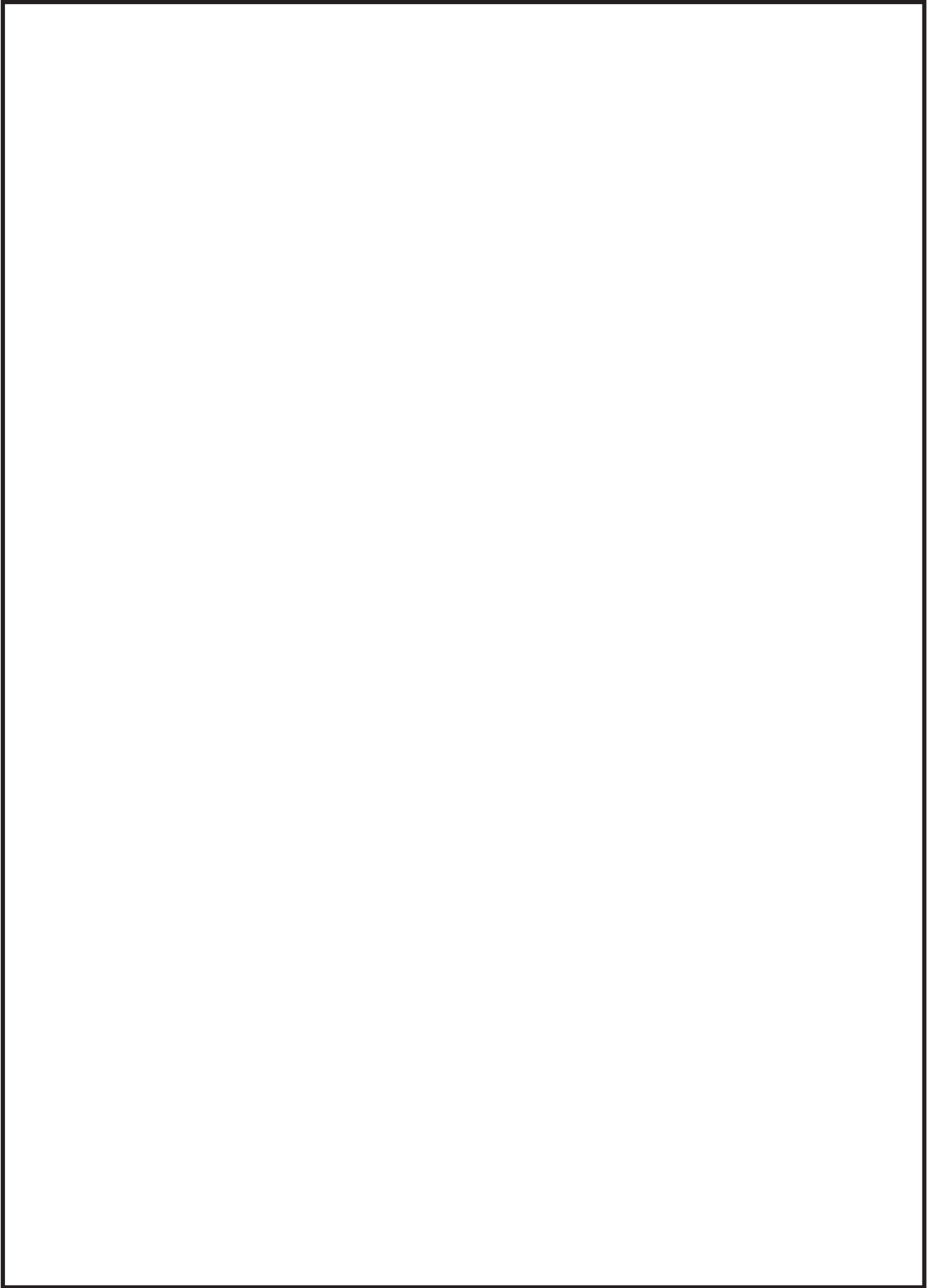


図 48-23 2号炉制御建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-23)

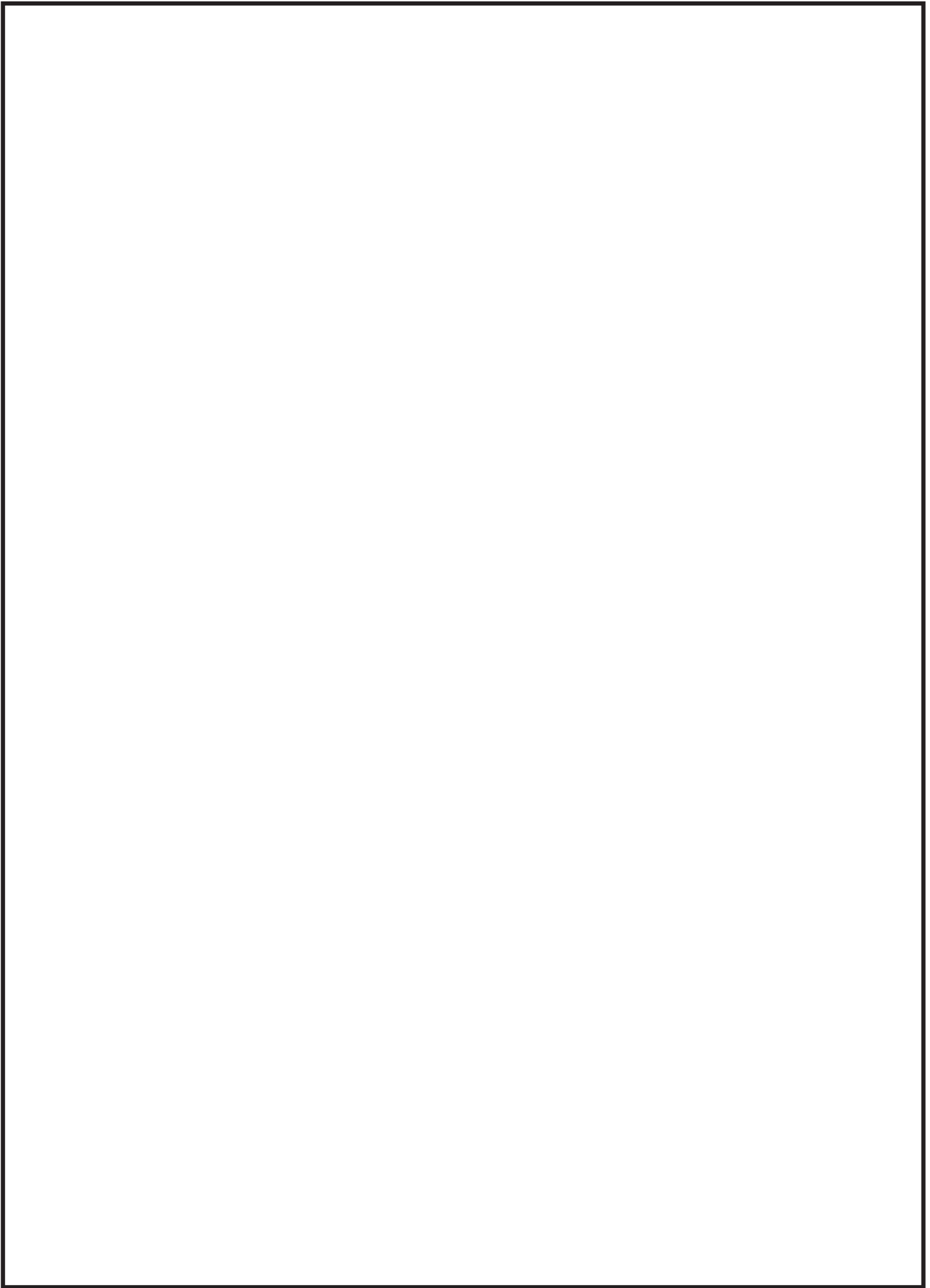


図 48-24 2号炉制御建屋 

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)

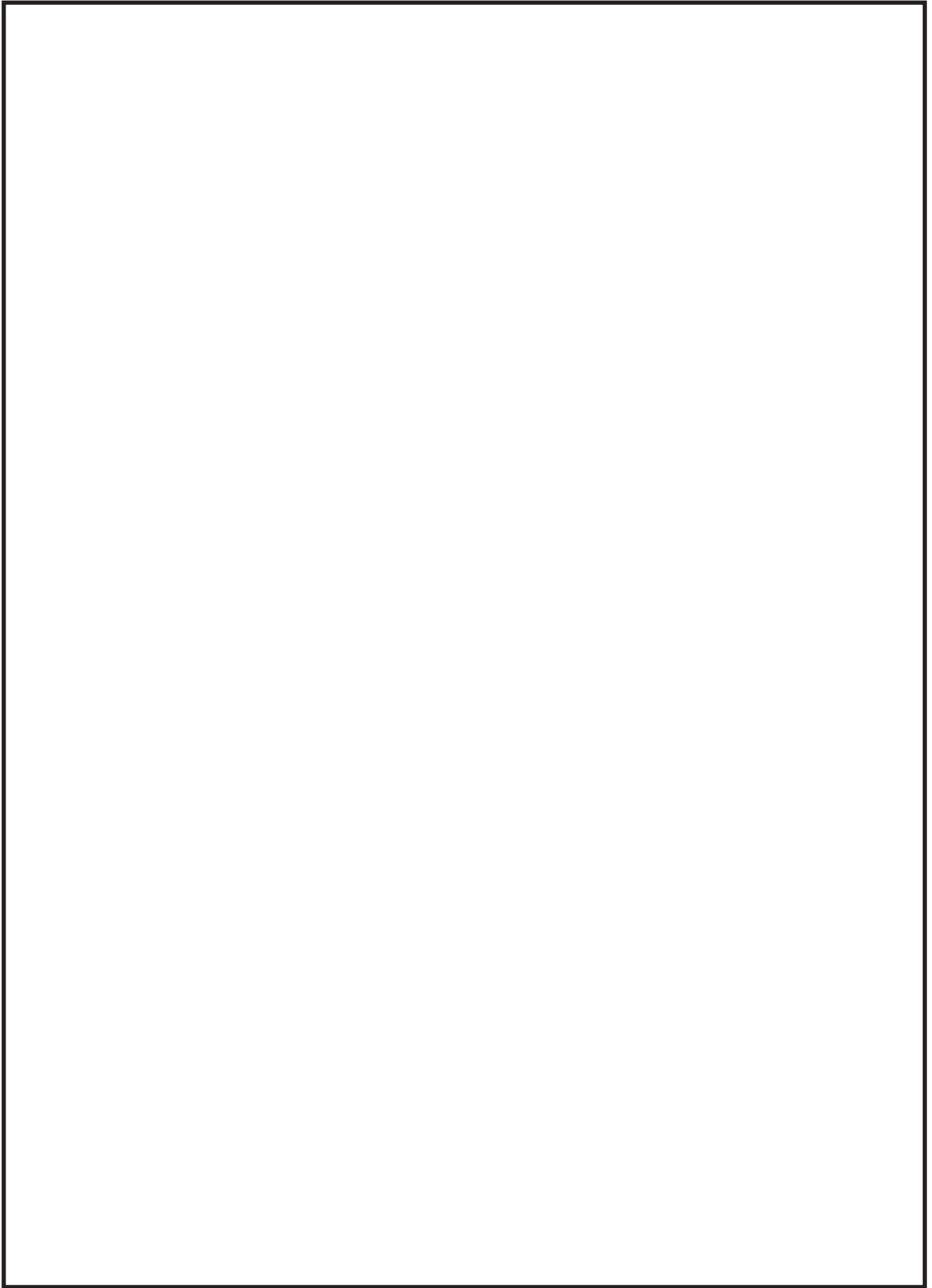


図 48-25 2号炉原子炉建屋

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)

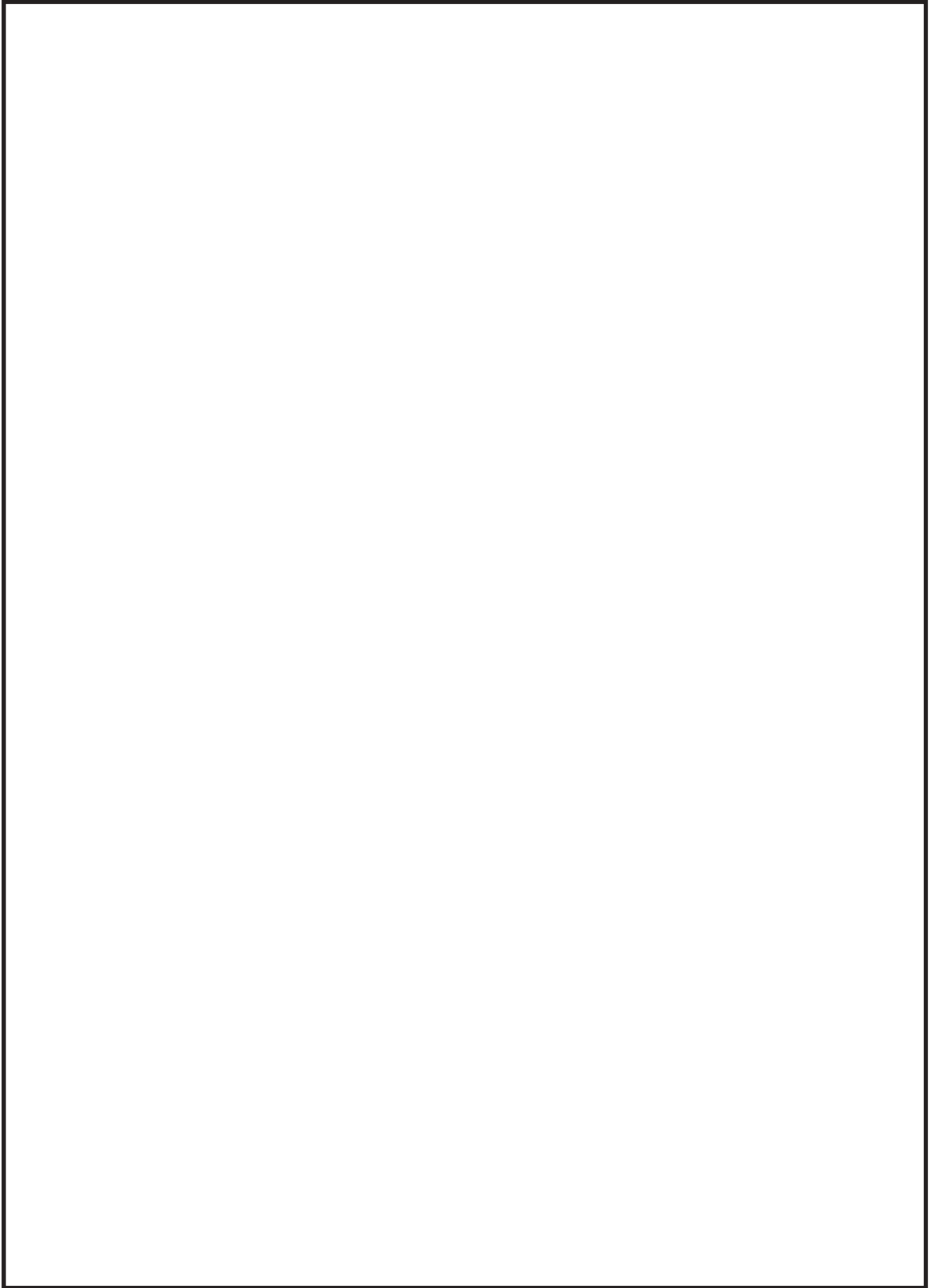


図 48-26 2号炉原子炉建屋



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)

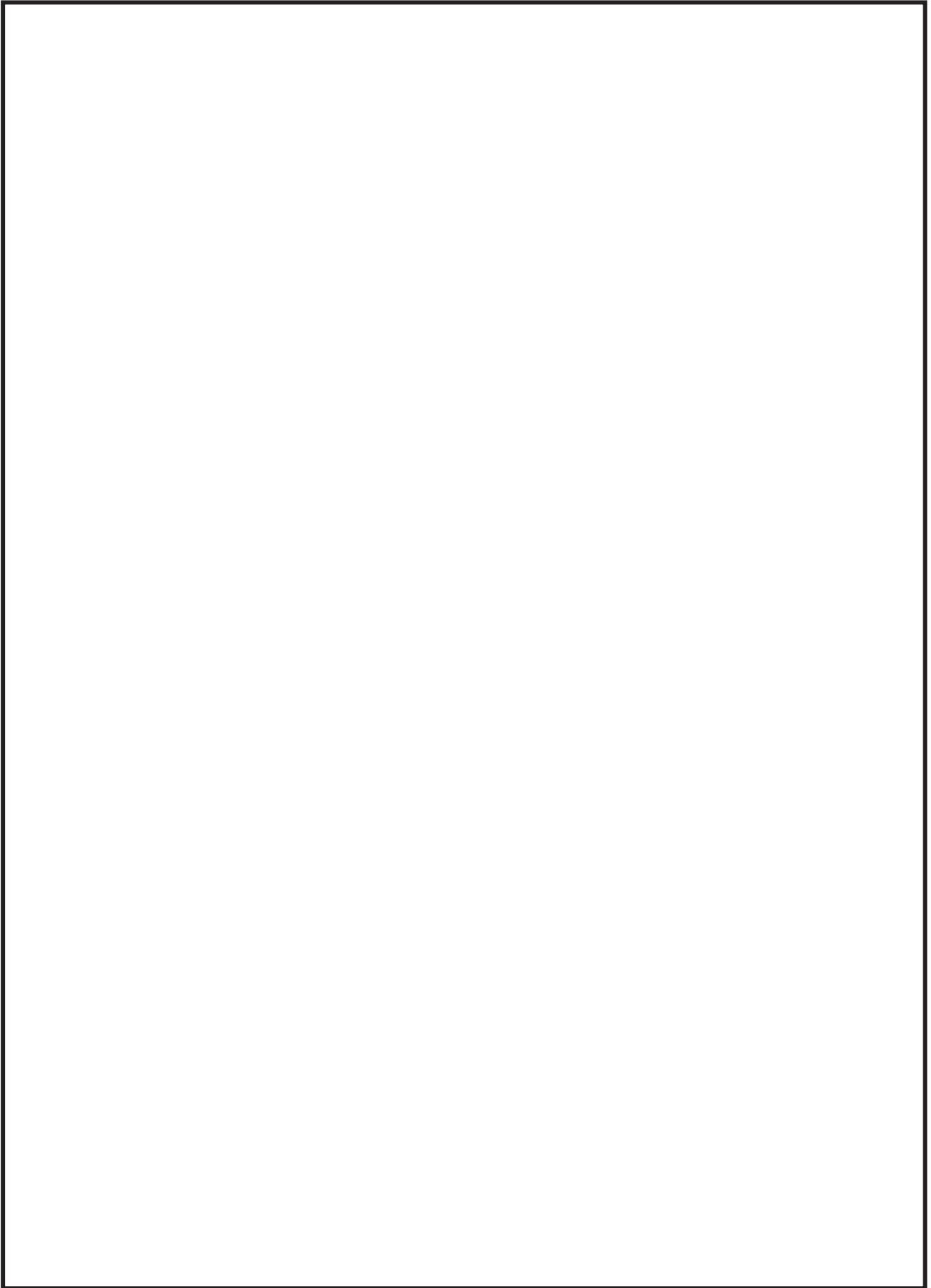



図 48-27 2号炉原子炉建屋 

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)

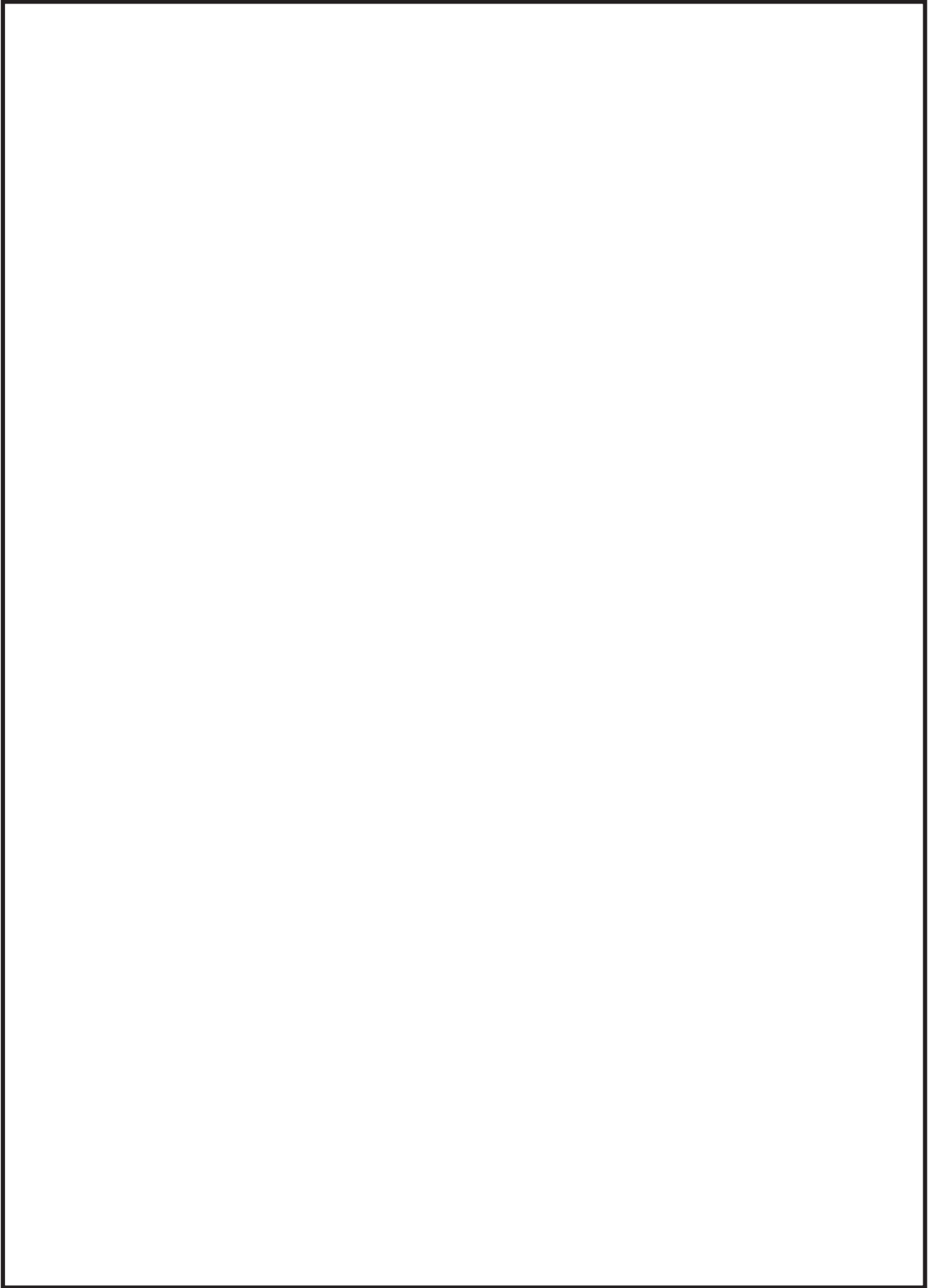


図 48-28 2号炉原子炉建屋



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)

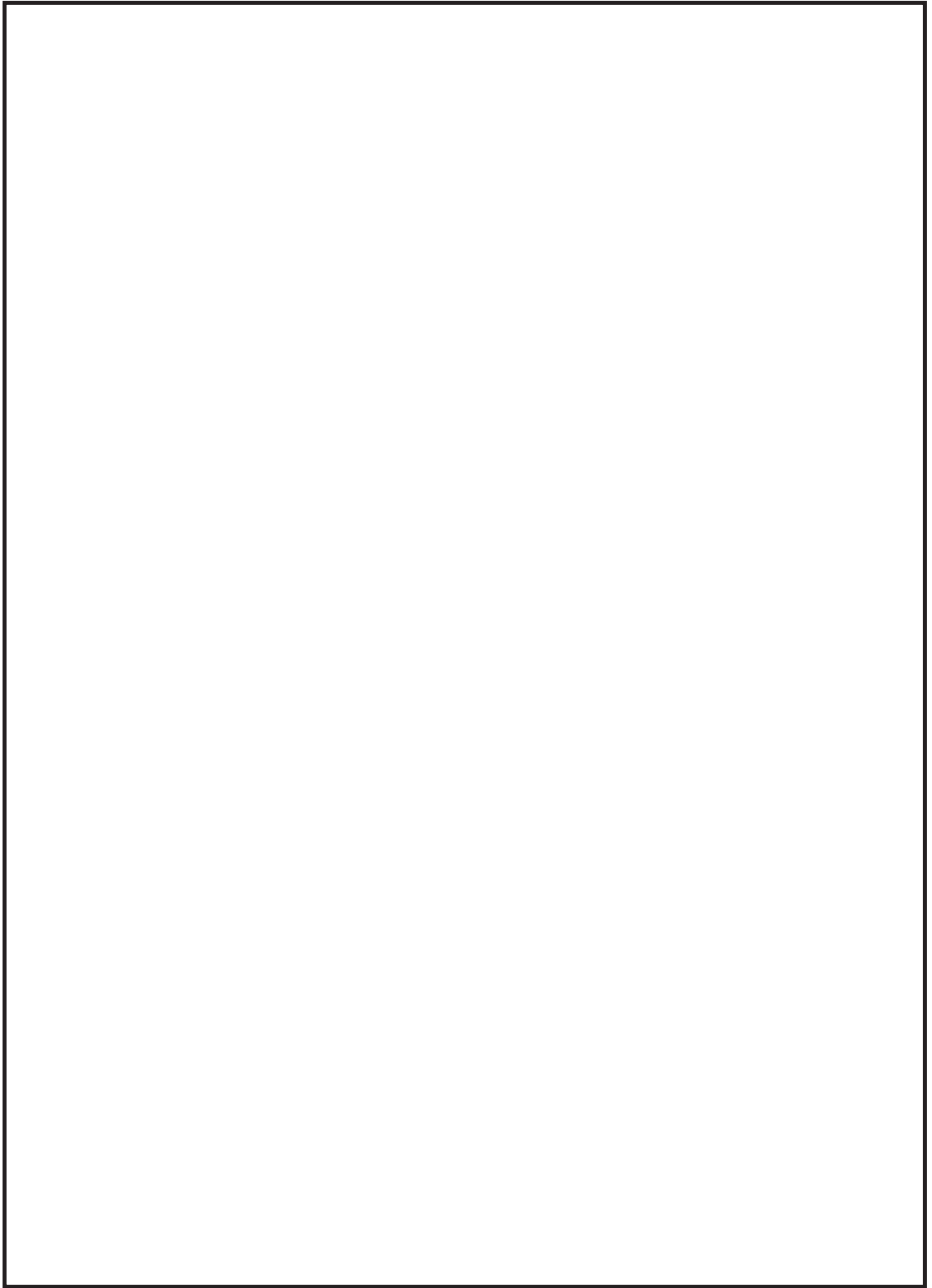


図 48-29 2号炉原子炉建屋 

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)

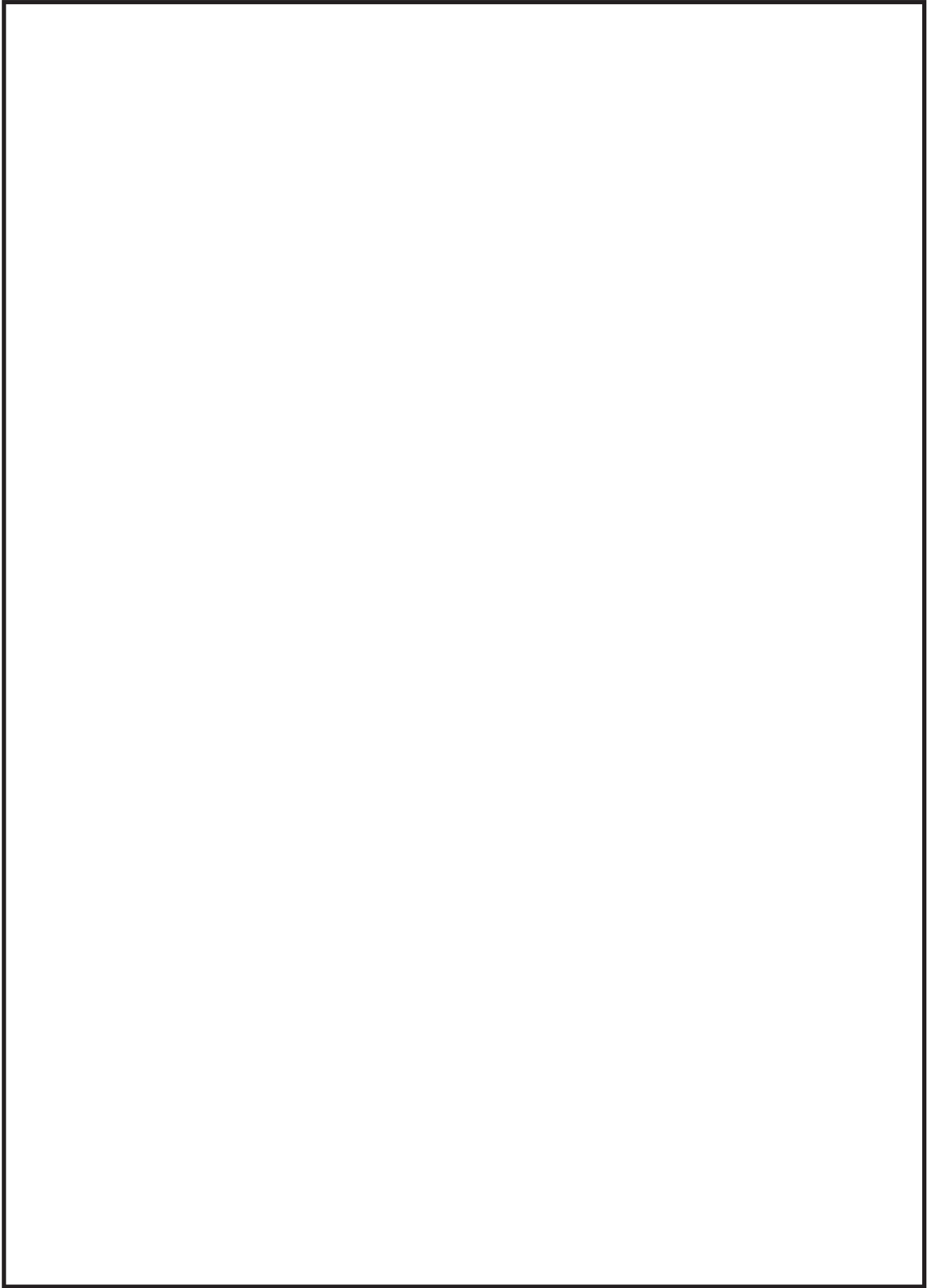


図 48-30 2号炉原子炉建屋



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)

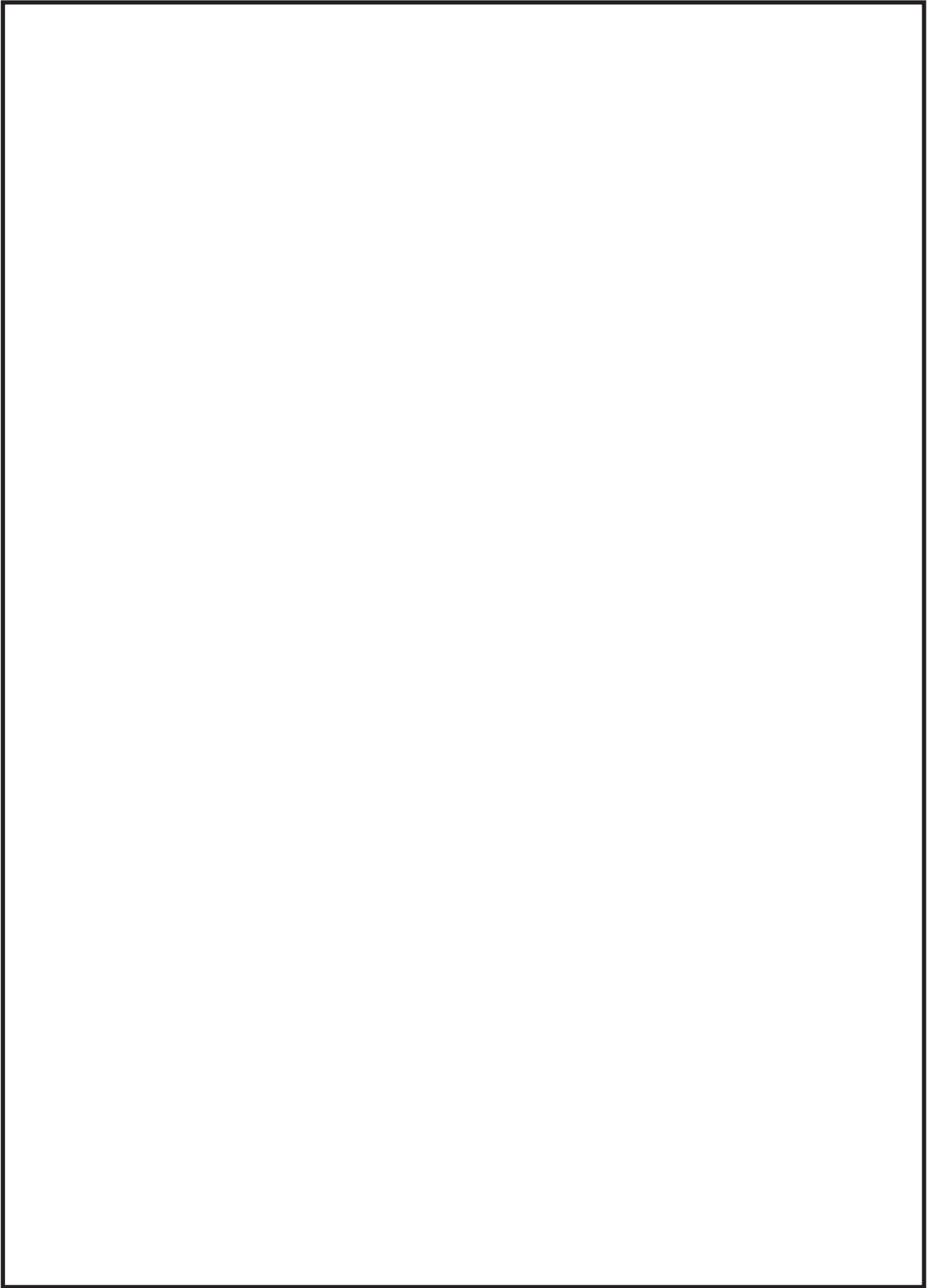



図 48-31 2号炉原子炉建屋 

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)

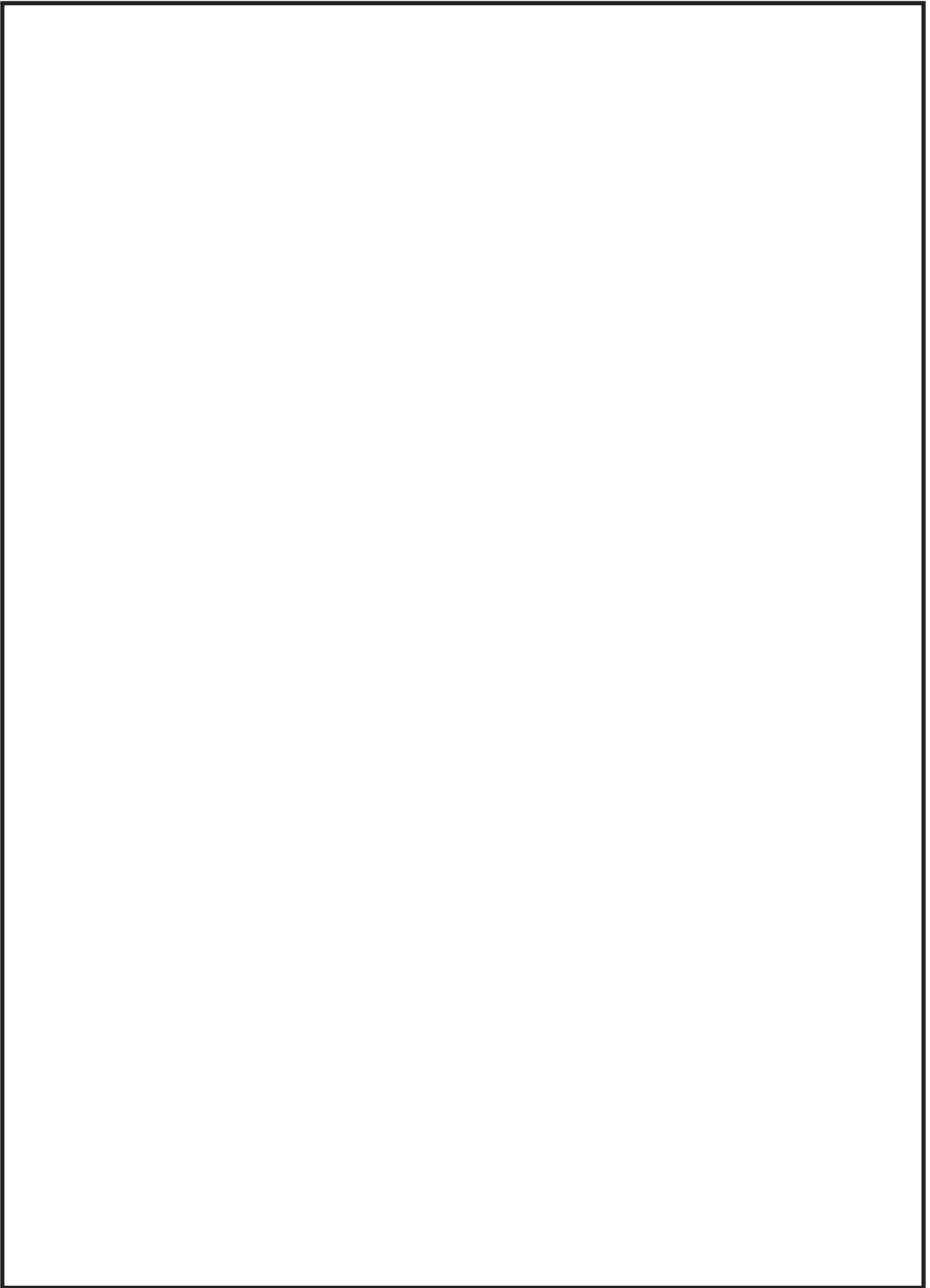


図 48-32 2号炉制御建屋



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)

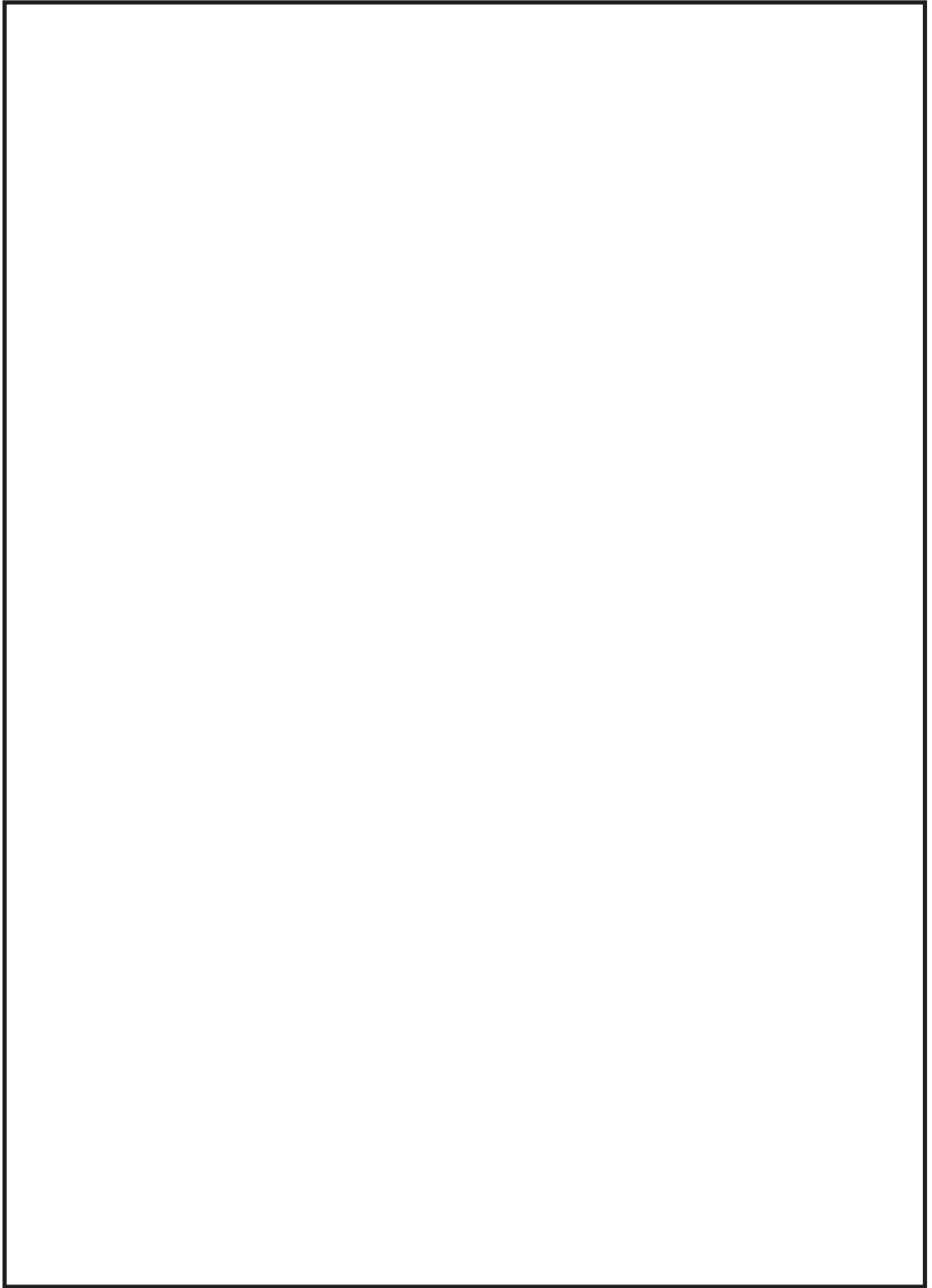


図 48-33 2号炉制御建屋

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)

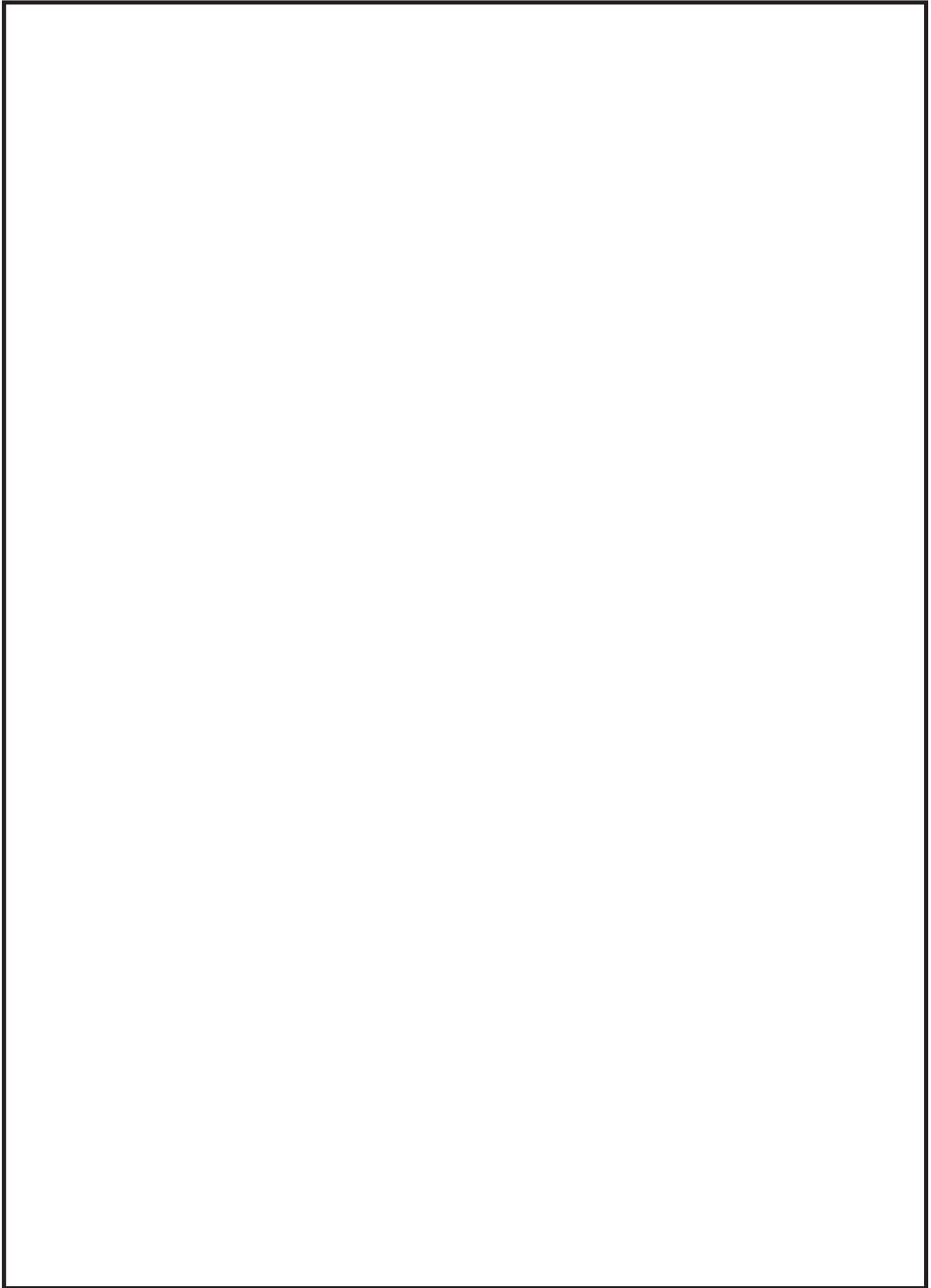


図 48-34 2号炉制御建屋 

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)

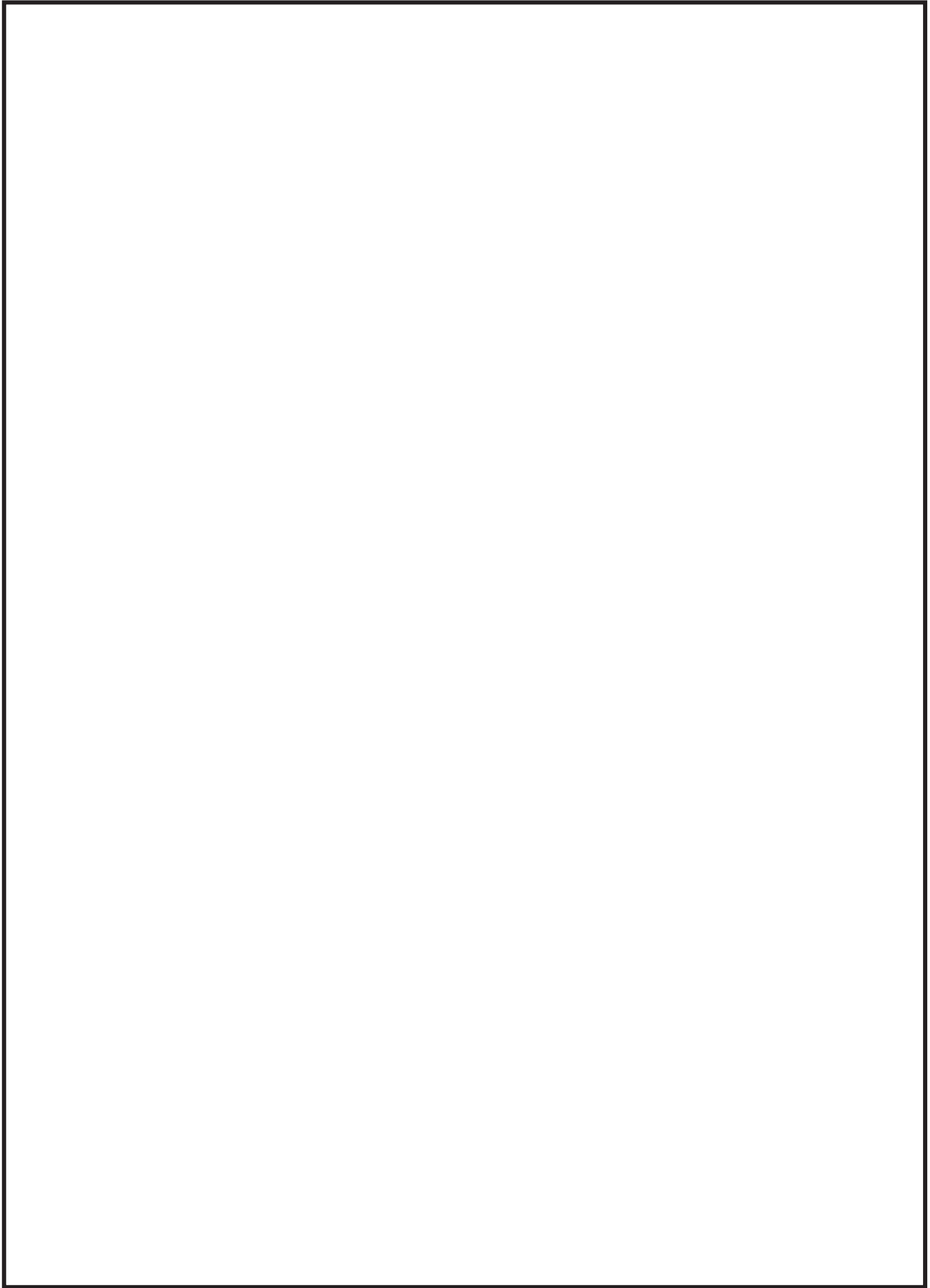


図 48-35 2号炉制御建屋



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)

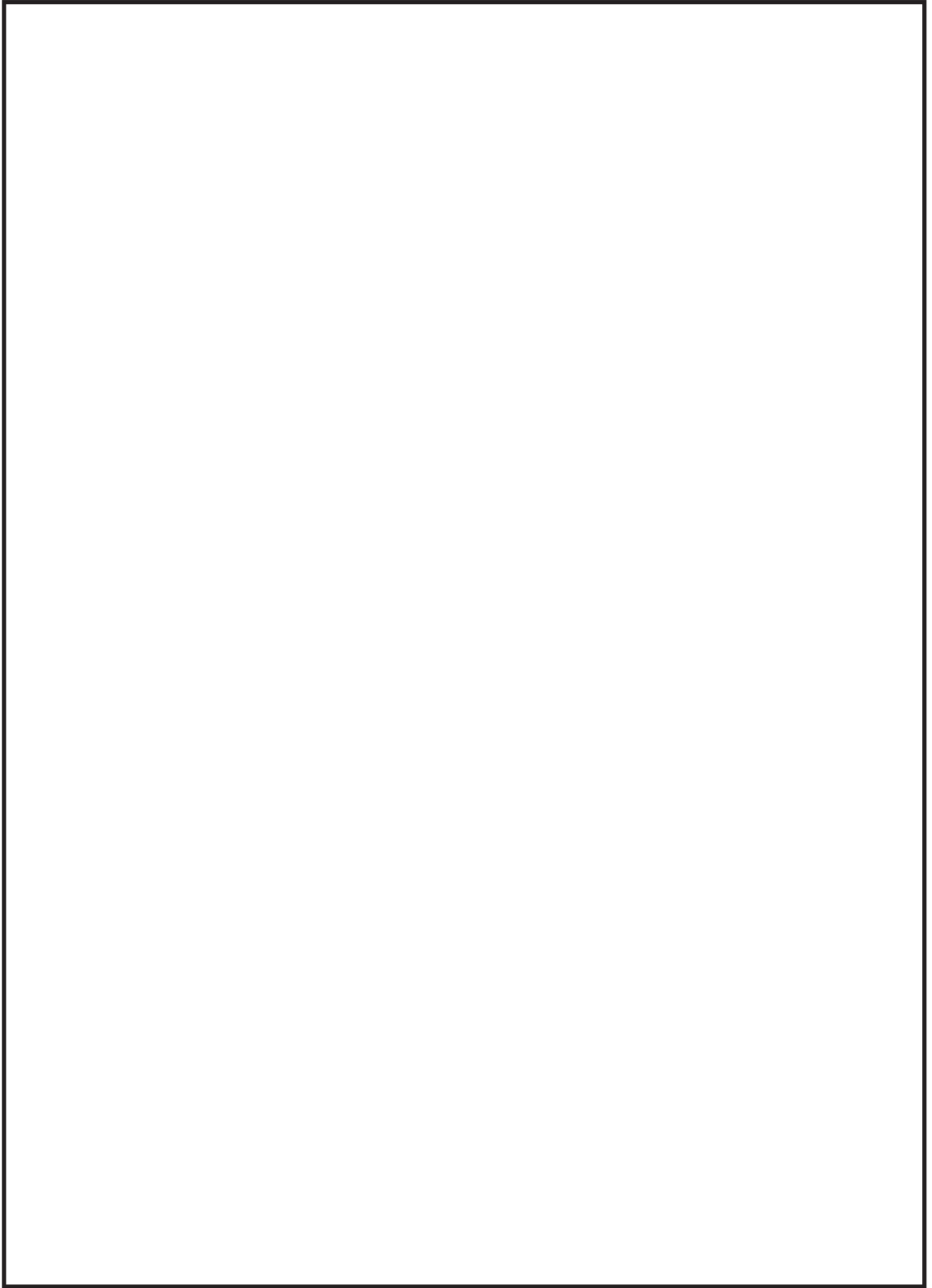


図 48-36 2号炉制御建屋 

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)

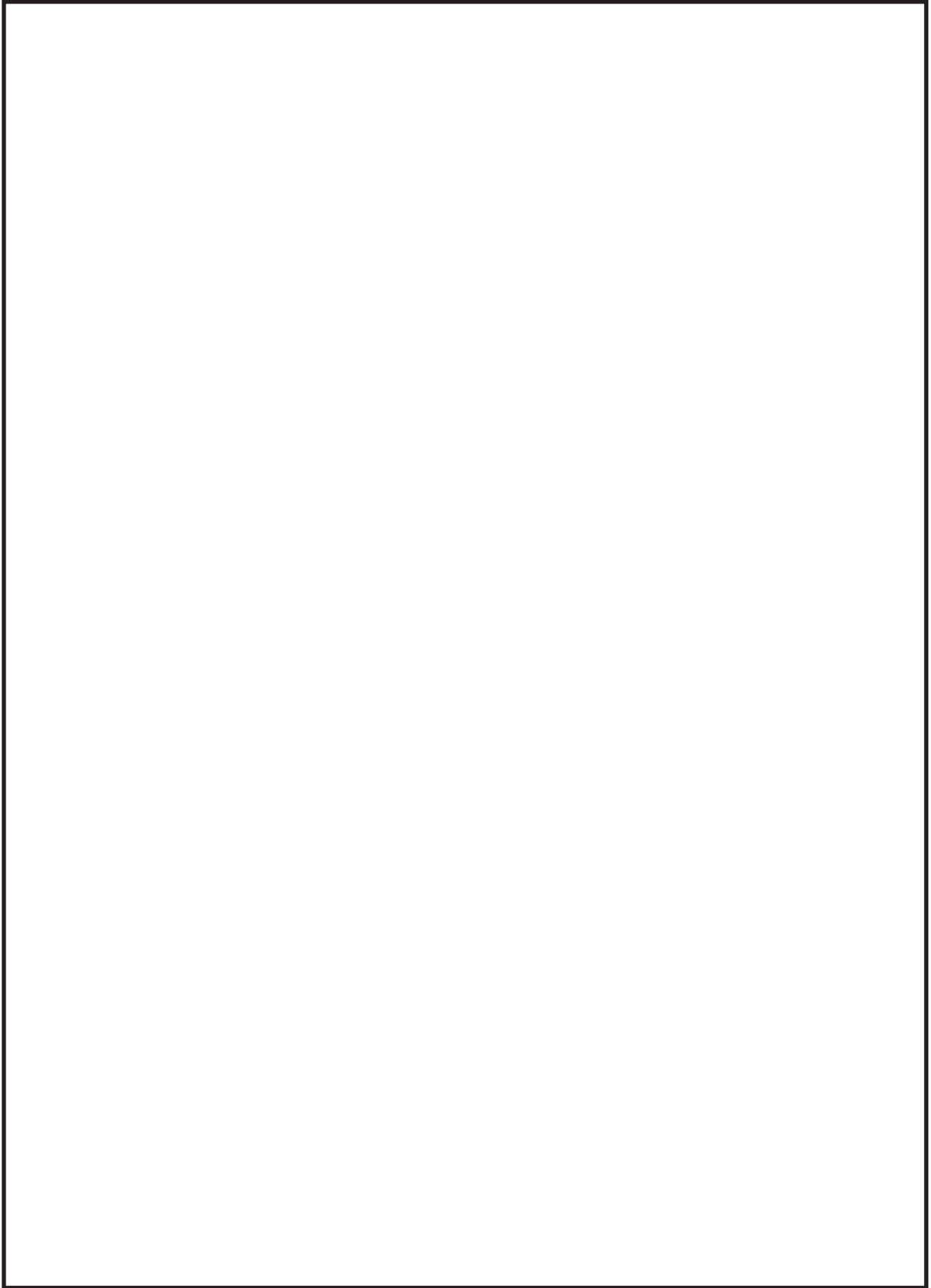



図 49-1 2号炉原子炉建屋 

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)

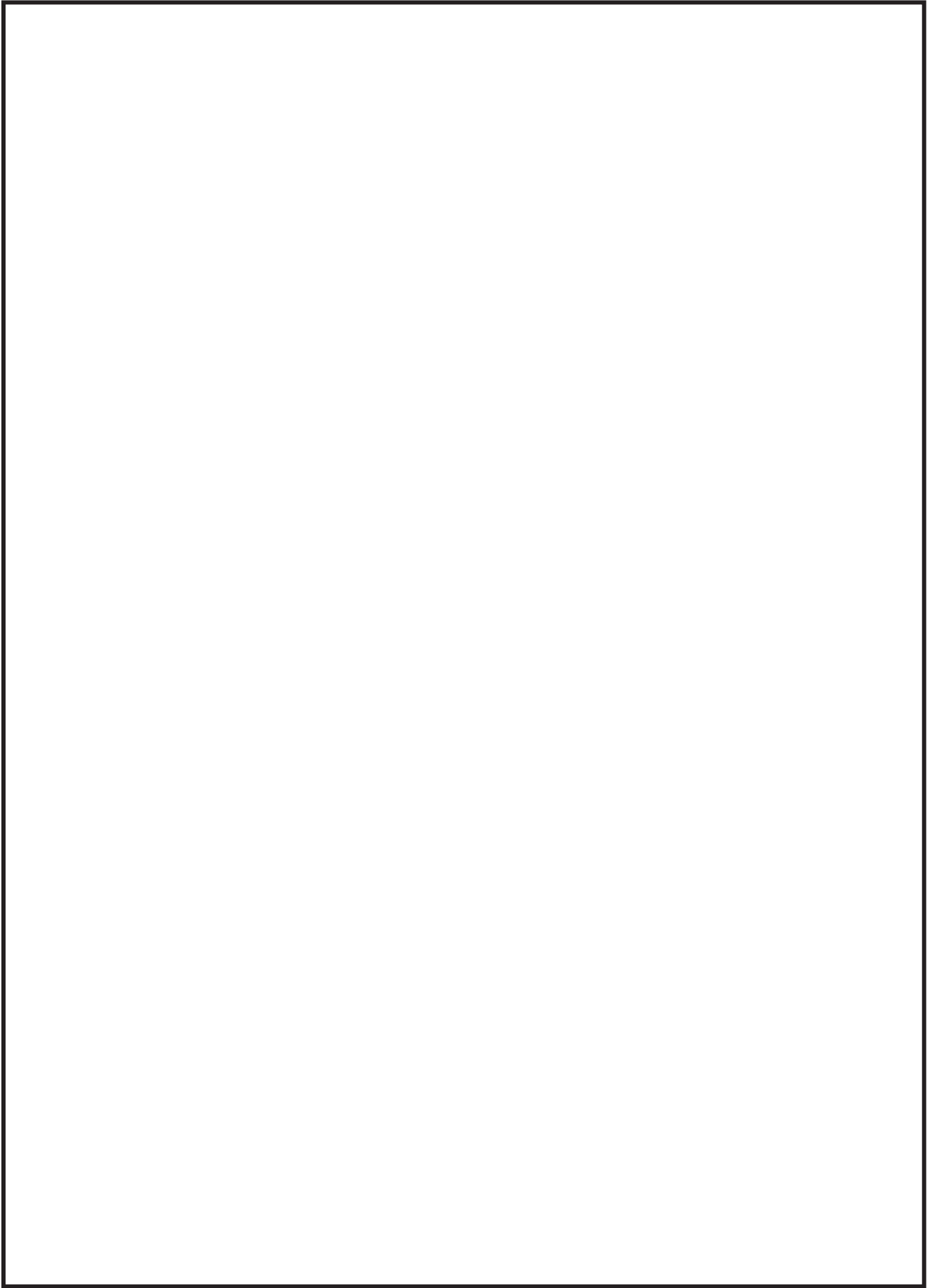


図 49-2 2号炉原子炉建屋



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)

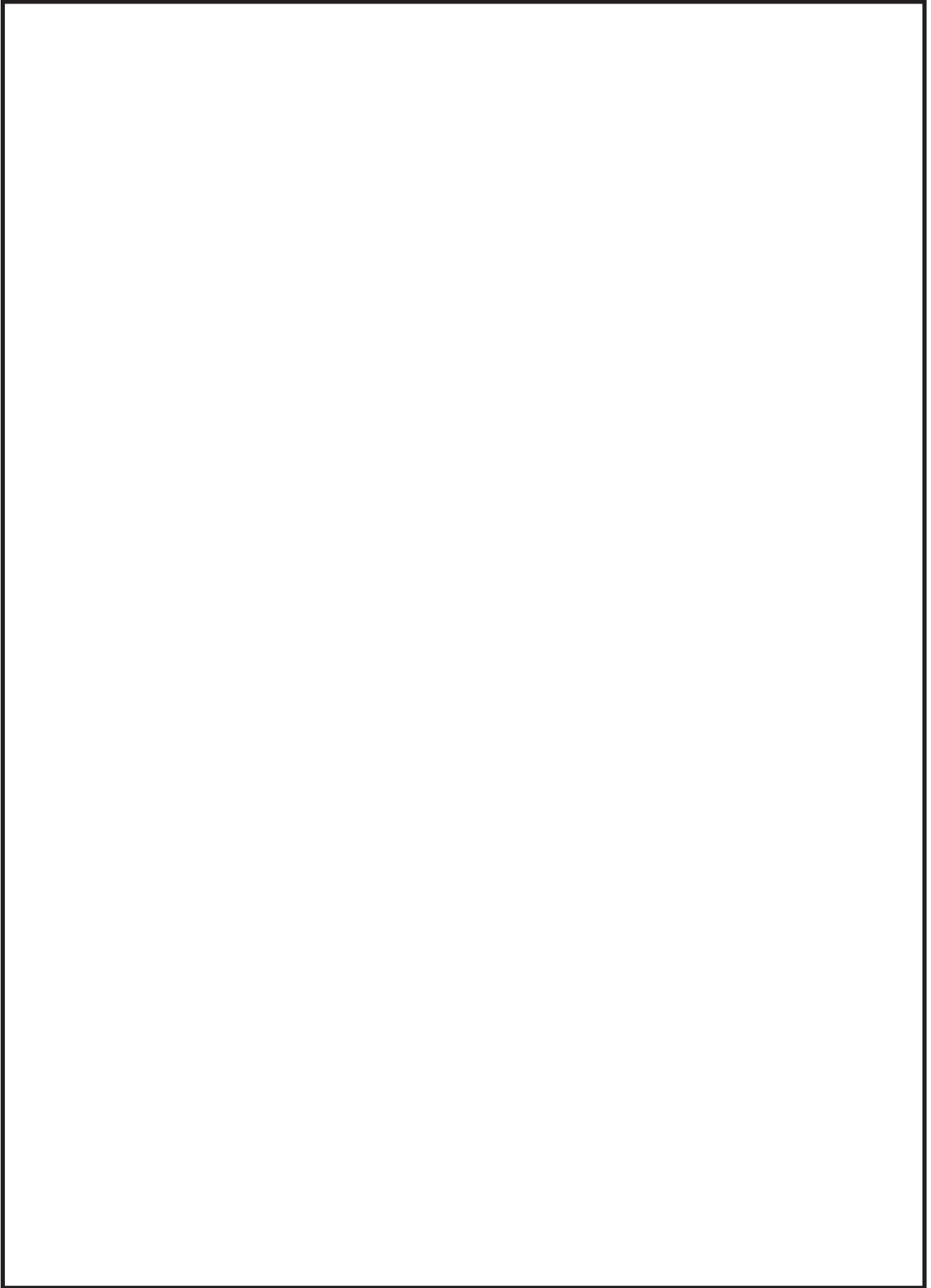



図 49-3 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

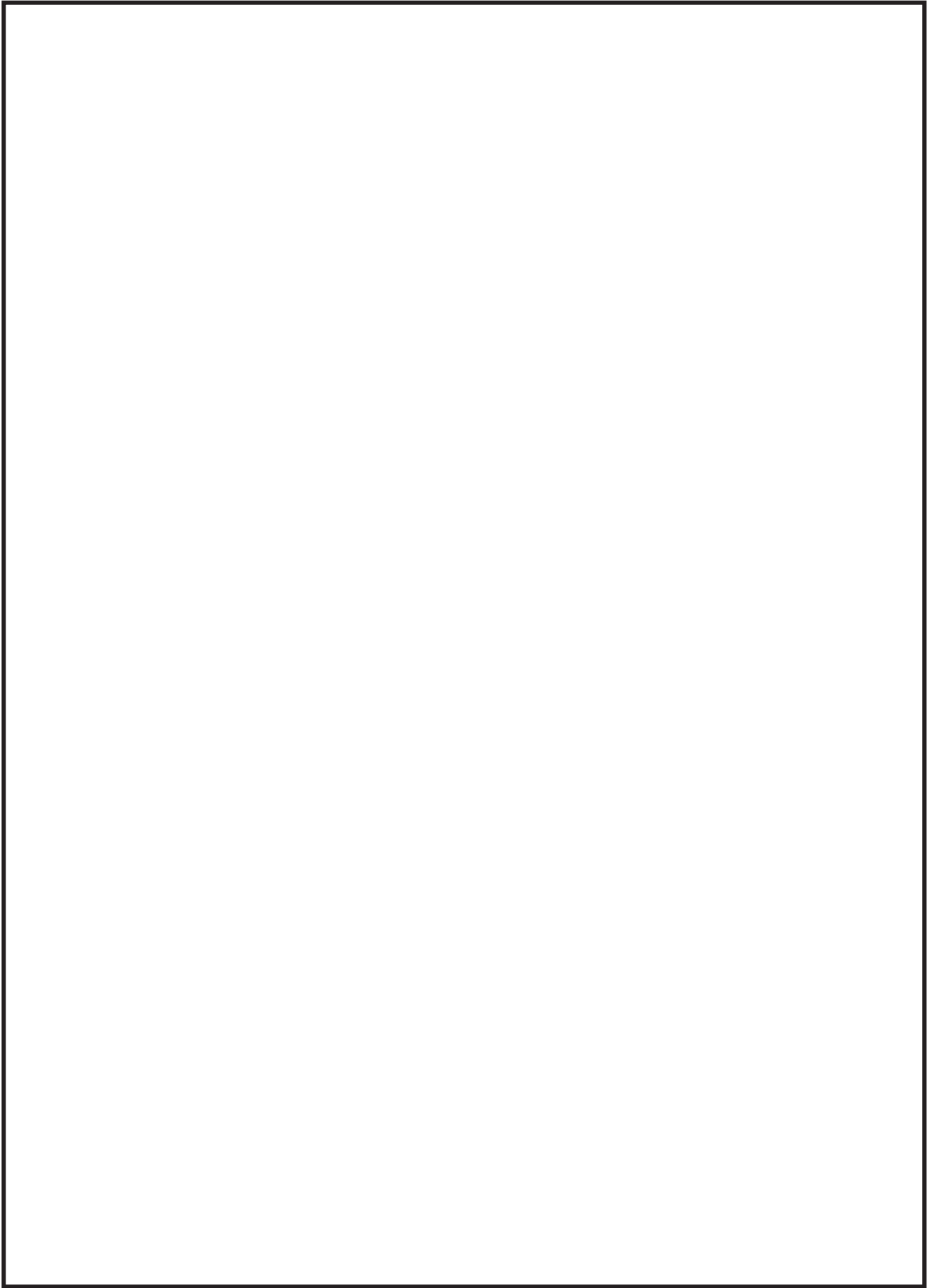


図 49-4 2号炉原子炉建屋



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)

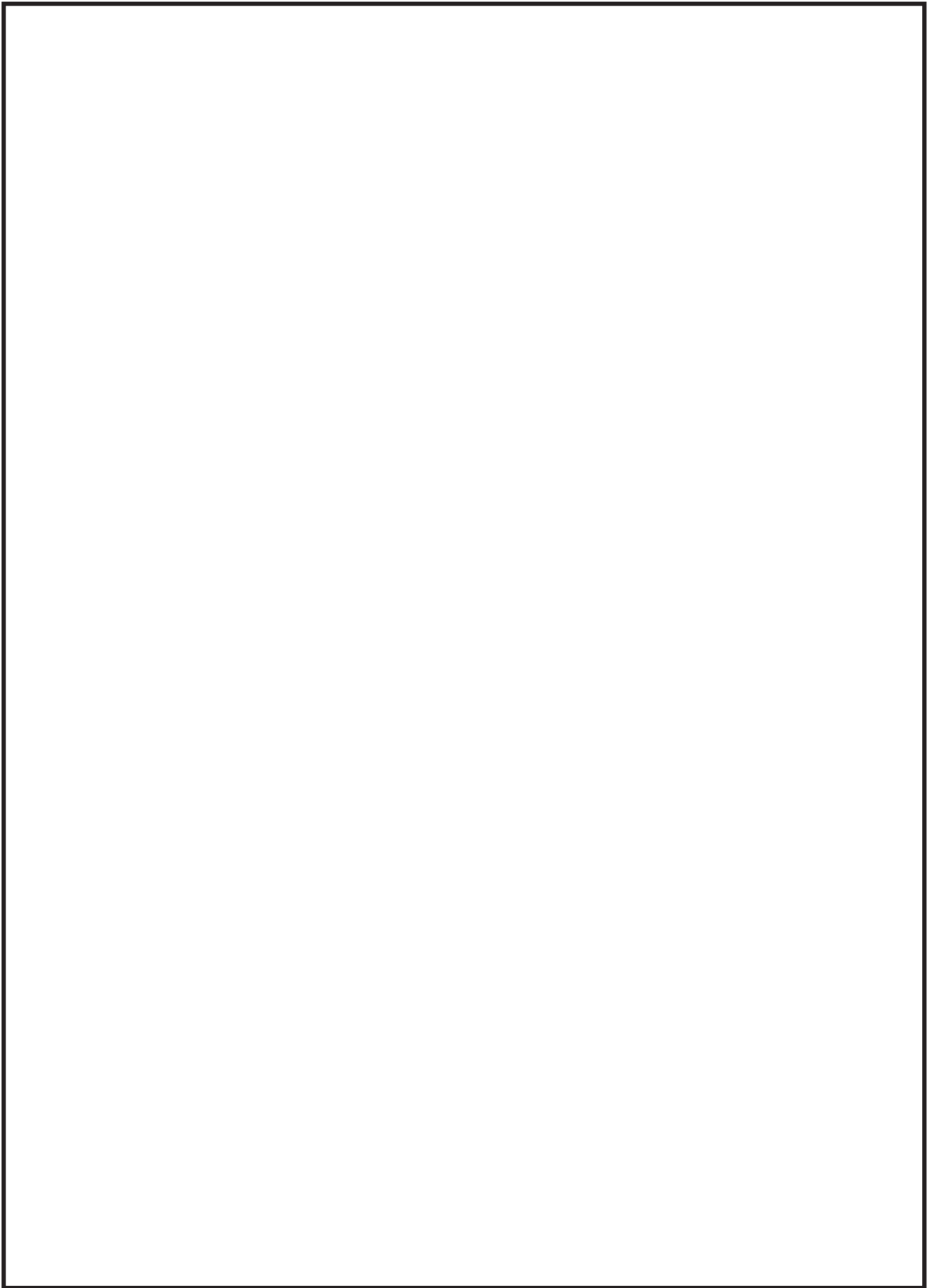



図 49-5 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

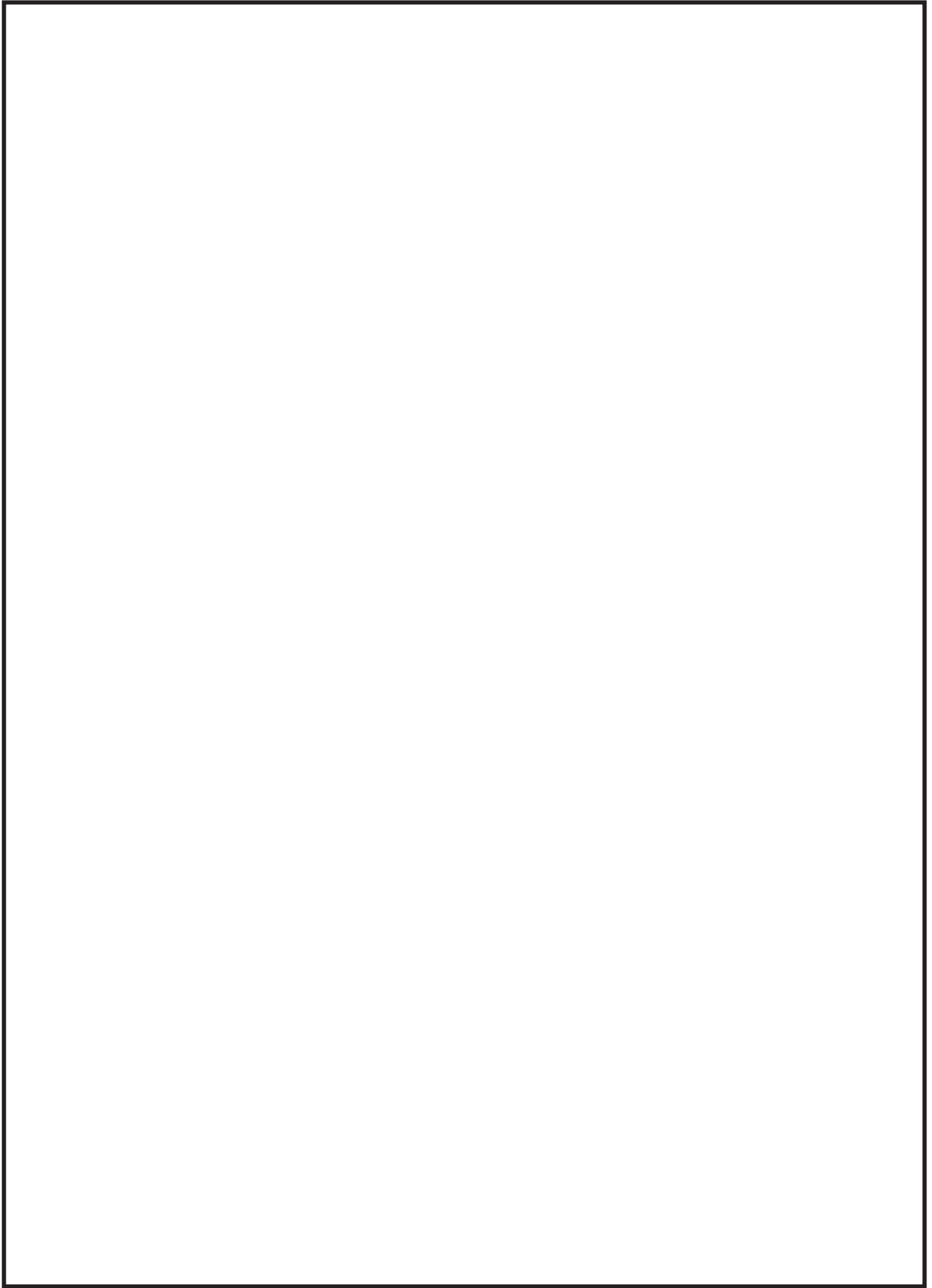


図 49-6 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

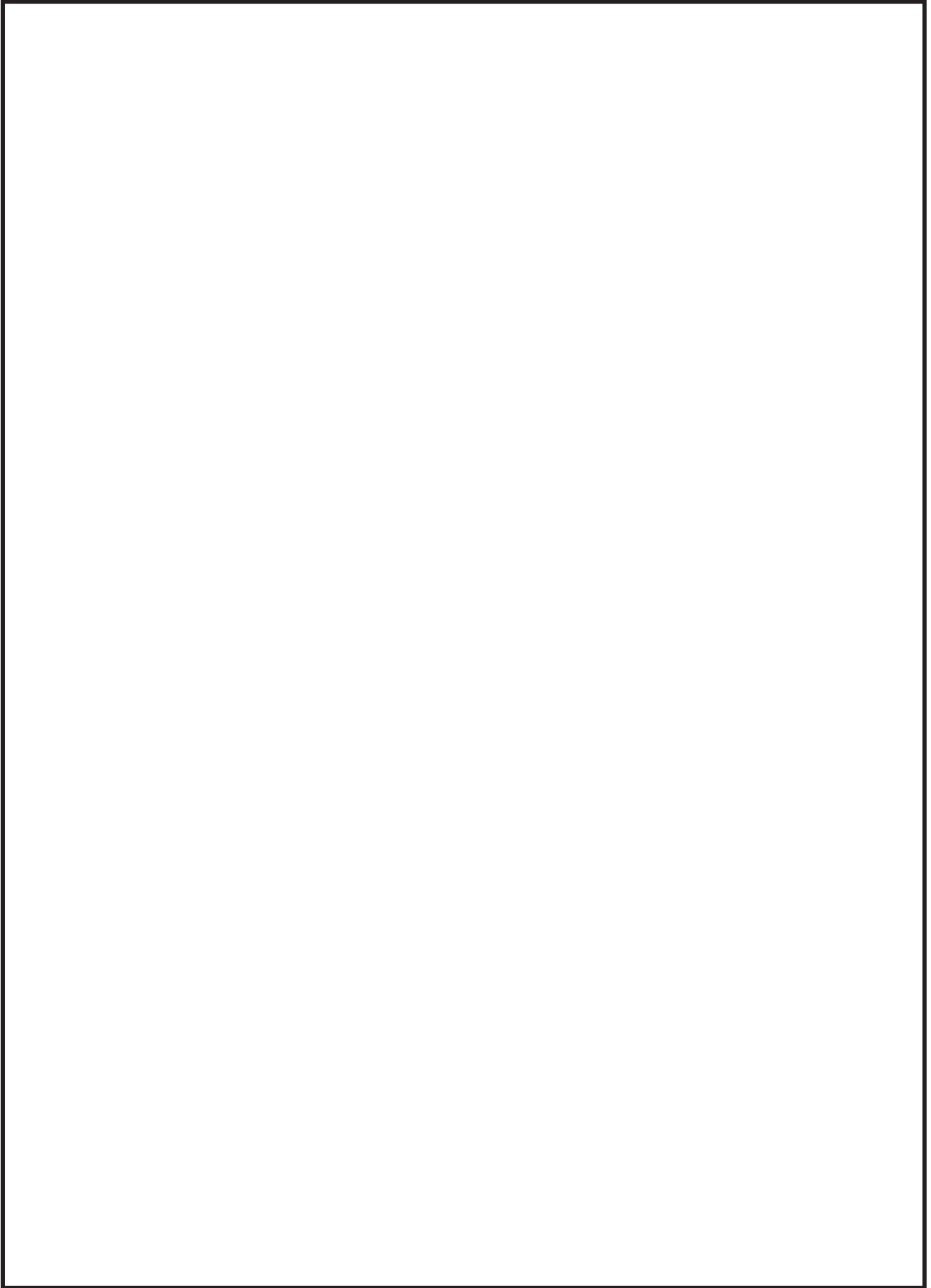



図 49-7 2号炉原子炉建屋 

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)

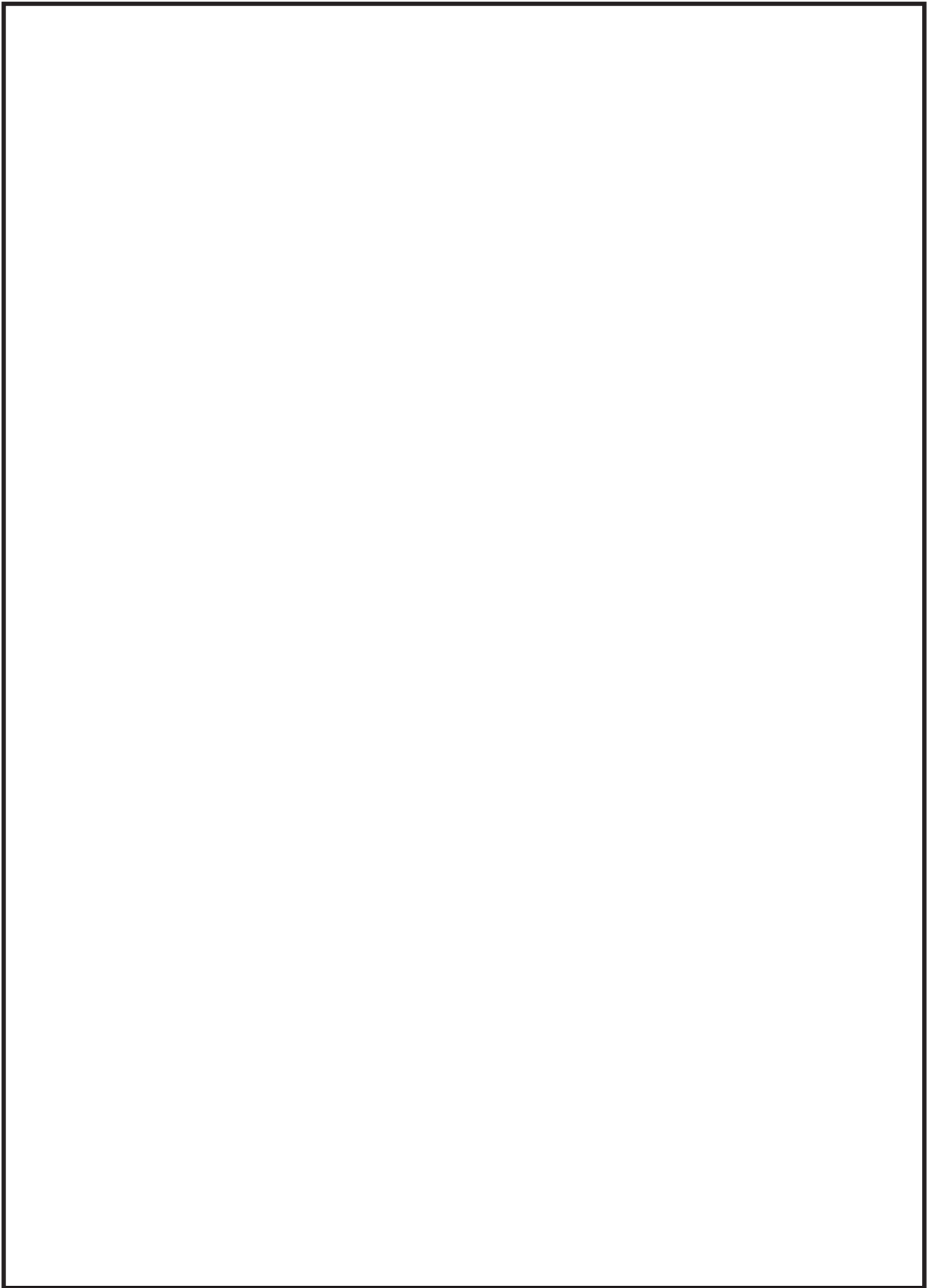


図 49-8 2号炉原子炉建屋



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)

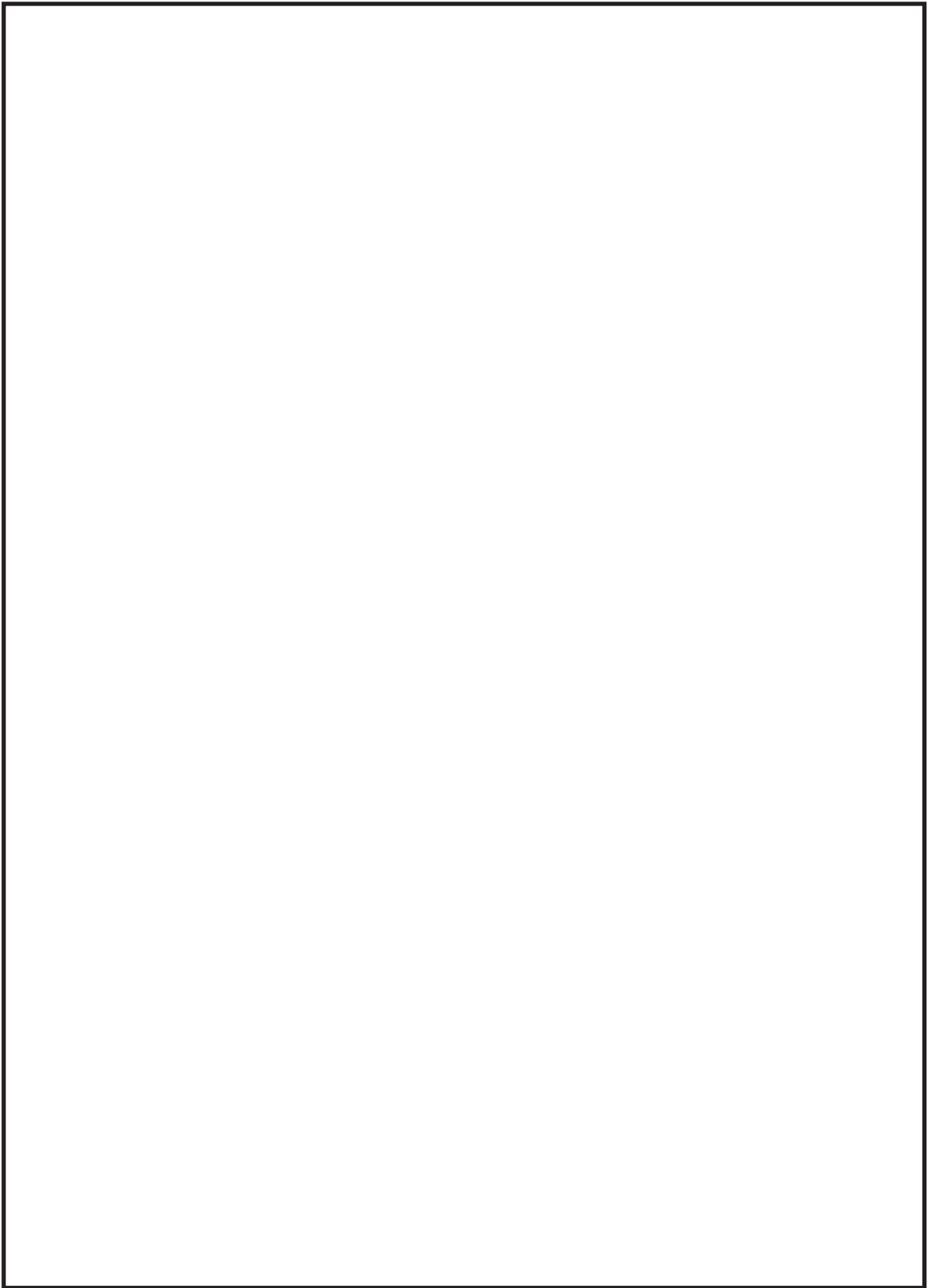



図 49-9 2号炉原子炉建屋 

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)

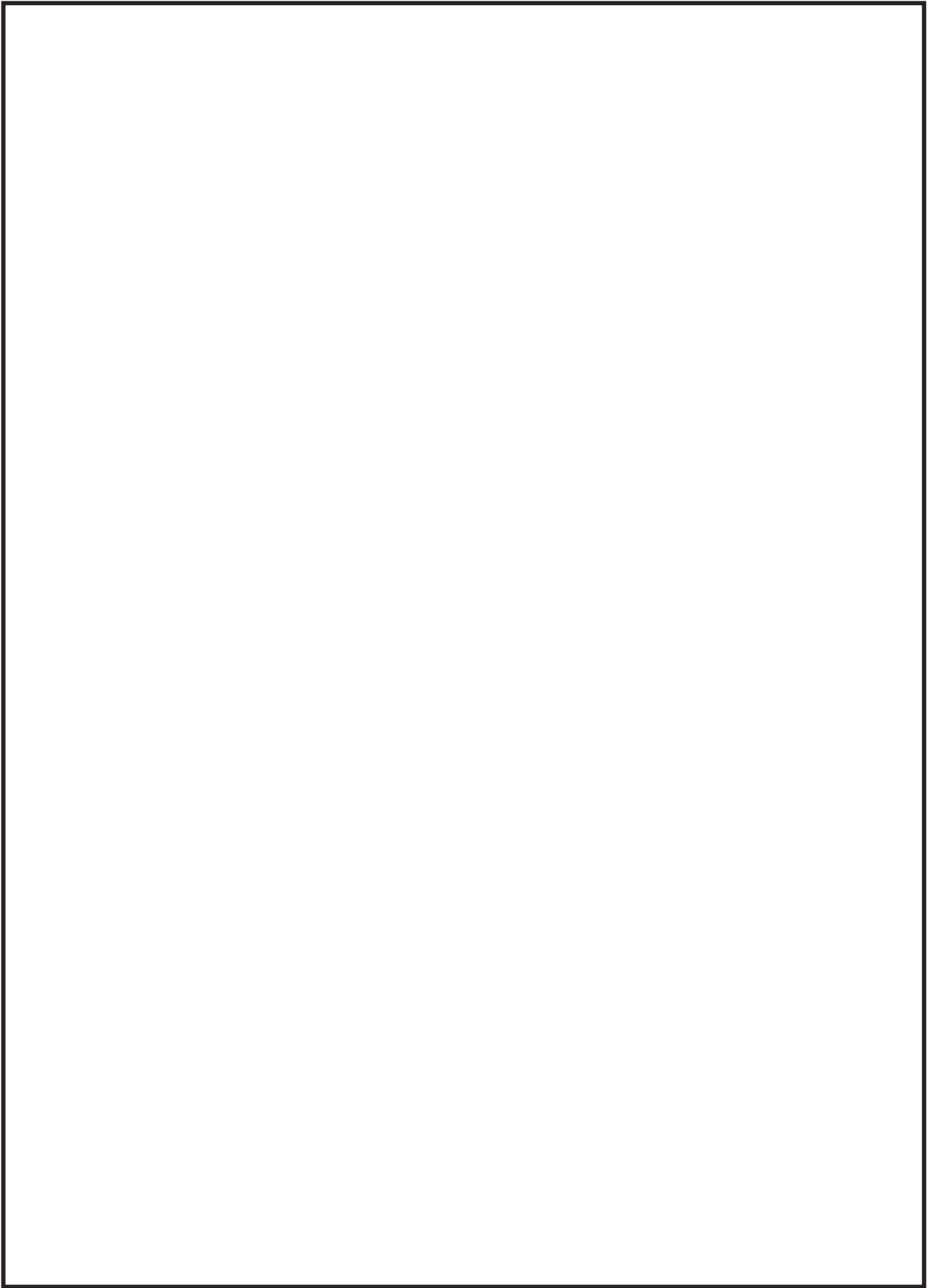



図 49-10 2号炉原子炉建屋 

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)

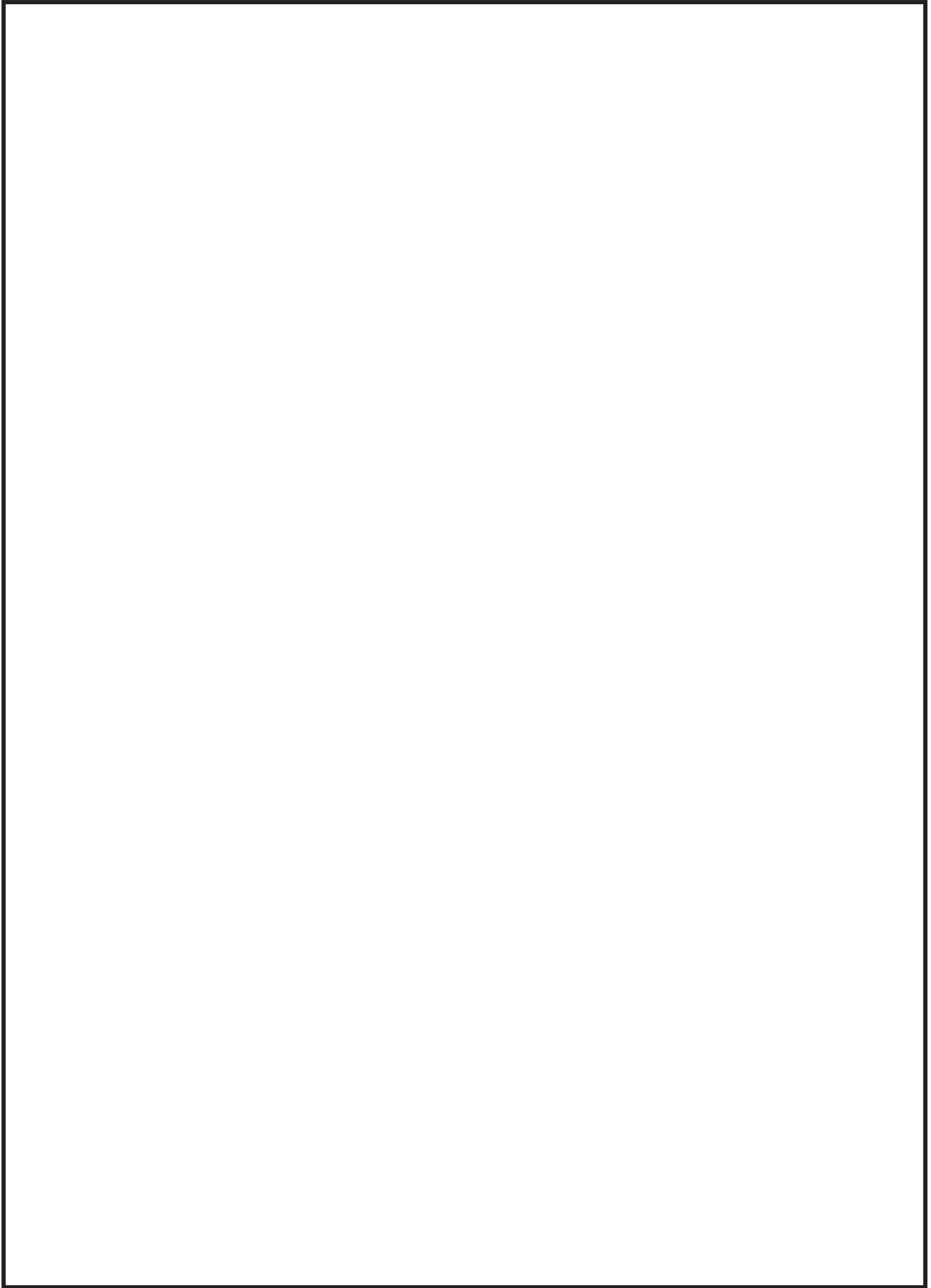



図 49-11 2号炉原子炉建屋 

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)

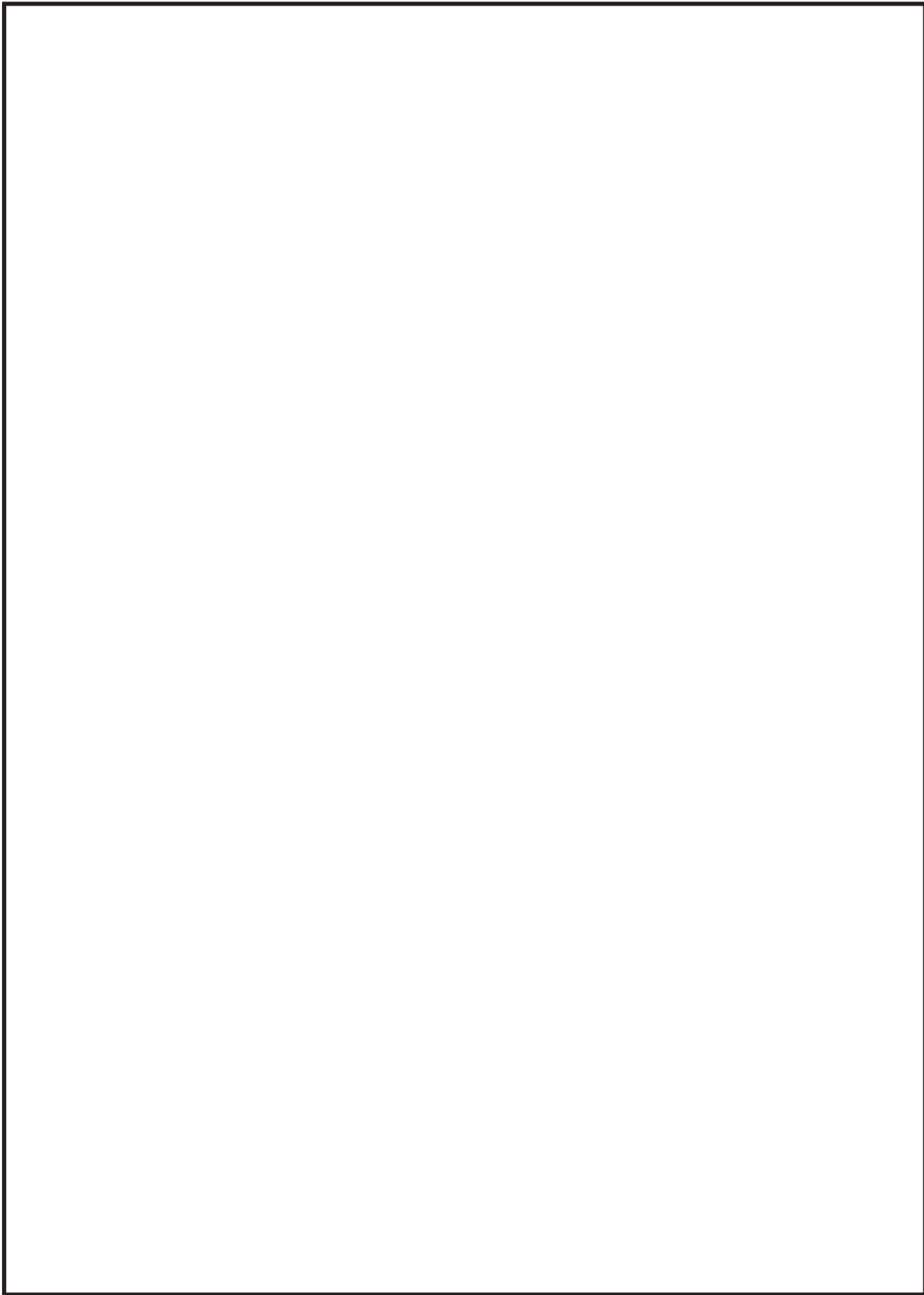



図 49-12 2号炉原子炉建屋 

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)

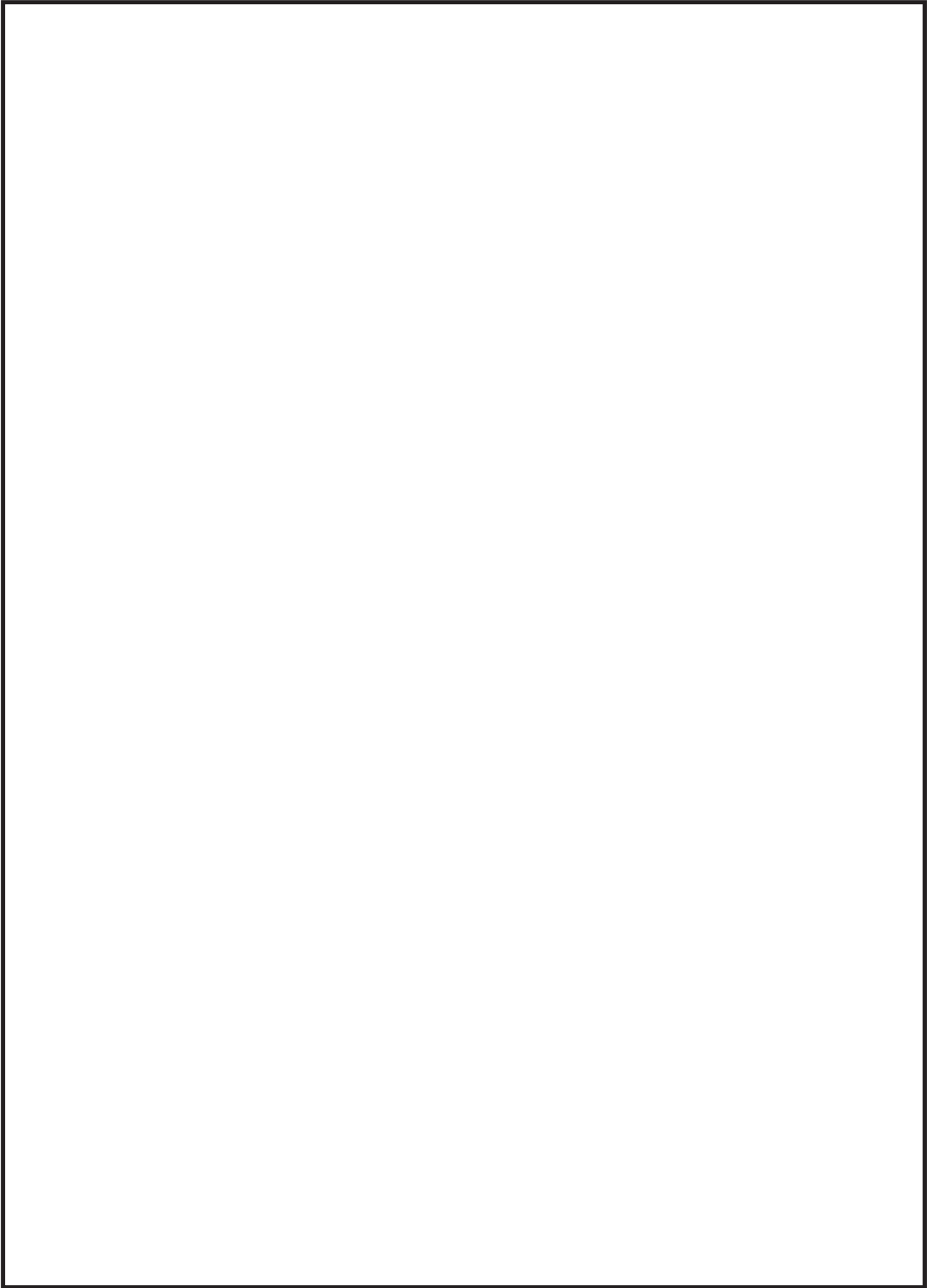



図 49-13 2号炉原子炉建屋 

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)

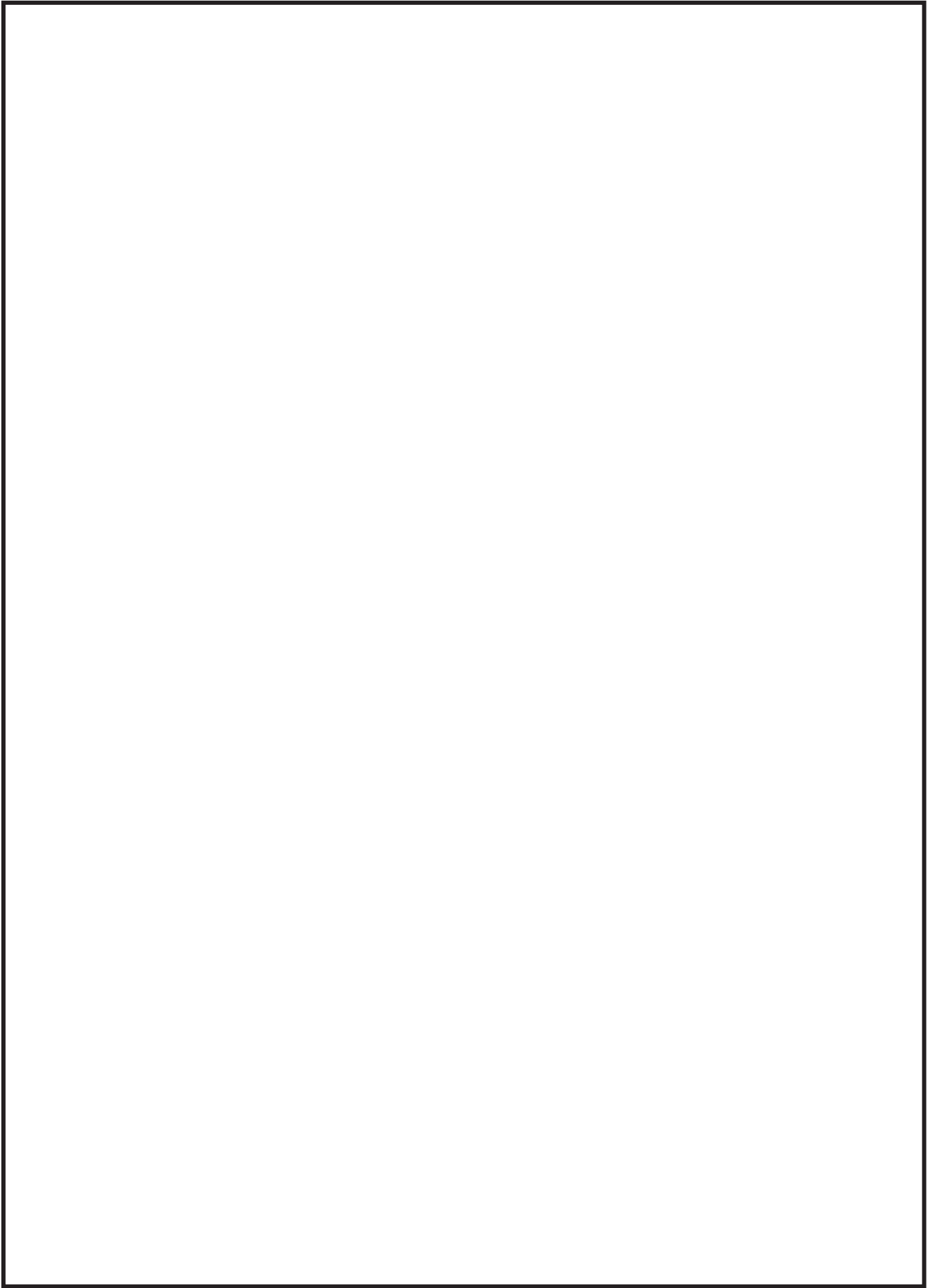



図 49-14 2号炉原子炉建屋 

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)

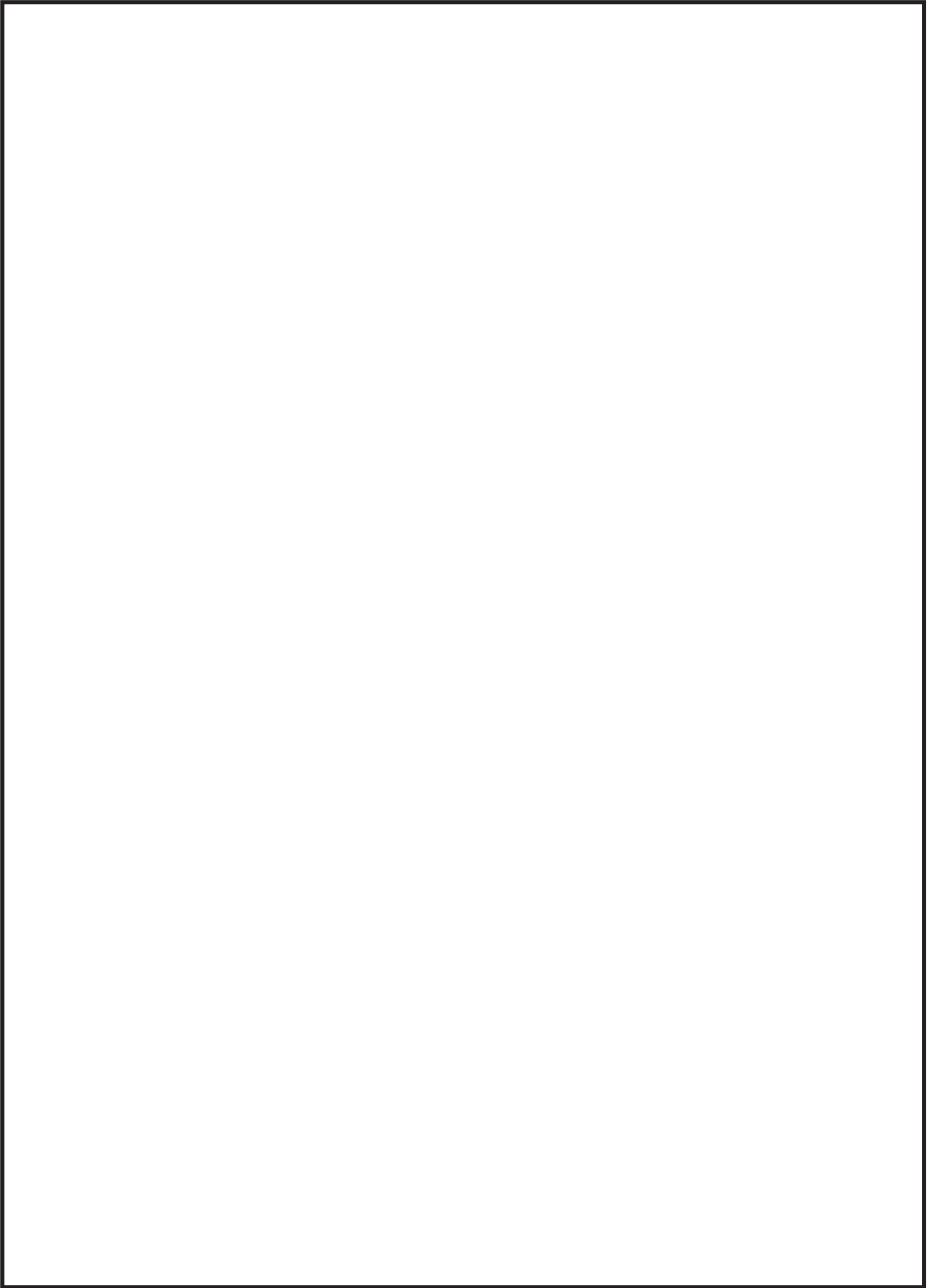



図 49-15 2号炉原子炉建屋 

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)

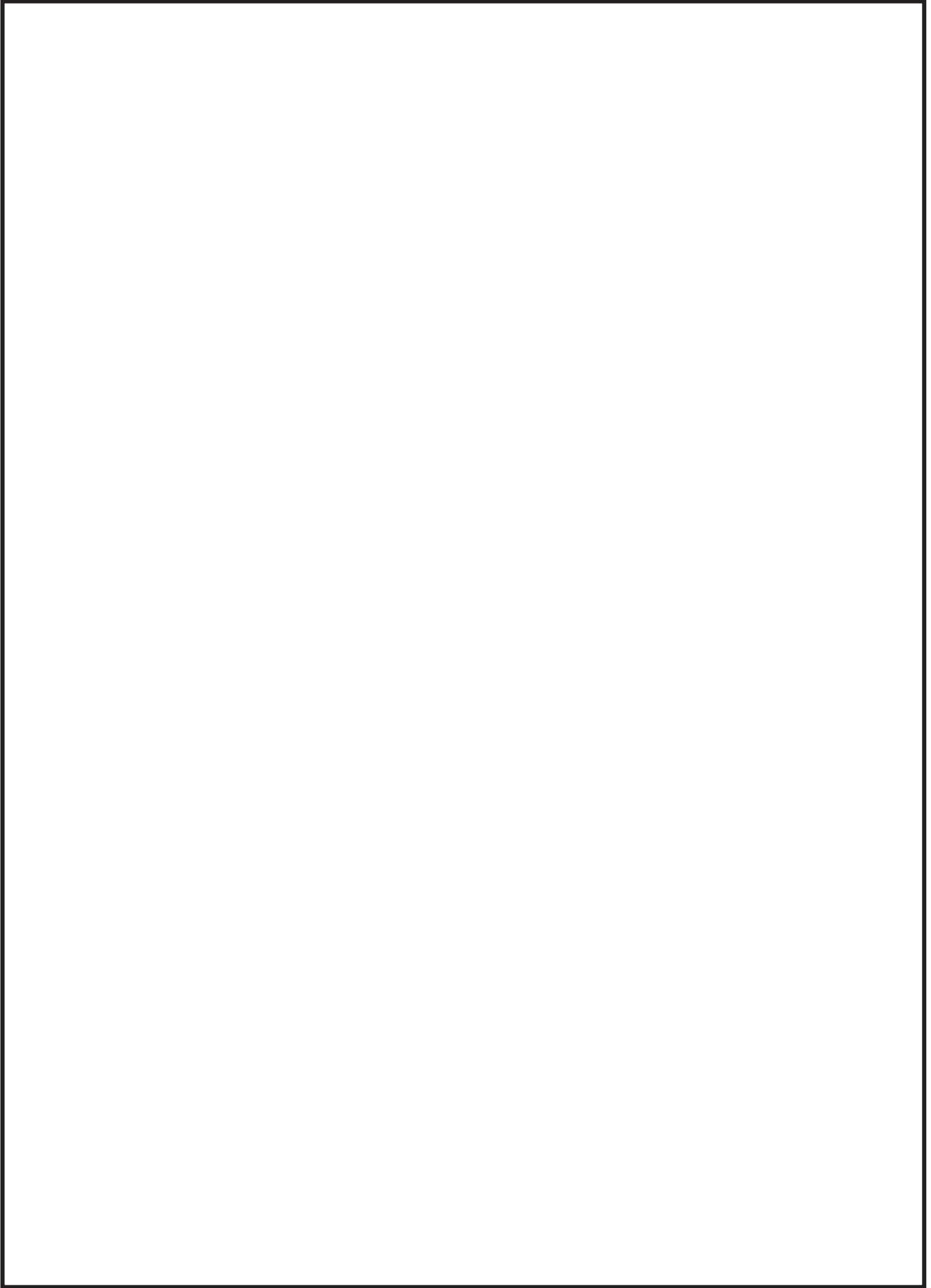



図 49-16 2号炉原子炉建屋 

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)

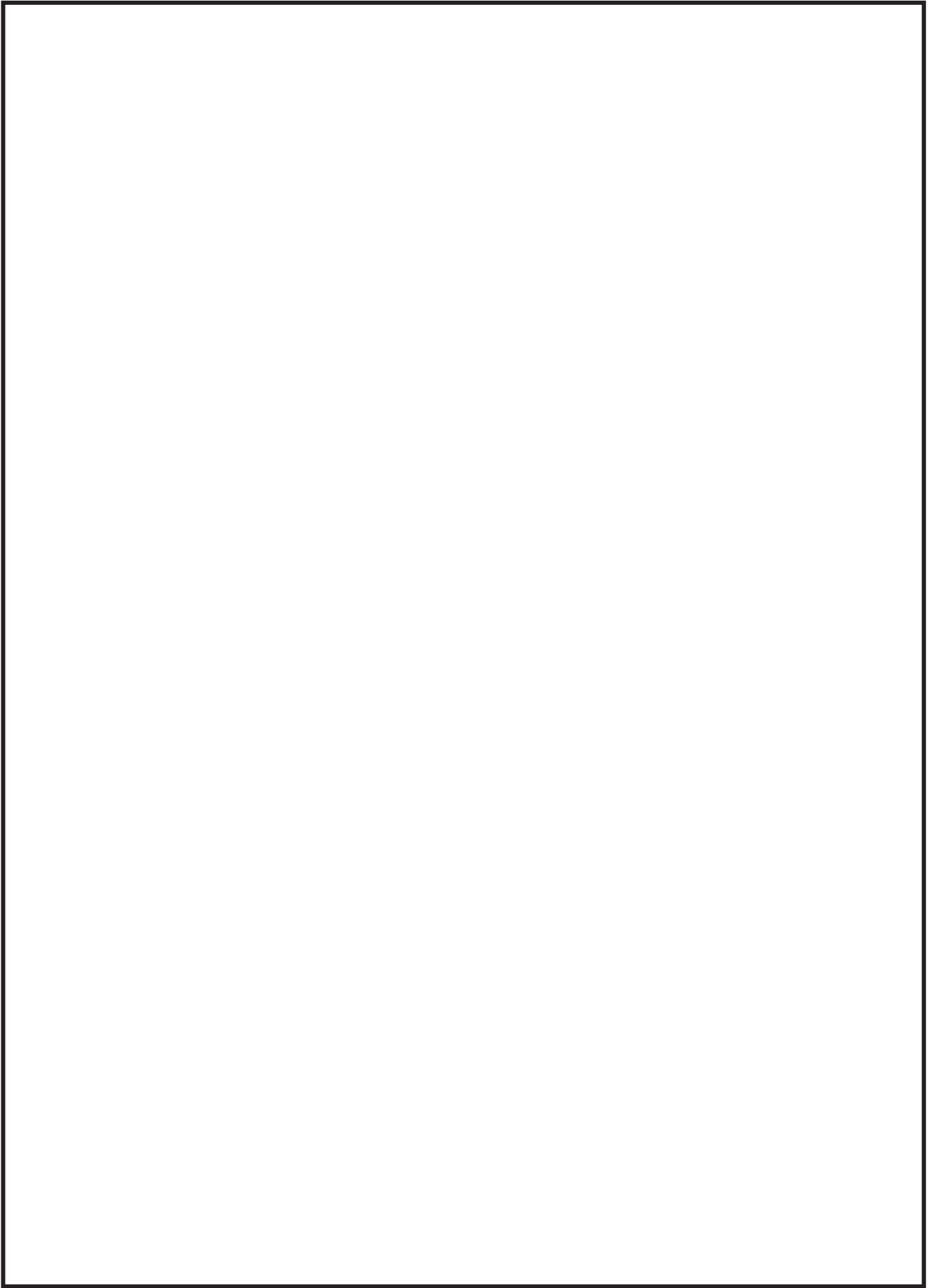


図 49-17 2号炉原子炉建屋

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)

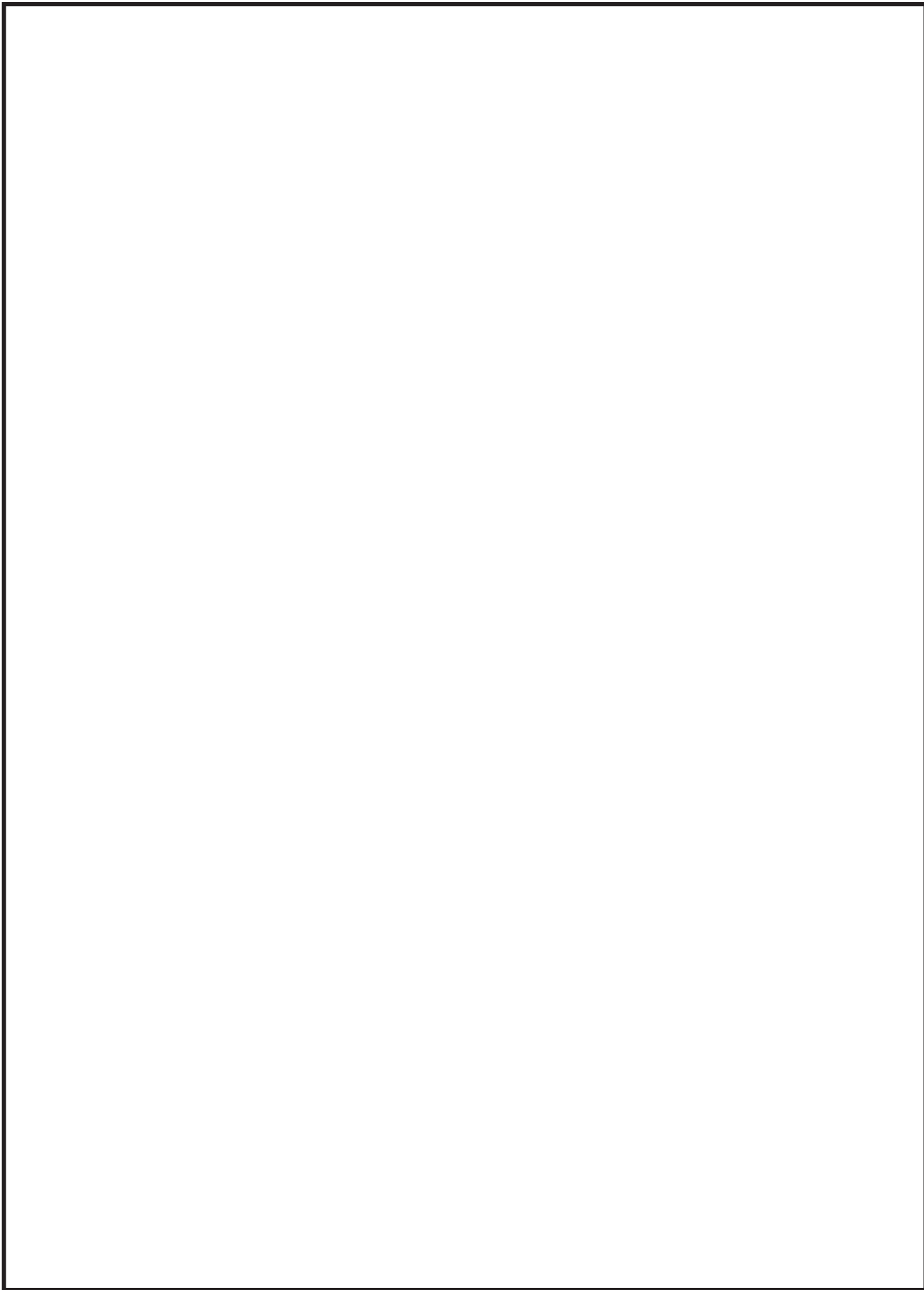



図 49-18 2号炉制御建屋 

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)

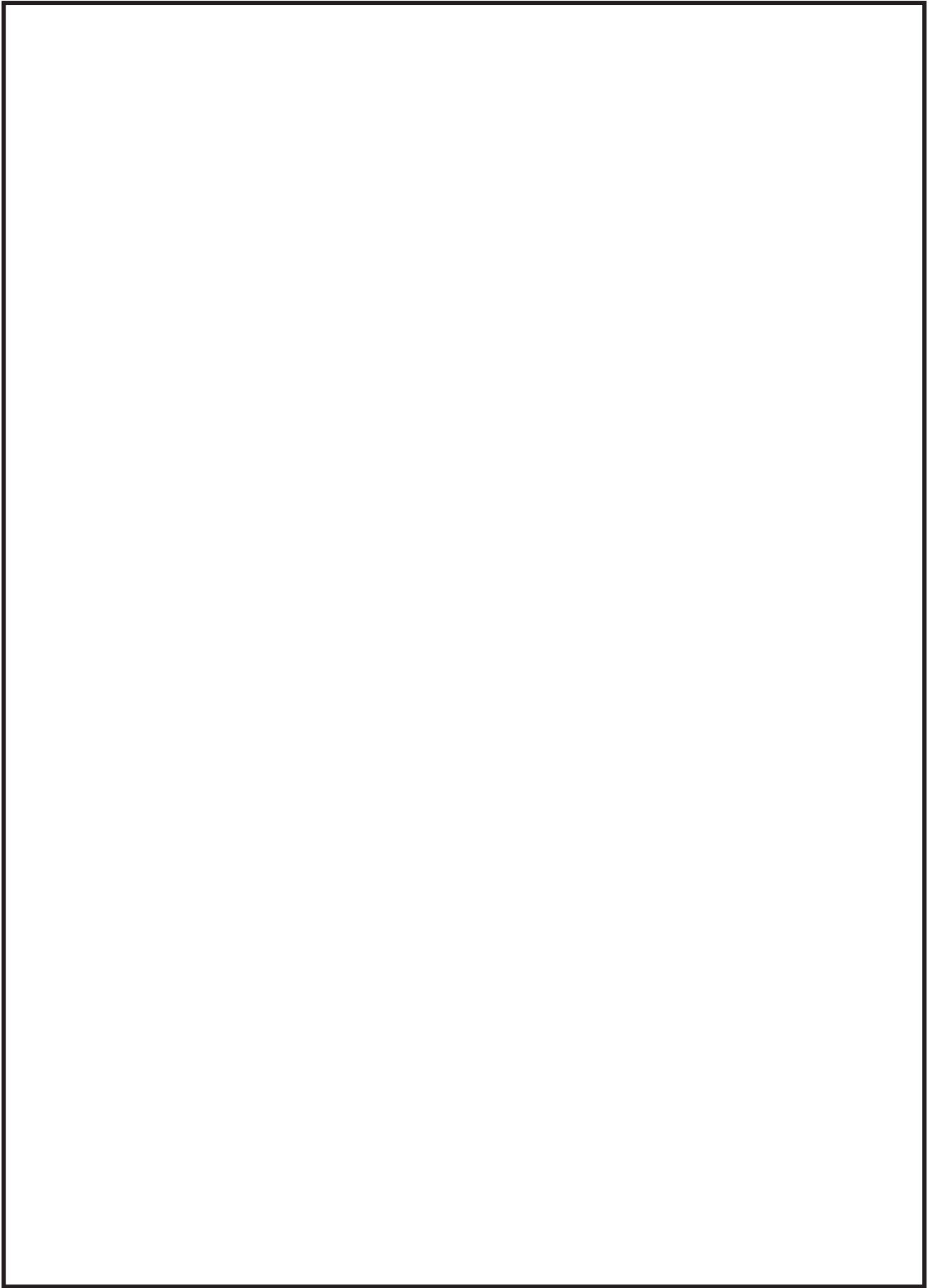



図 49-19 2号炉制御建屋 

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)

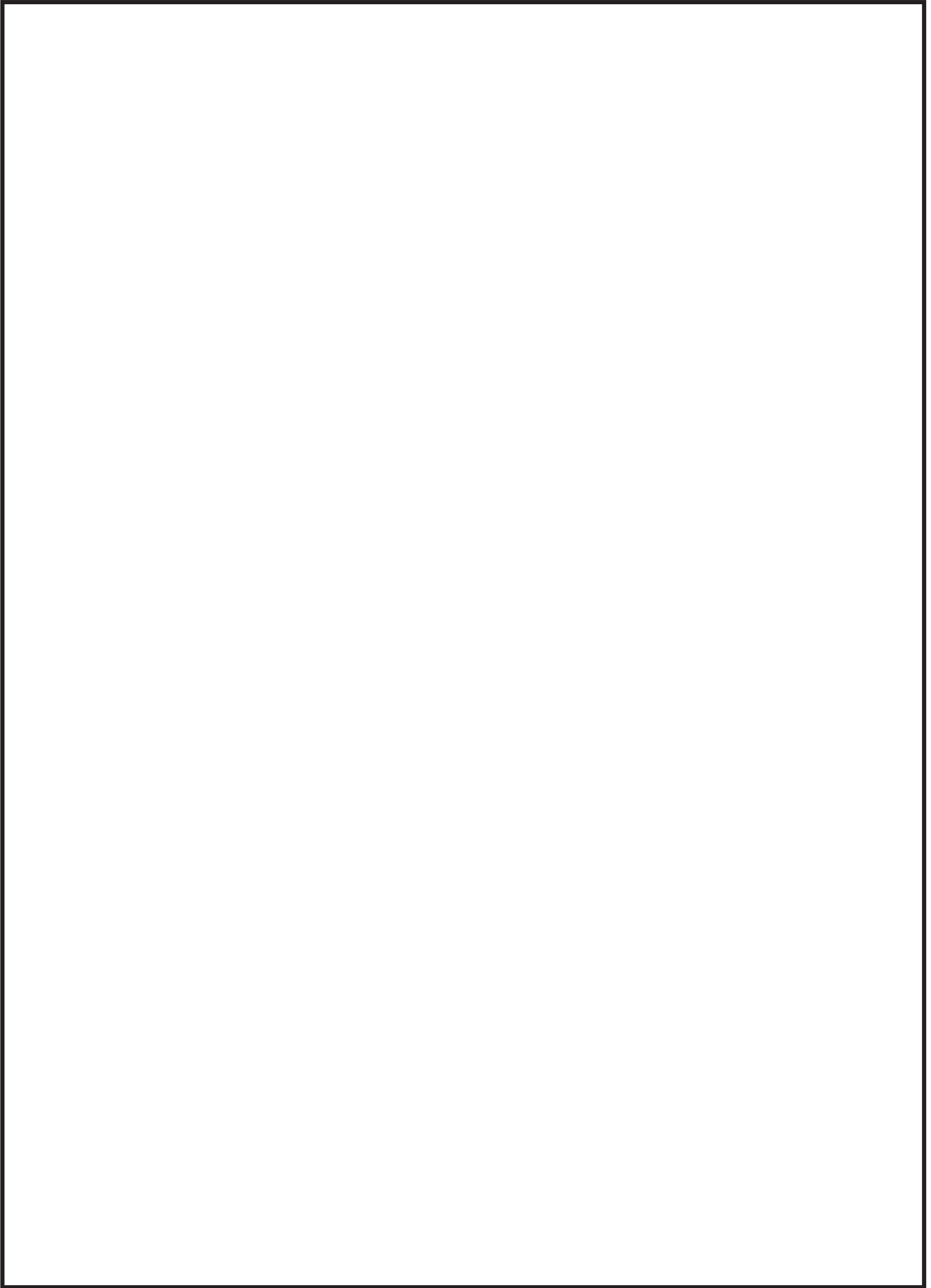



図 49-20 2号炉制御建屋 

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)

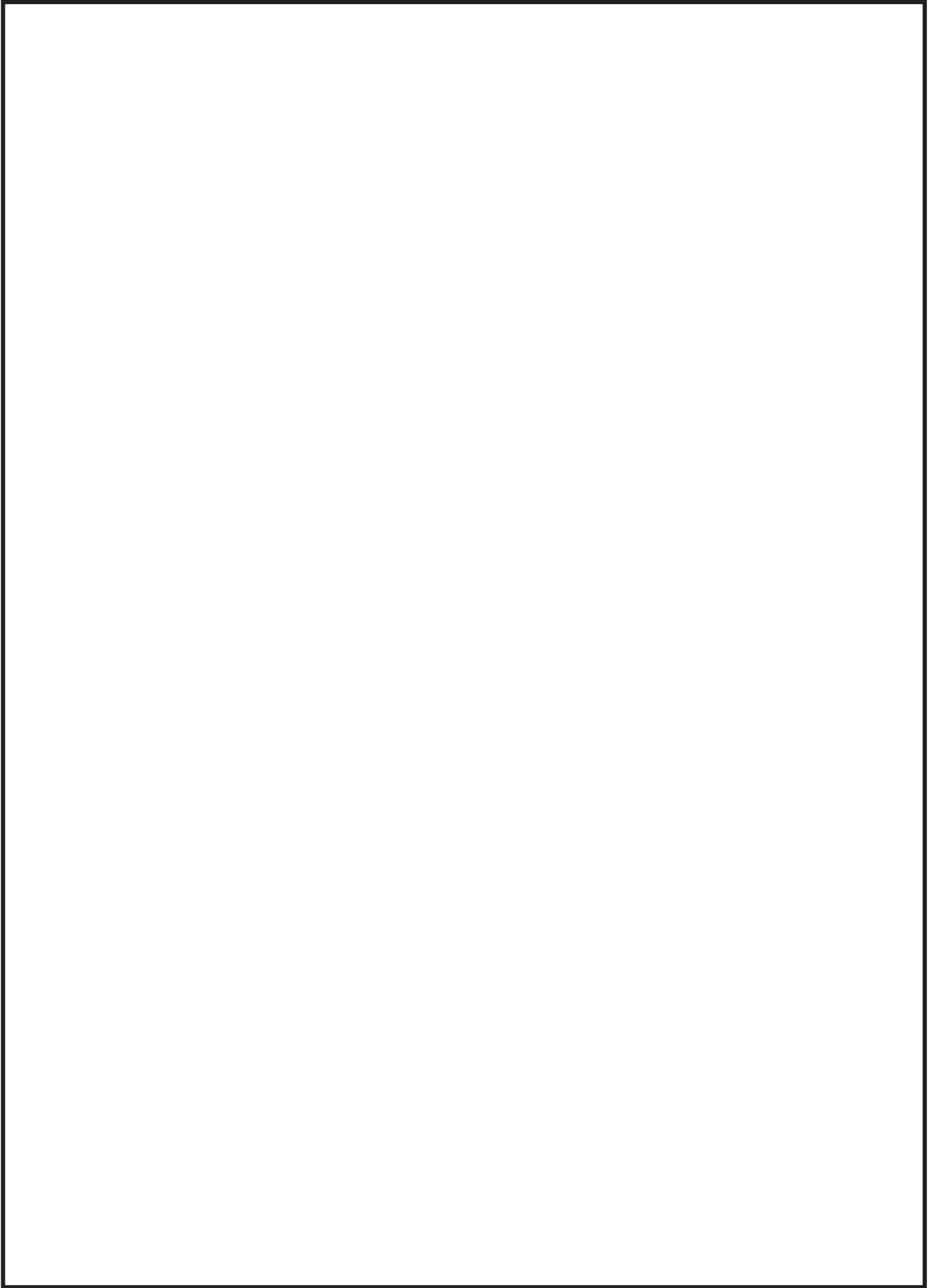



図 49-21 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-21)

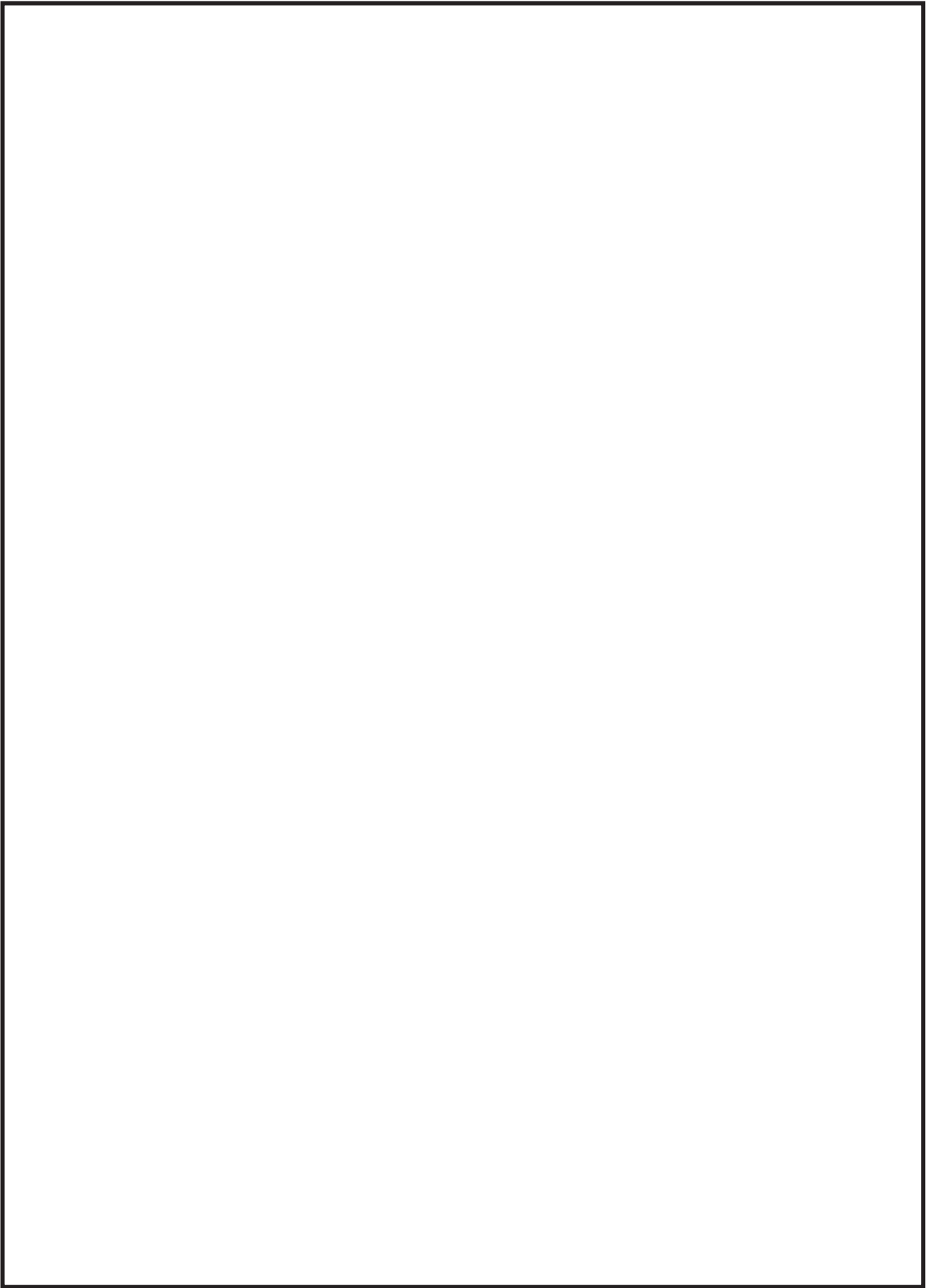


図 49-22 2号炉制御建屋



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)

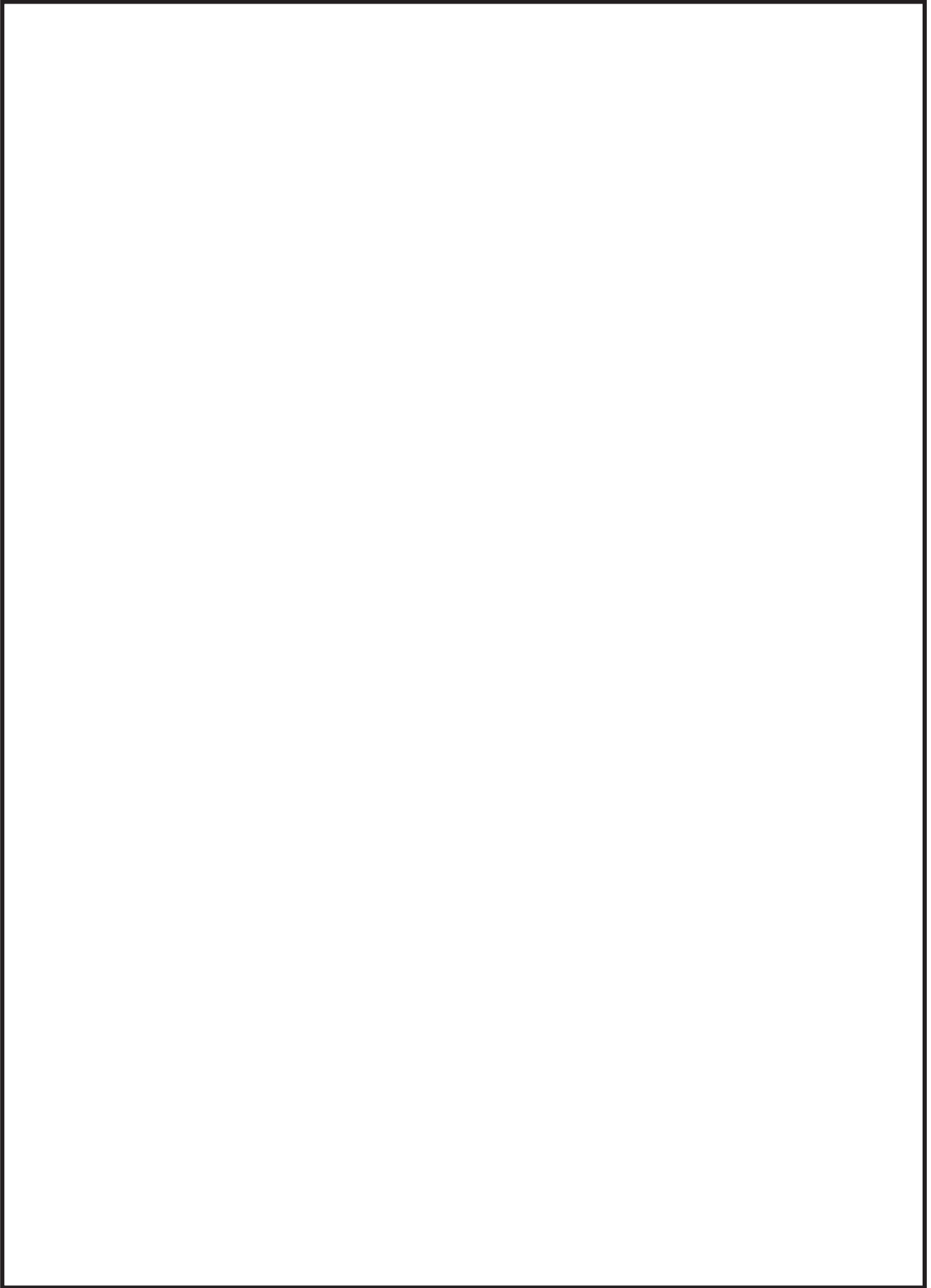



図 49-23 2号炉原子炉建屋 

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)

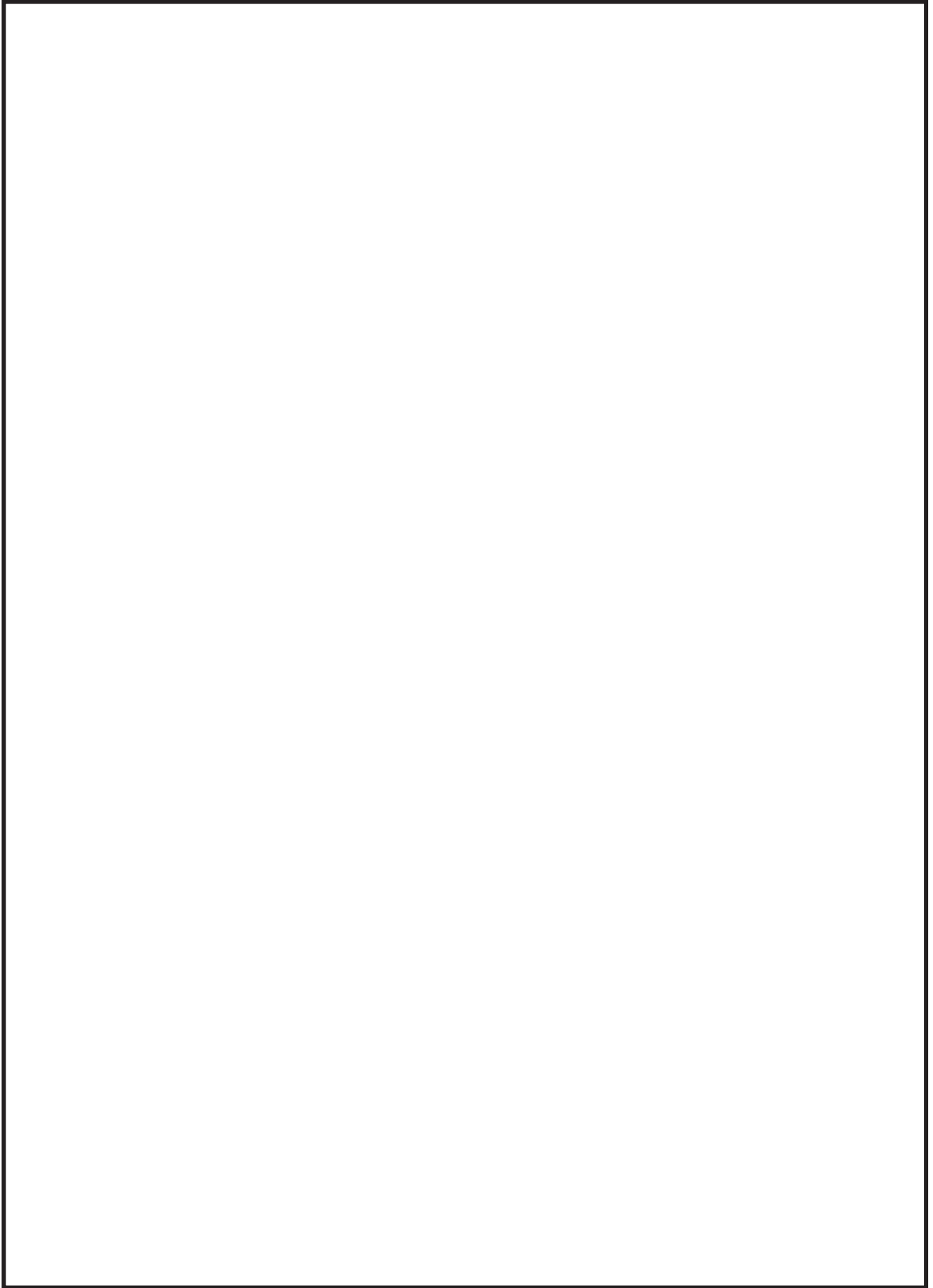



図 49-24 2号炉原子炉建屋 

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)

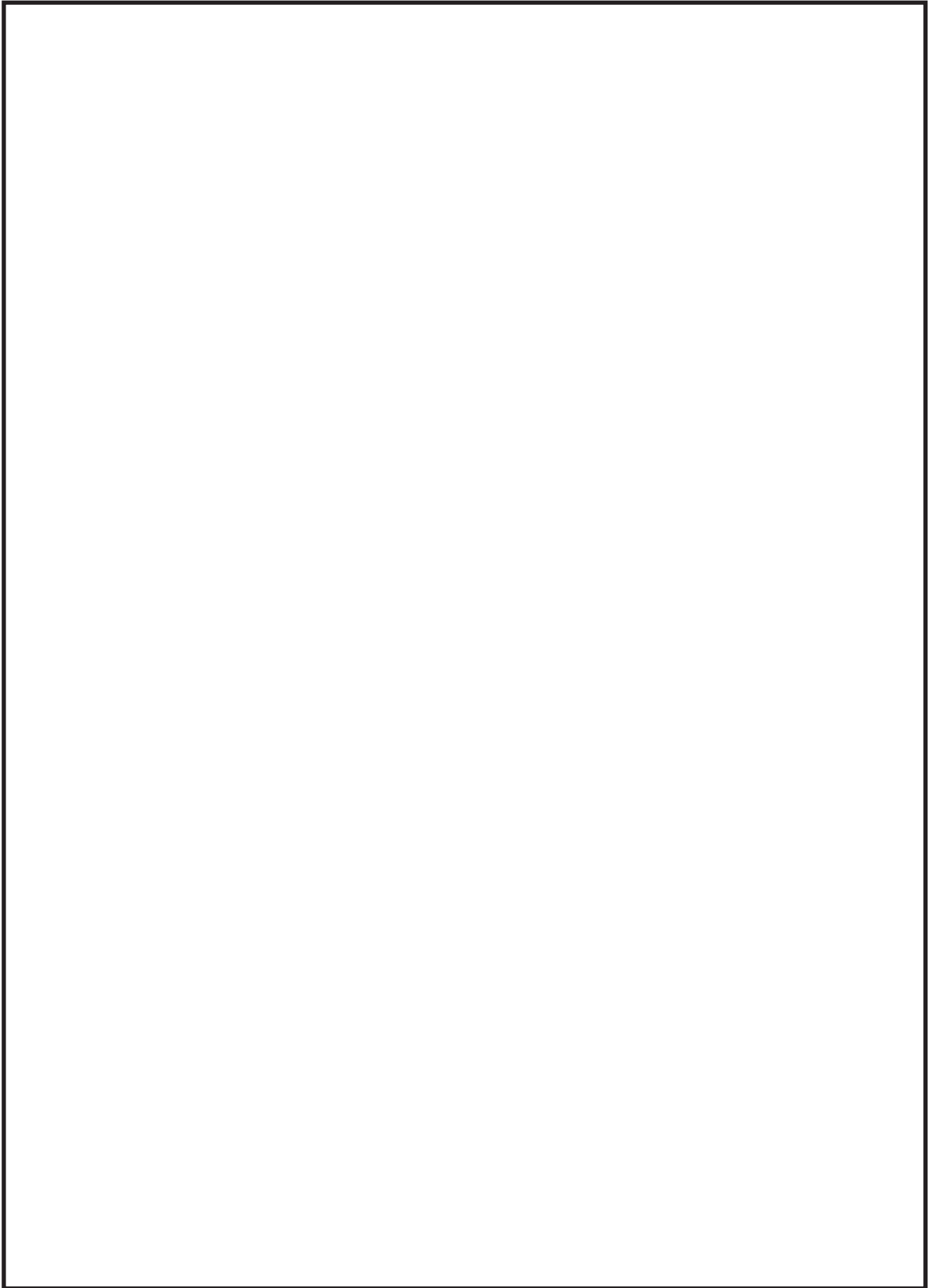



図 49-25 2号炉原子炉建屋 

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)

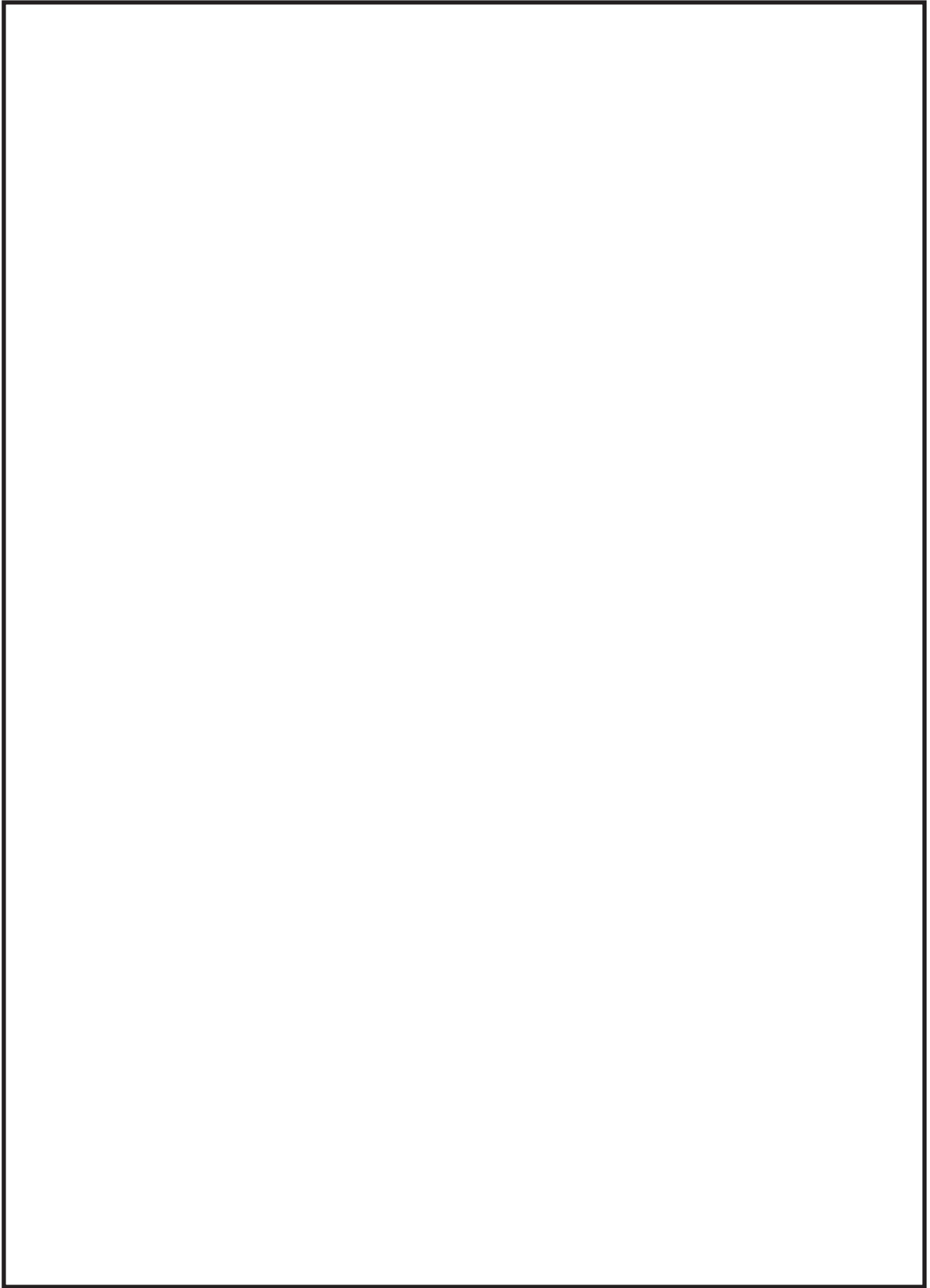



図 49-26 2号炉原子炉建屋 

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)

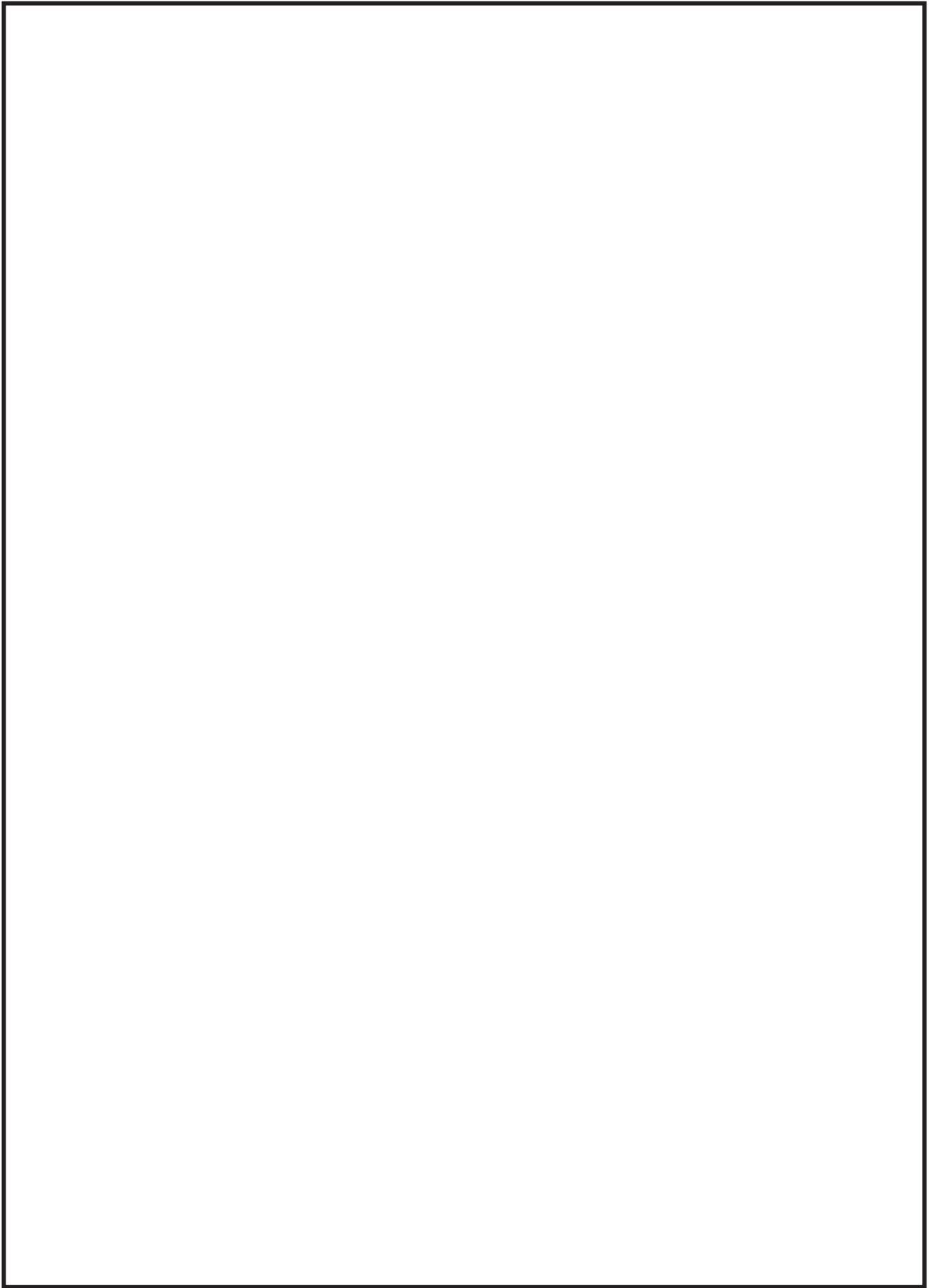



図 49-27 2号炉原子炉建屋 

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)

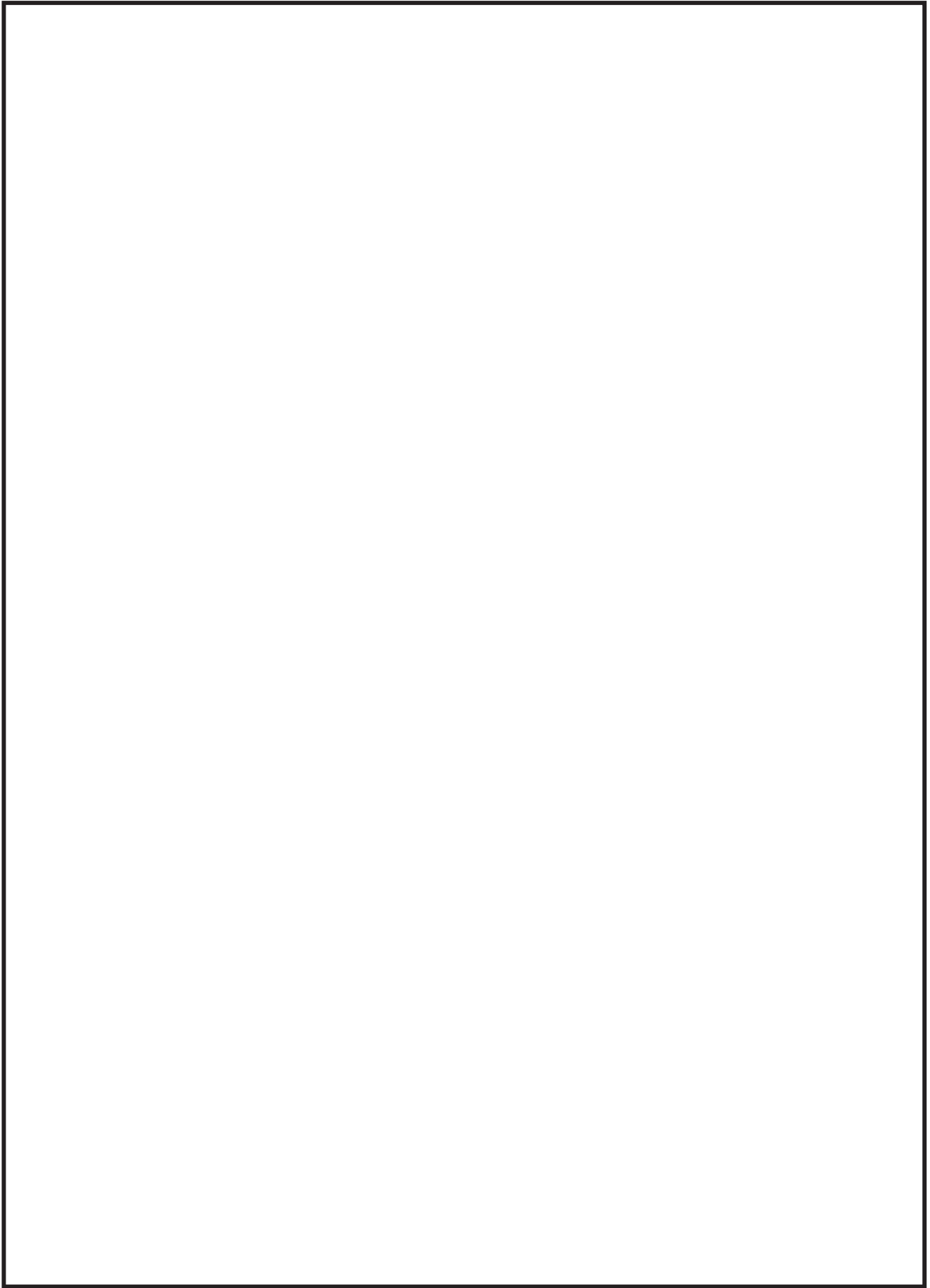



図 49-28 2号炉原子炉建屋 

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)

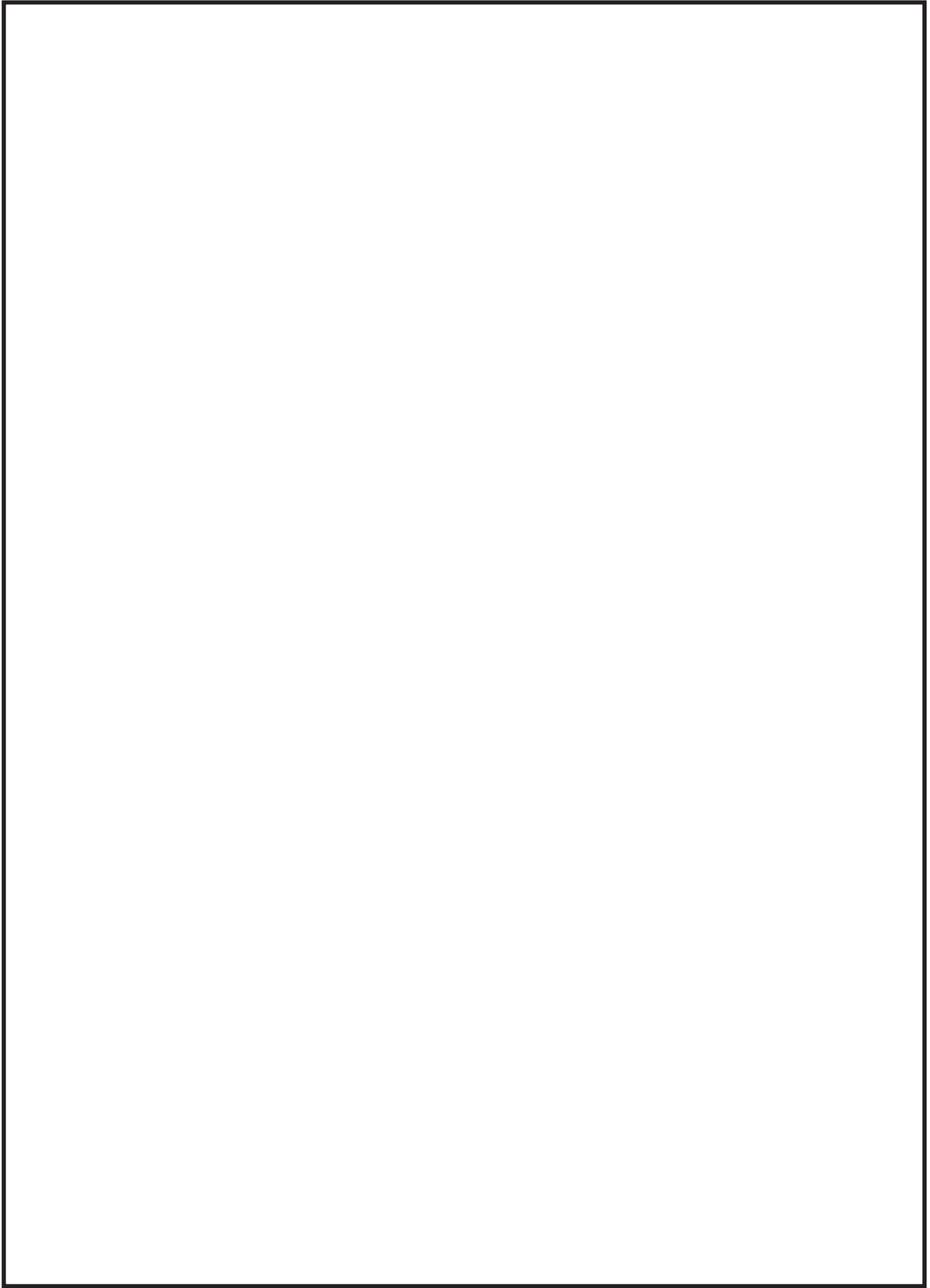



図 49-29 2号炉原子炉建屋 

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)

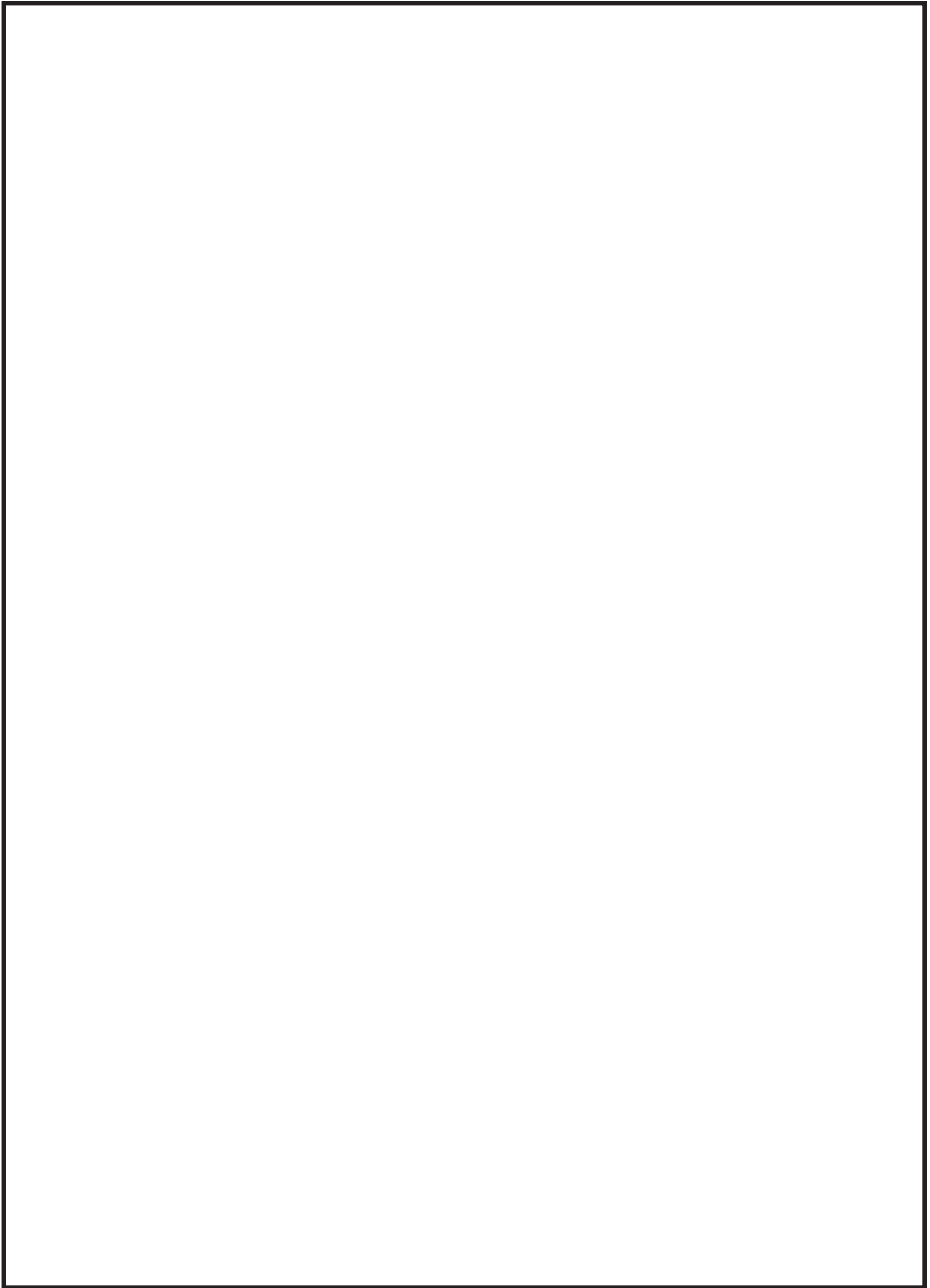



図 49-30 2号炉制御建屋 

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)

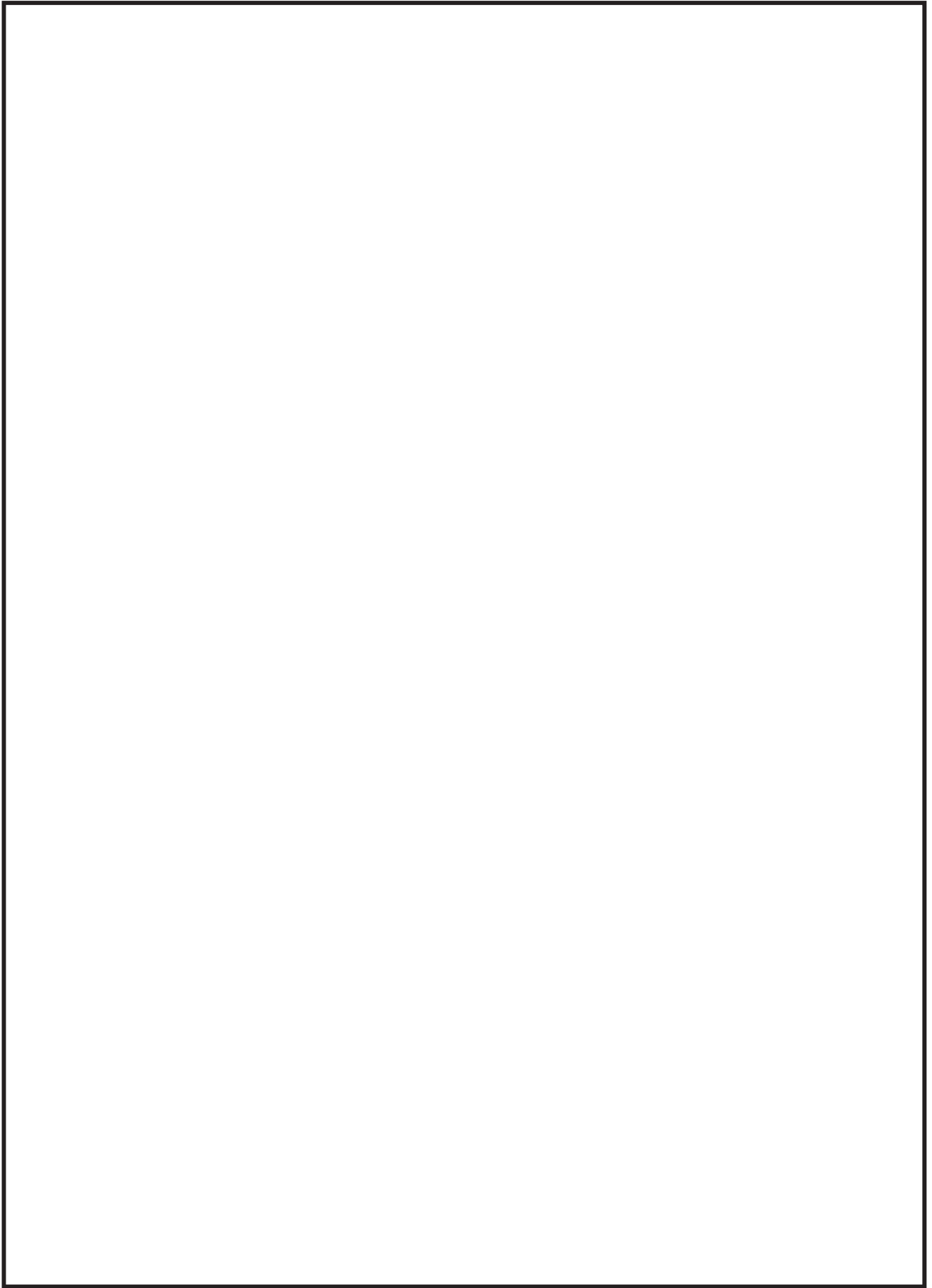



図 49-31 2号炉制御建屋 

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)

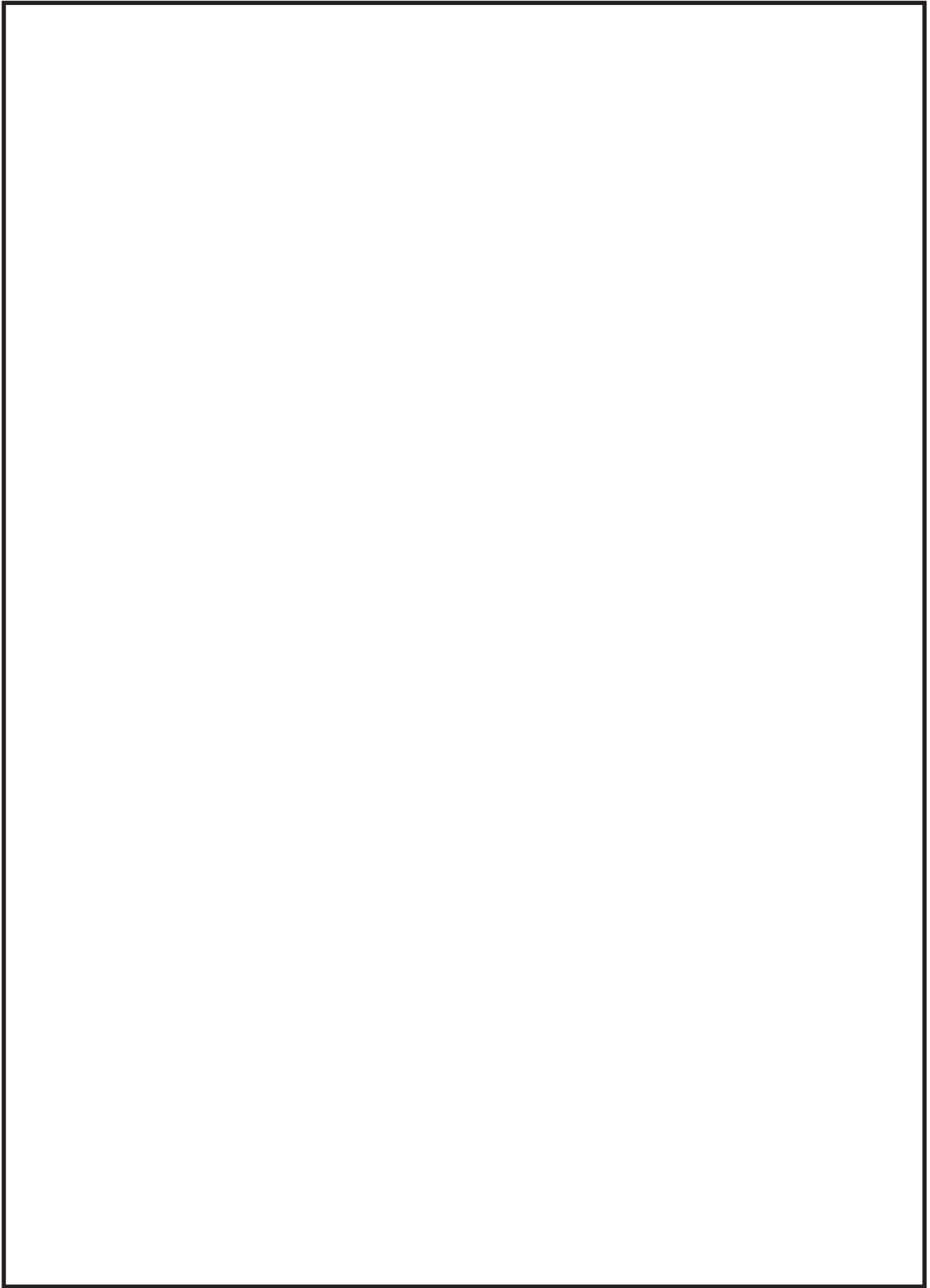



図 49-32 2号炉制御建屋 

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)

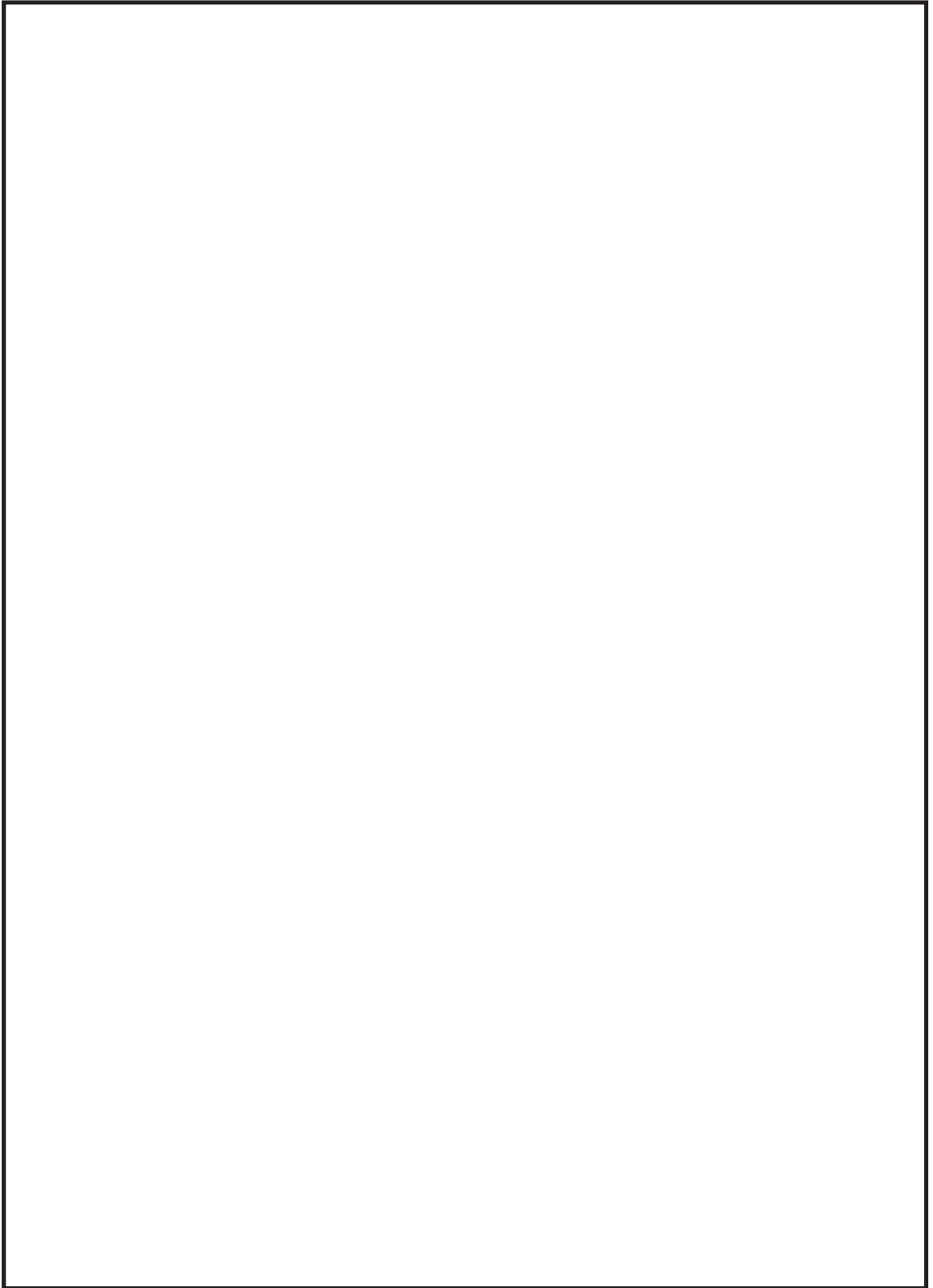



図 49-33 2号炉制御建屋 

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)

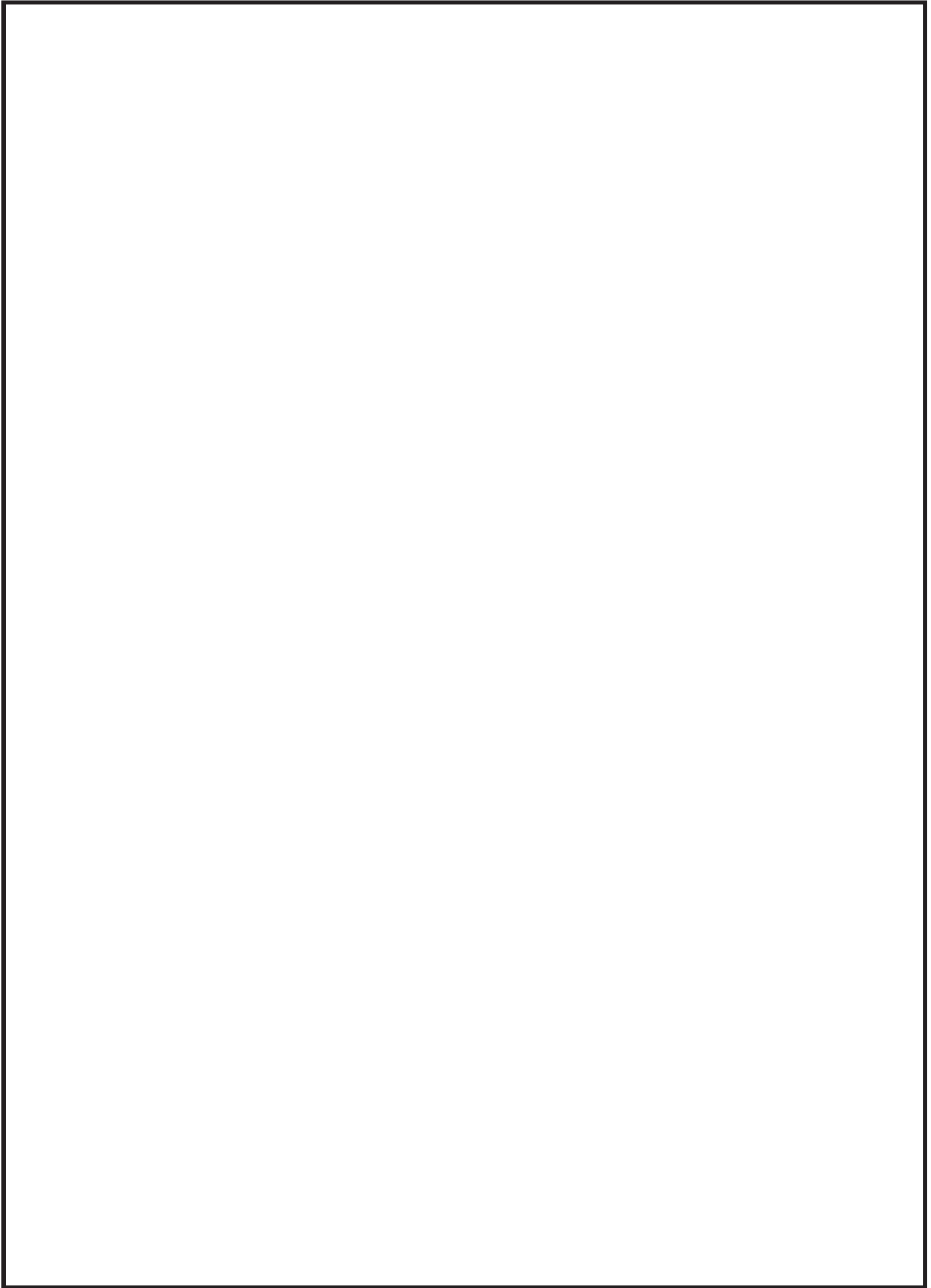



図 49-34 2号炉制御建屋 

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)

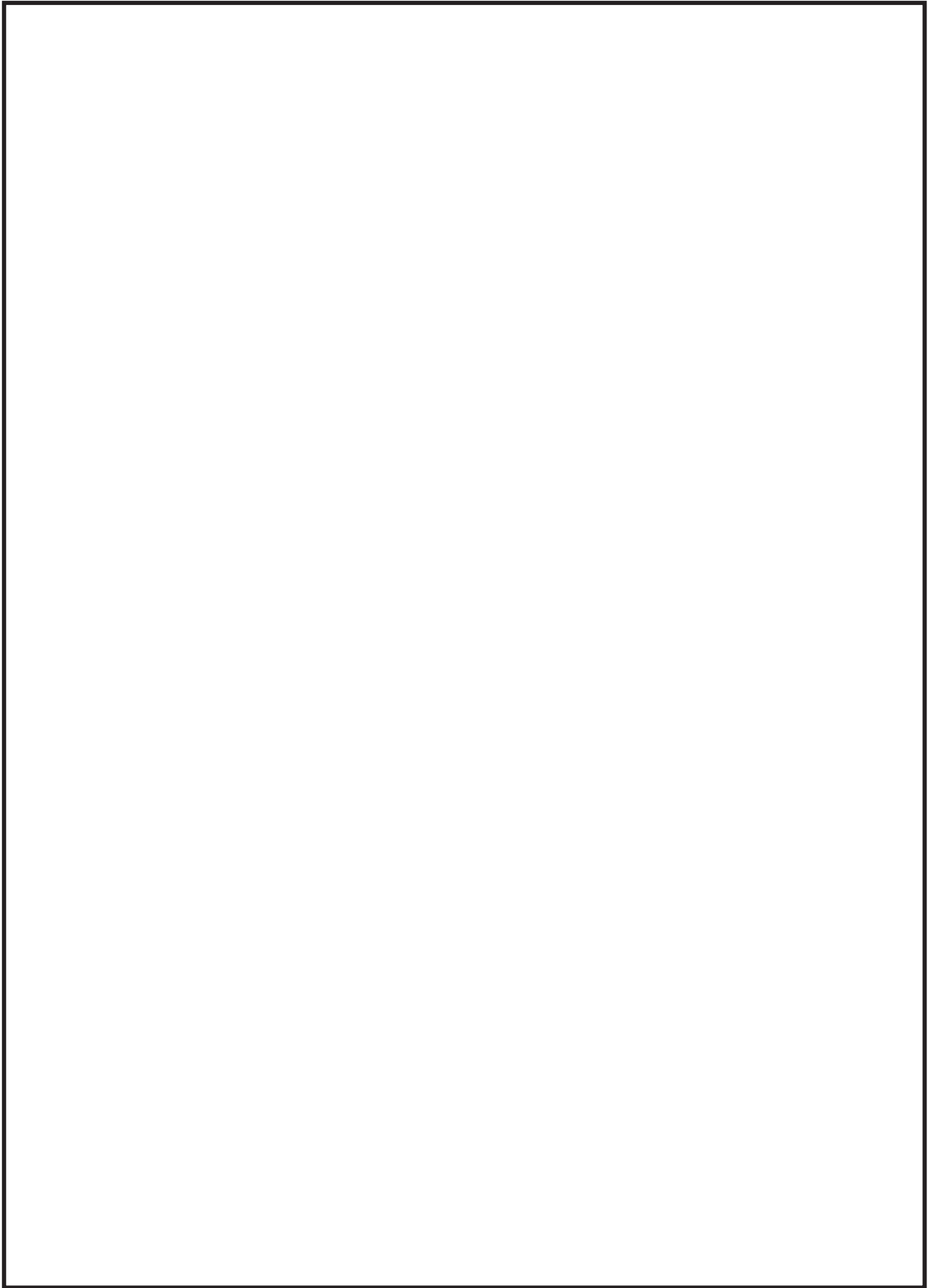



図 51-1 2号炉原子炉建屋 

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)

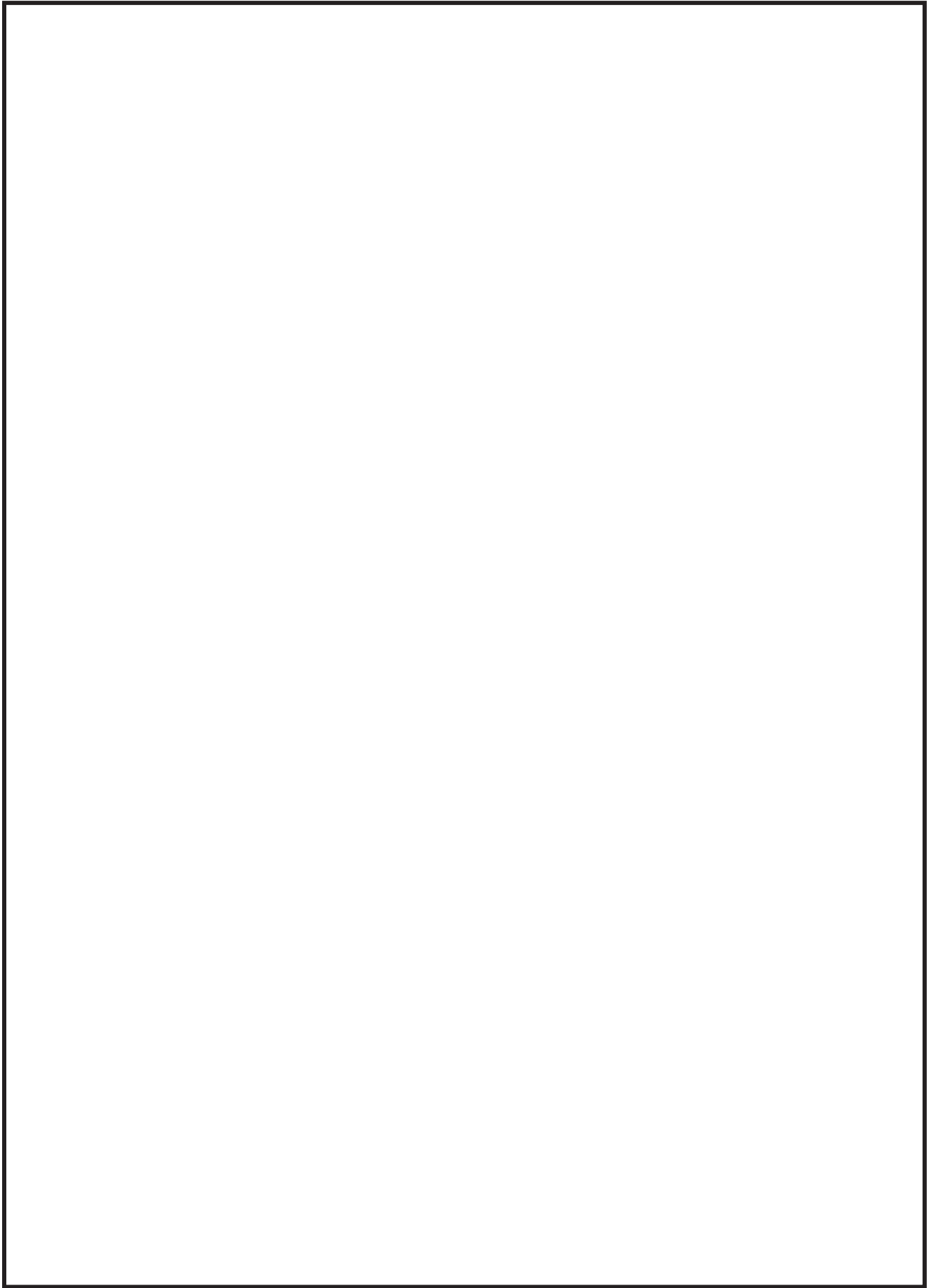


図 51-2 2号炉原子炉建屋



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)

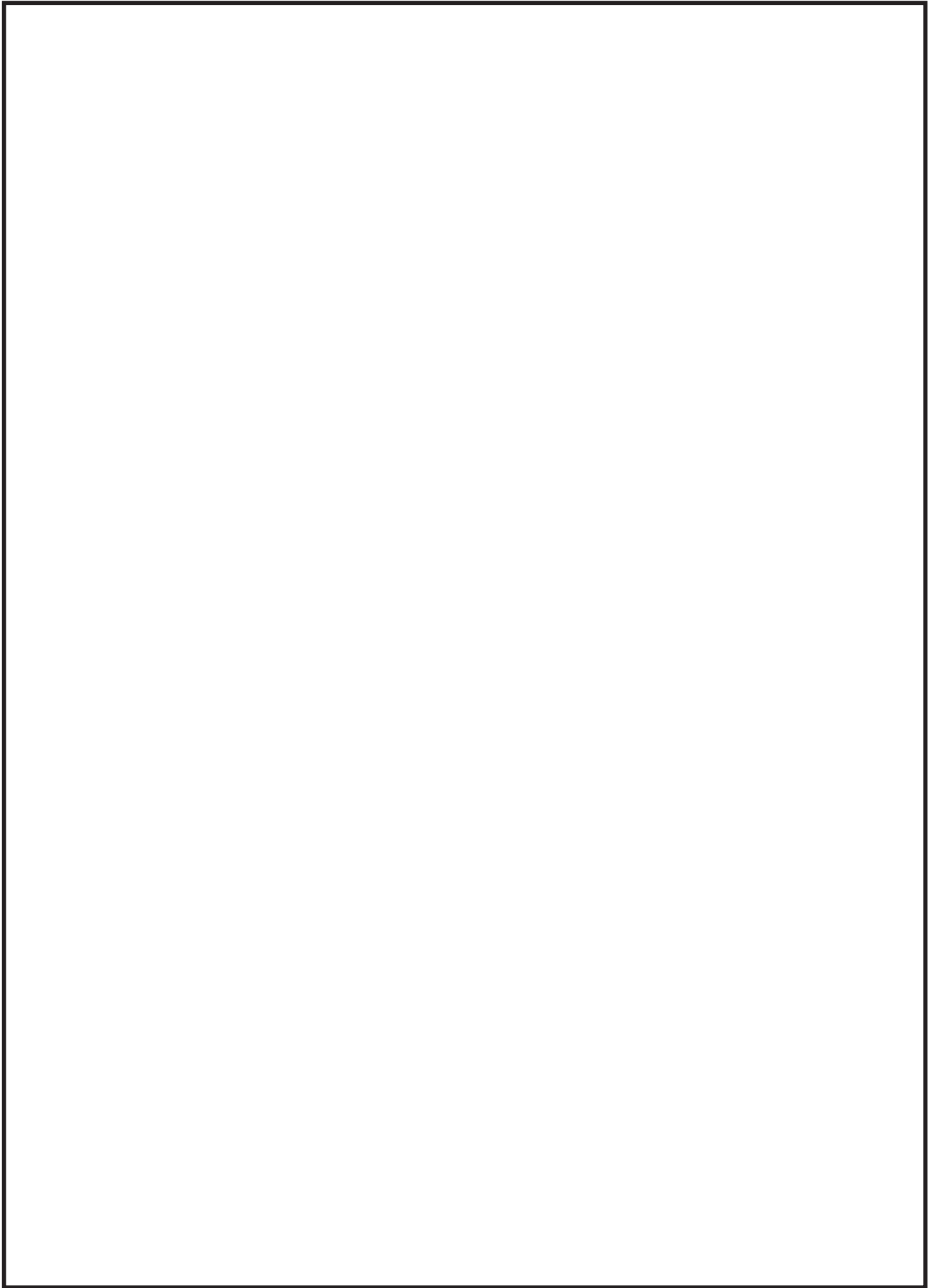



図 51-3 2号炉原子炉建屋 

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)

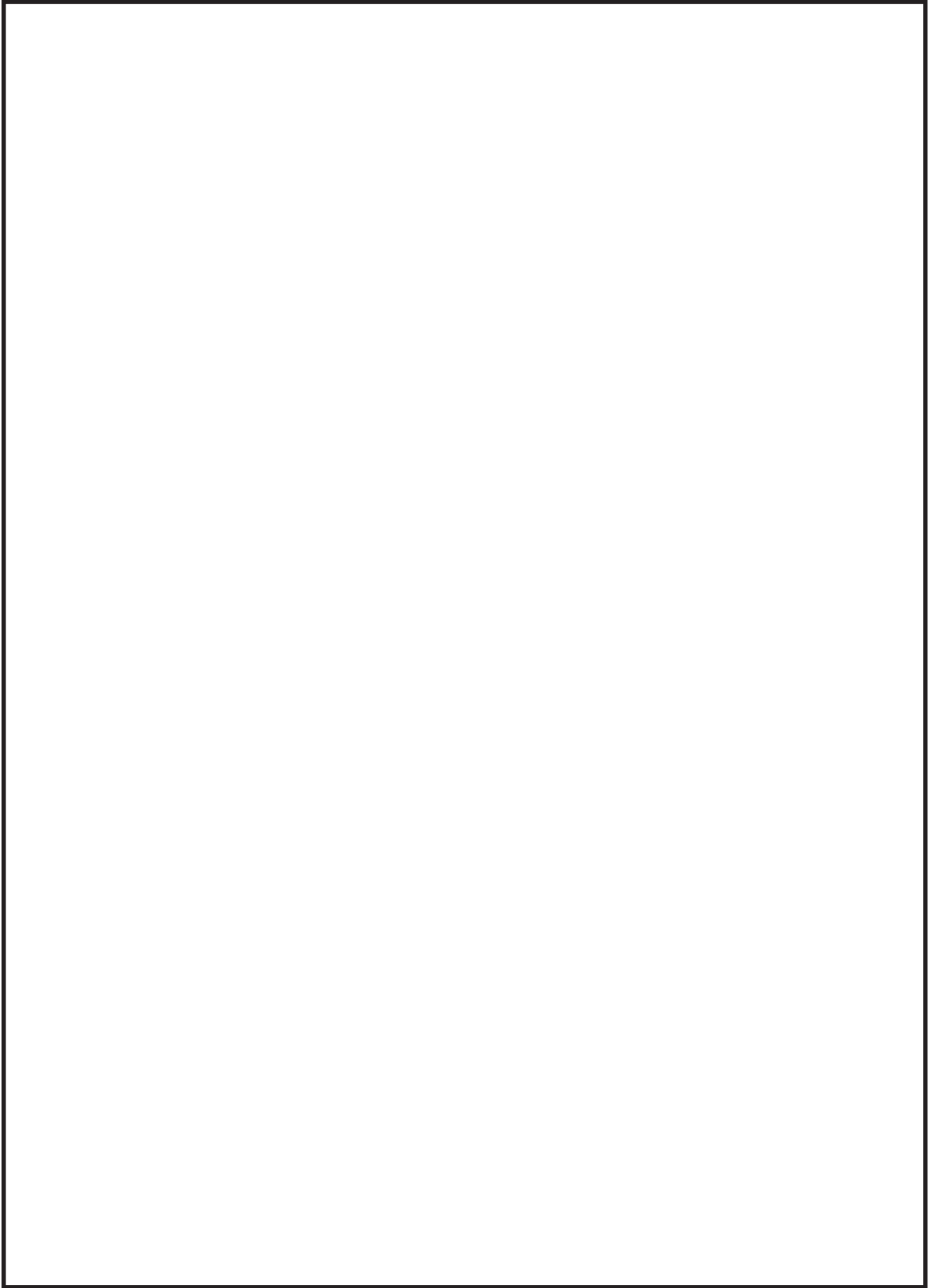


図 51-4 2号炉原子炉建屋



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)

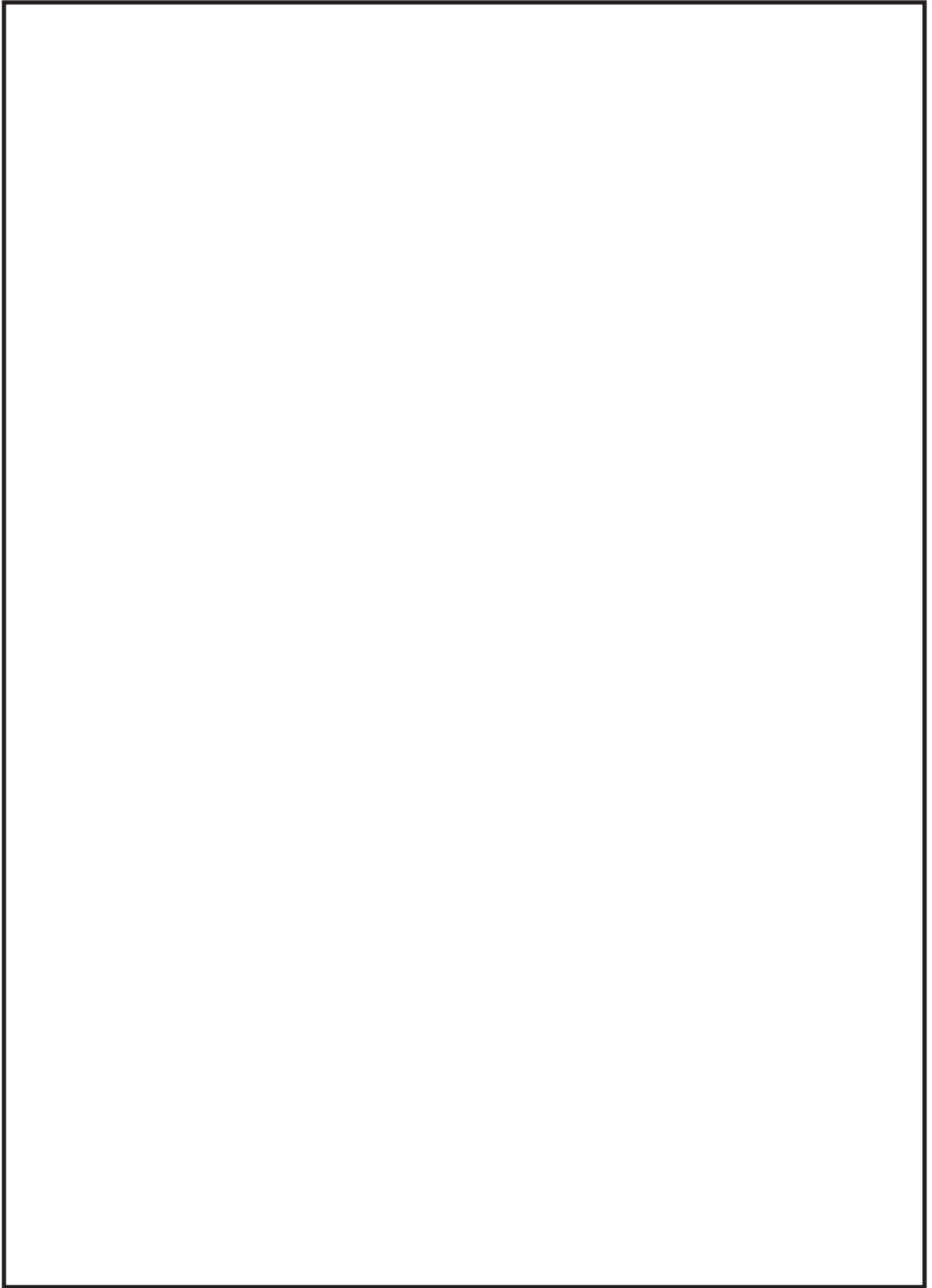



図 51-5 2号炉原子炉建屋 

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)

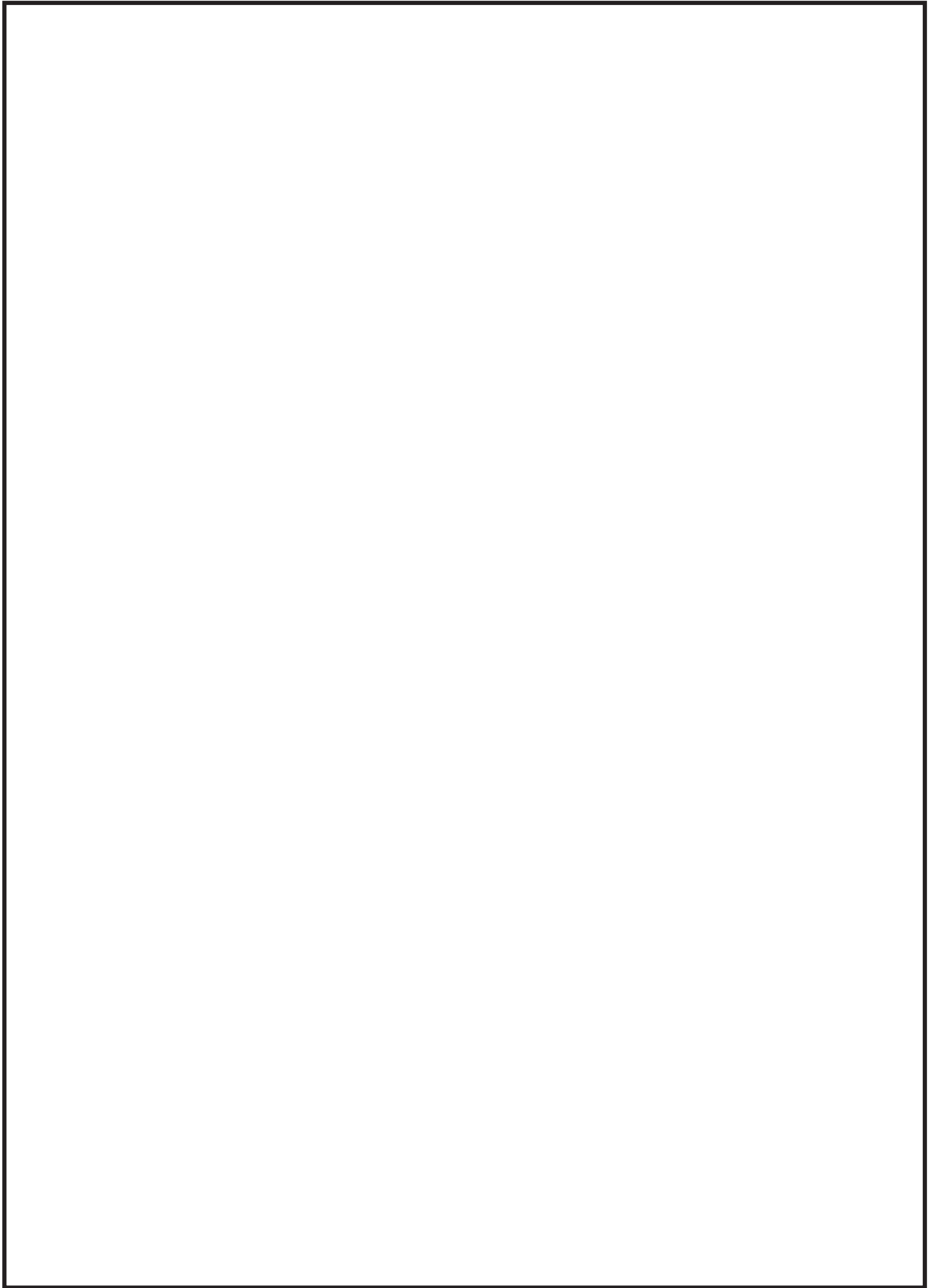


図 51-6 2号炉原子炉建屋



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)

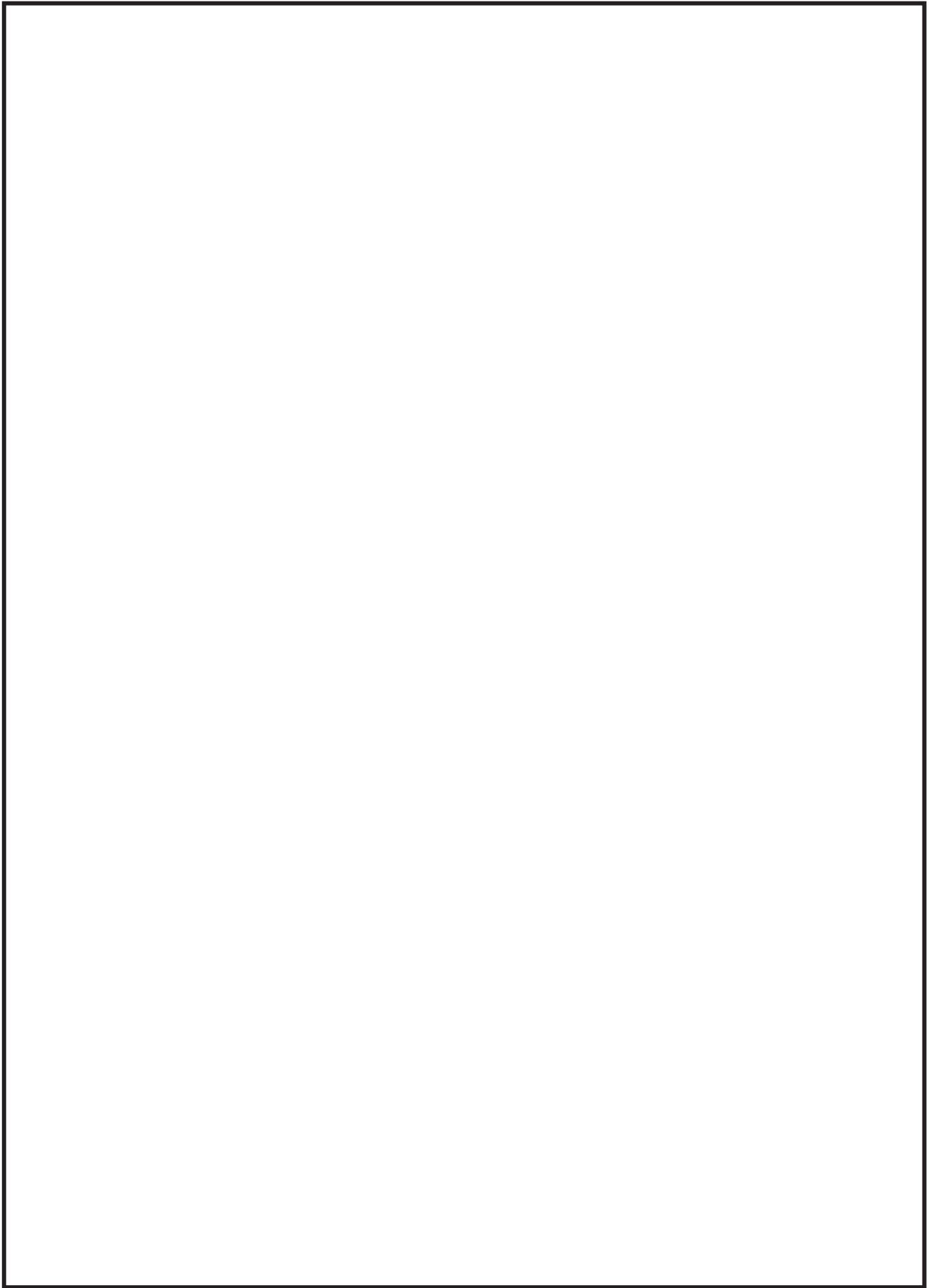



図 51-7 2号炉原子炉建屋 

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)

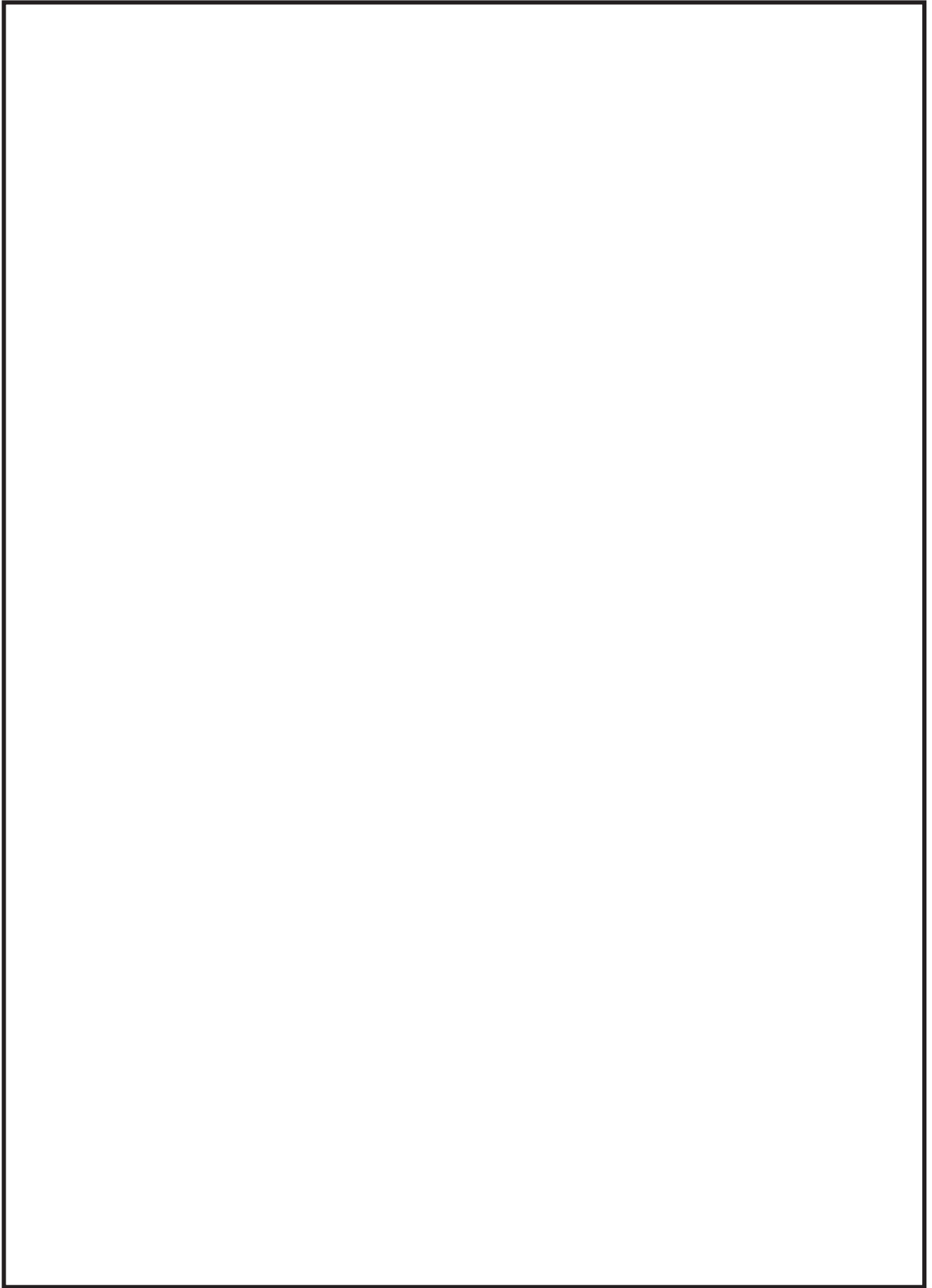


図 51-8 2号炉原子炉建屋



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)

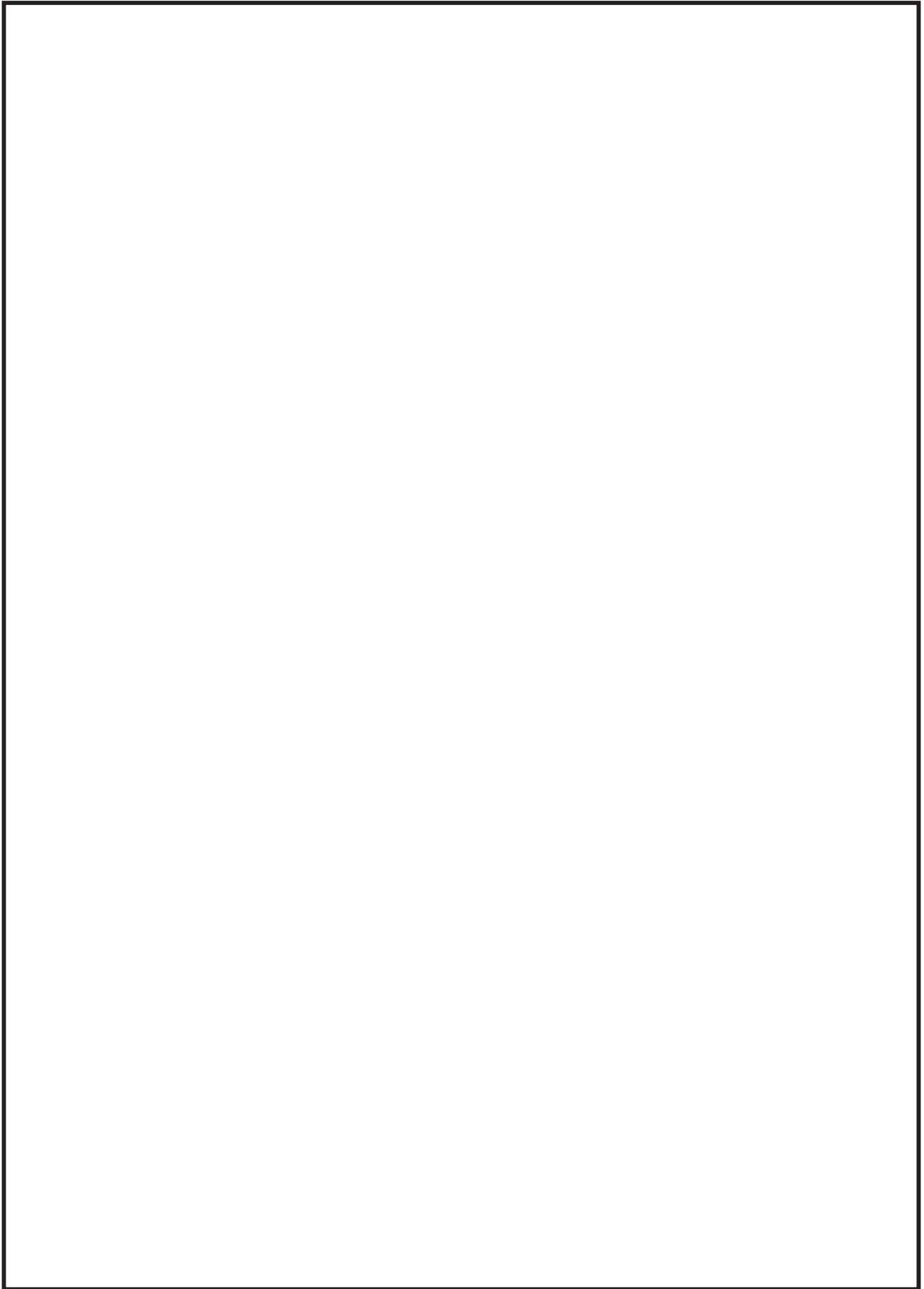


図 51-9 2号炉原子炉建屋



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)

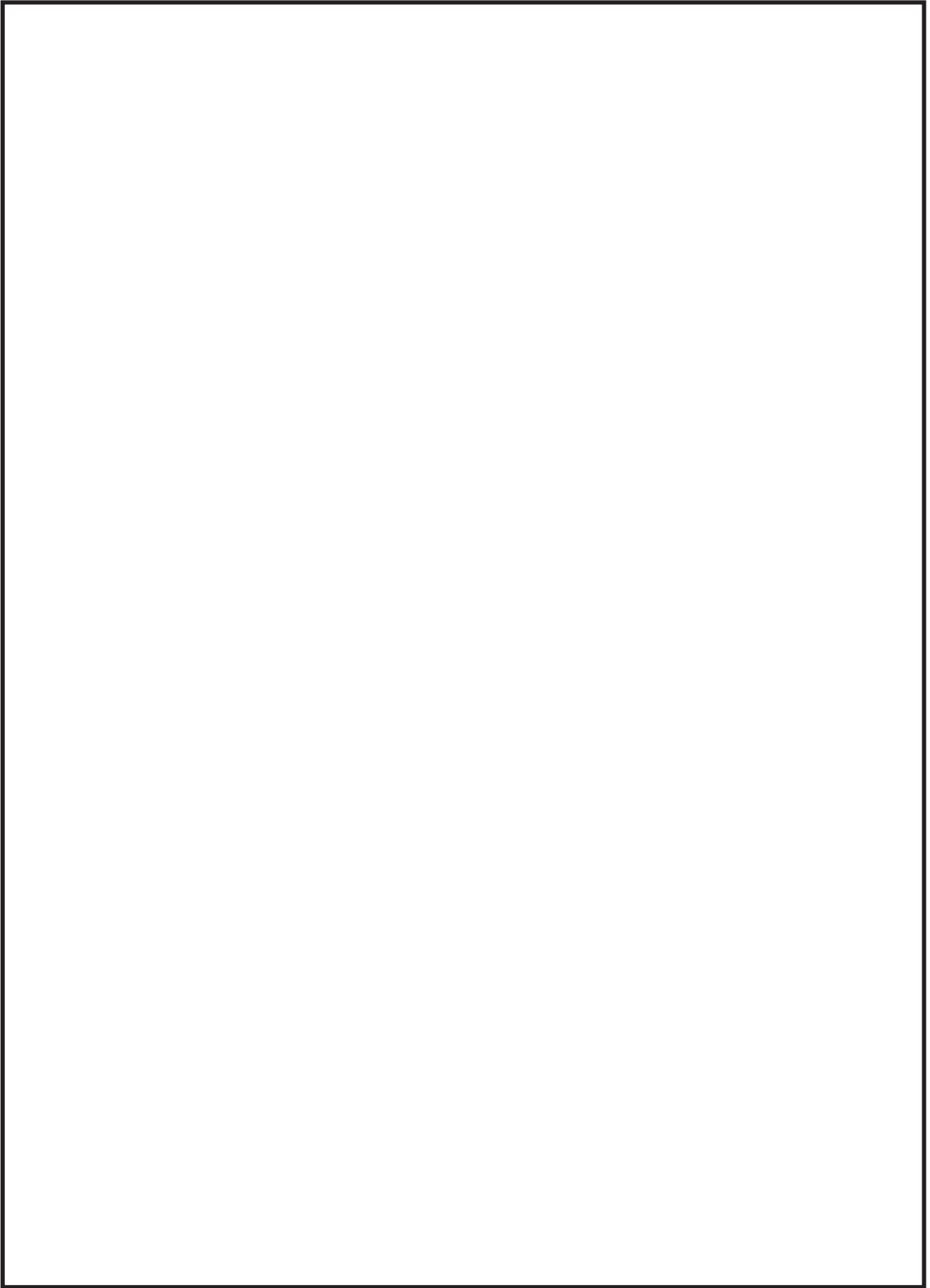



図 51-10 2号炉制御建屋 

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)

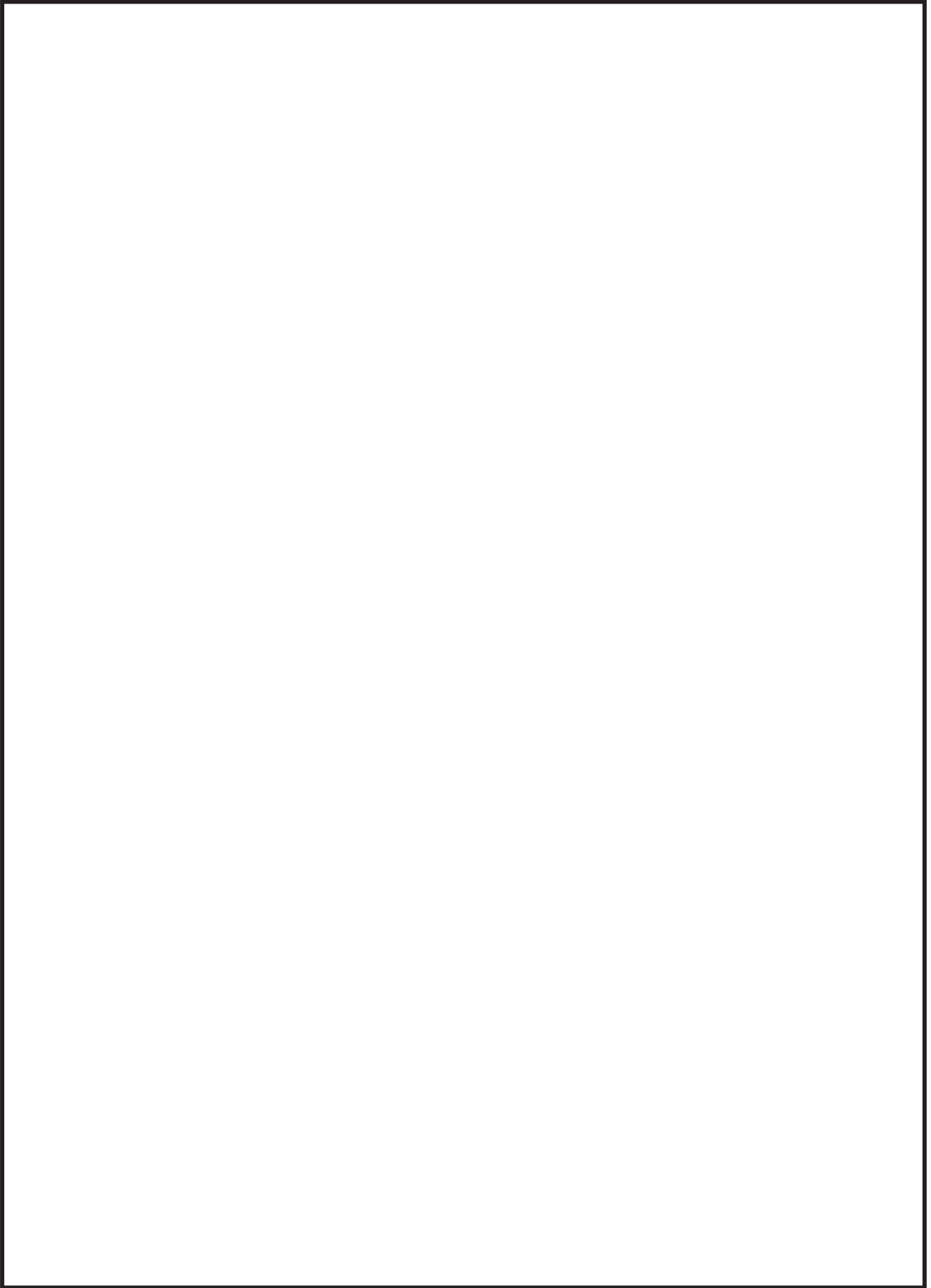



図 51-11 2号炉制御建屋 

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)

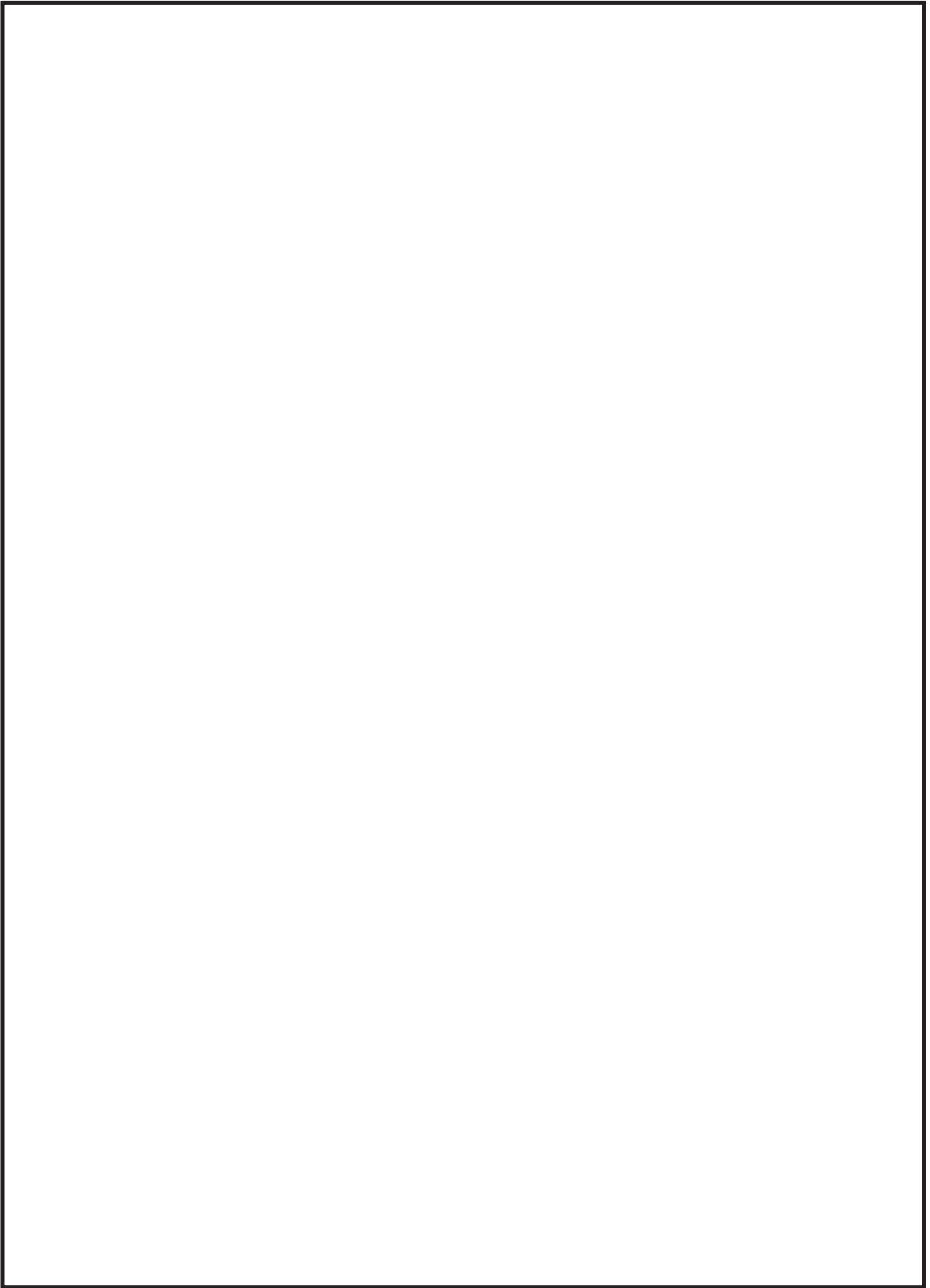



図 51-12 2号炉制御建屋 

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)

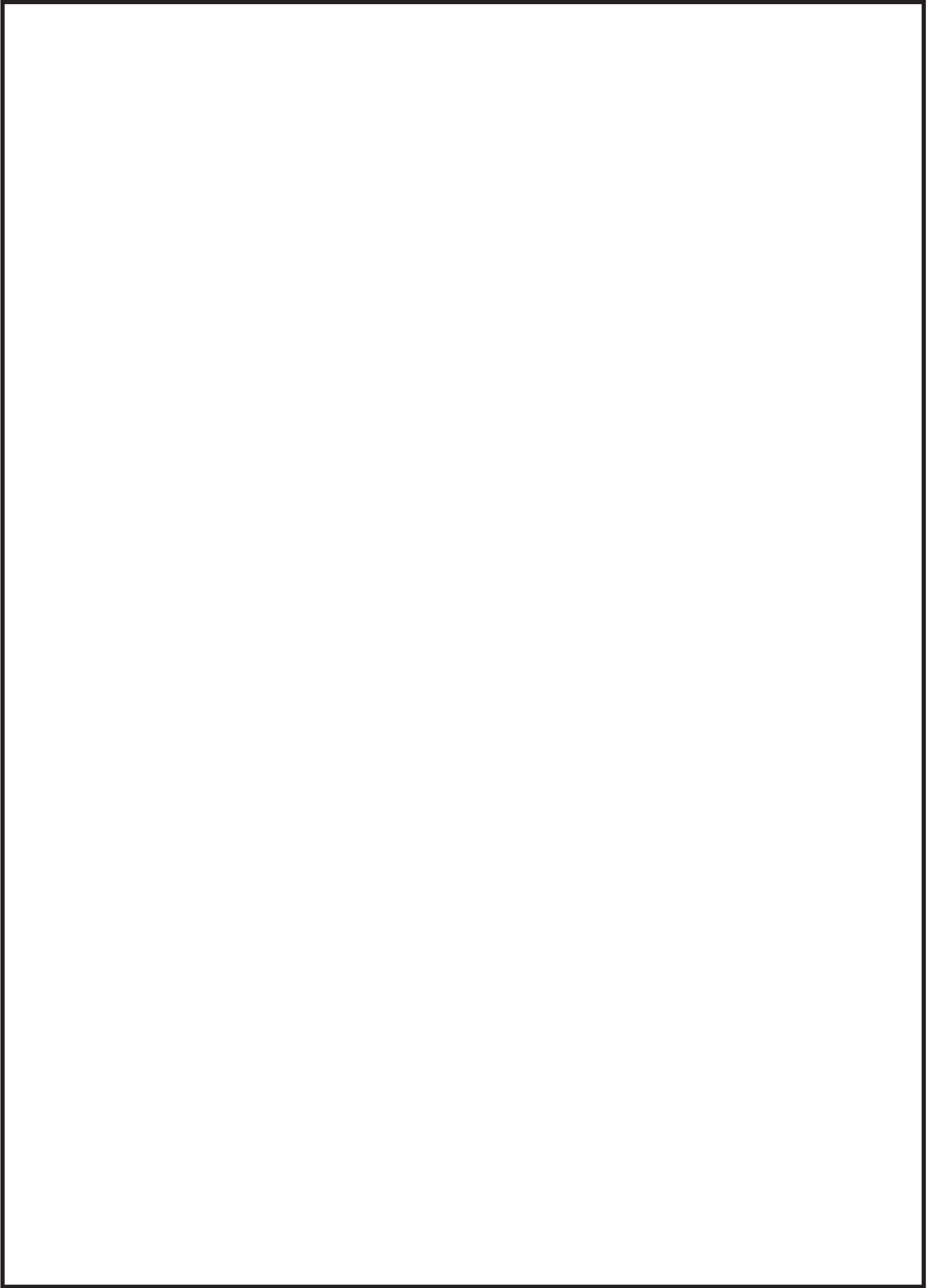



図 51-13 2号炉原子炉建屋 

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)

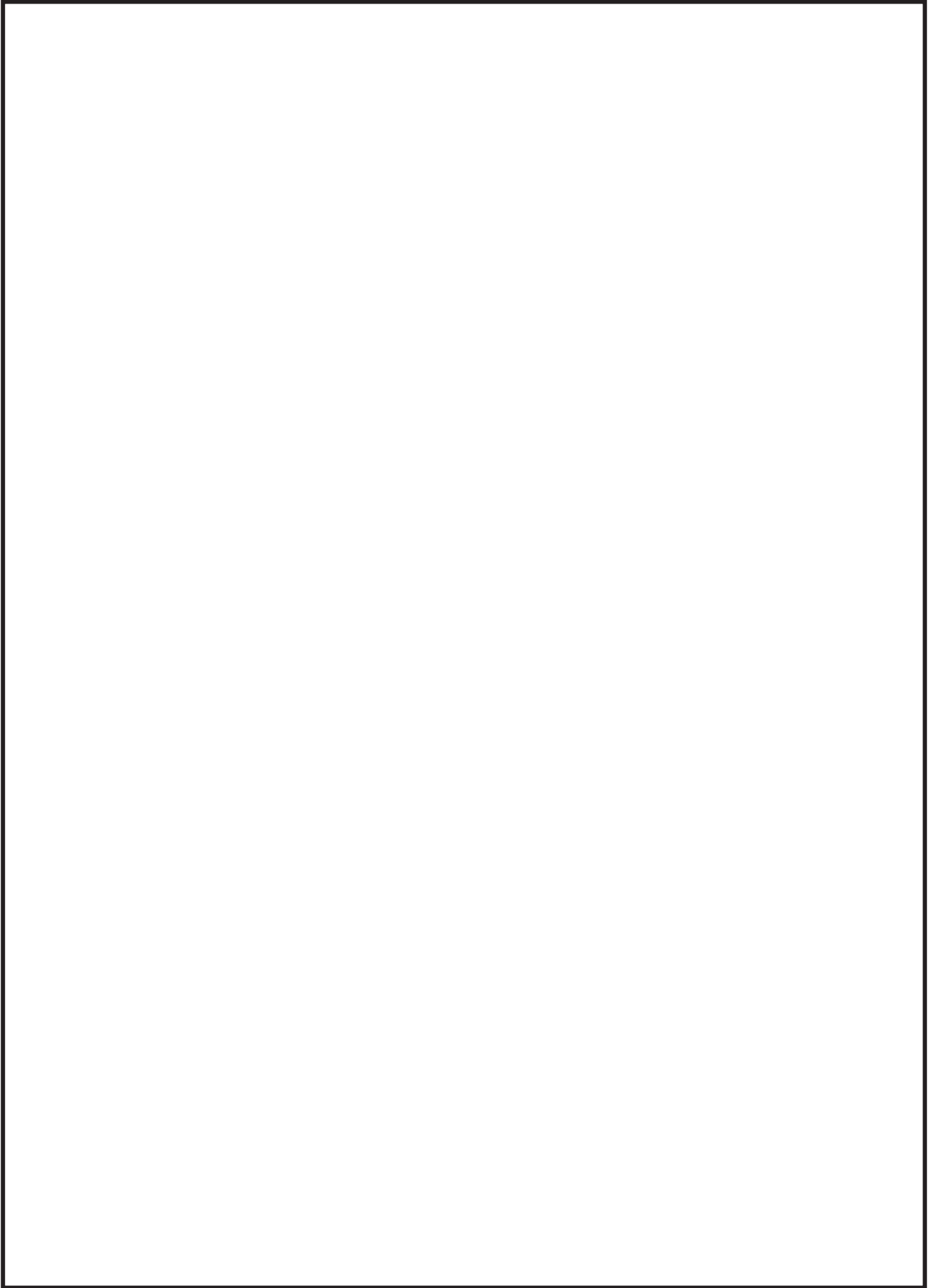


図 51-14 2号炉原子炉建屋

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)

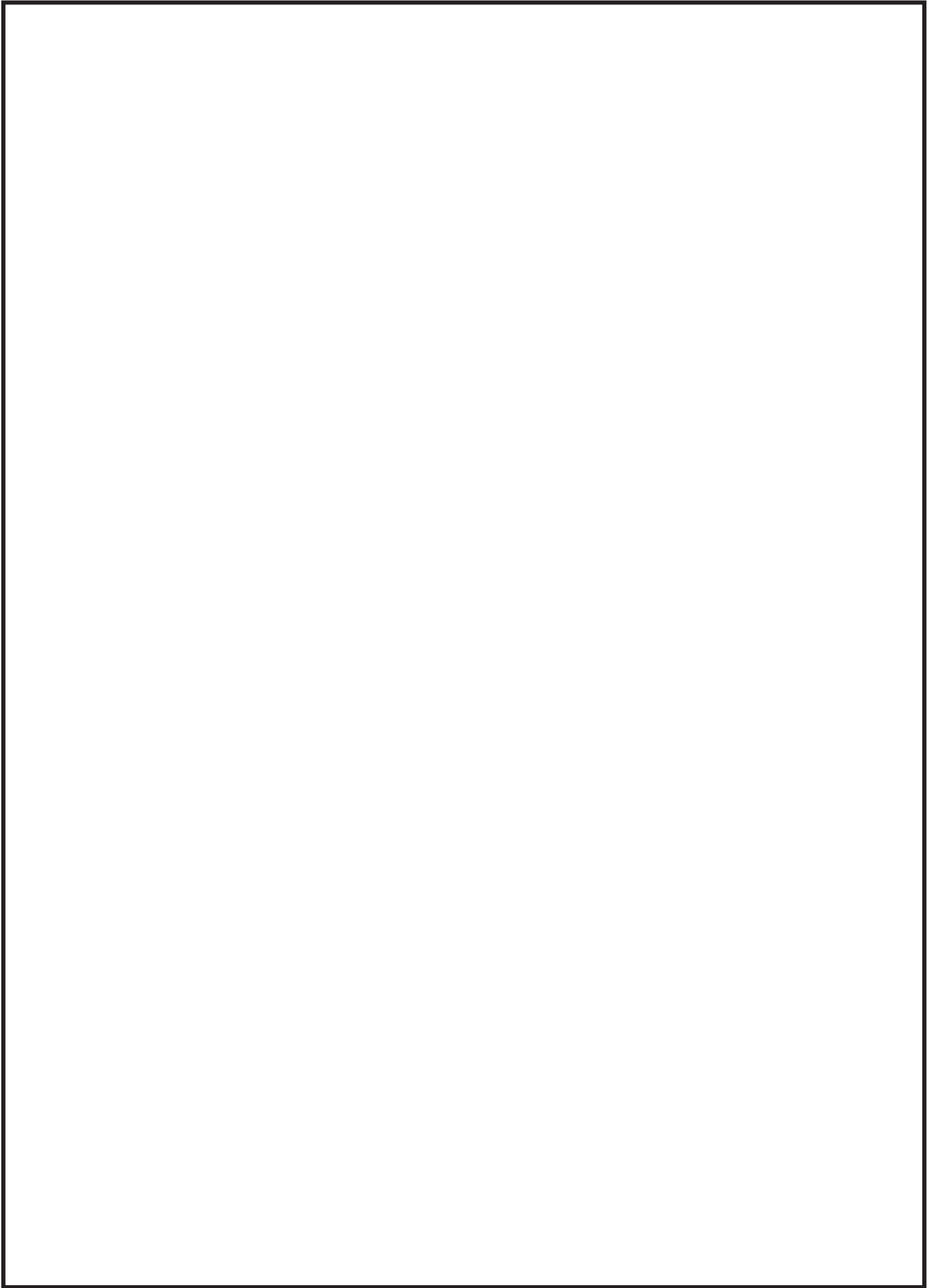



図 51-15 2号炉原子炉建屋 

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)

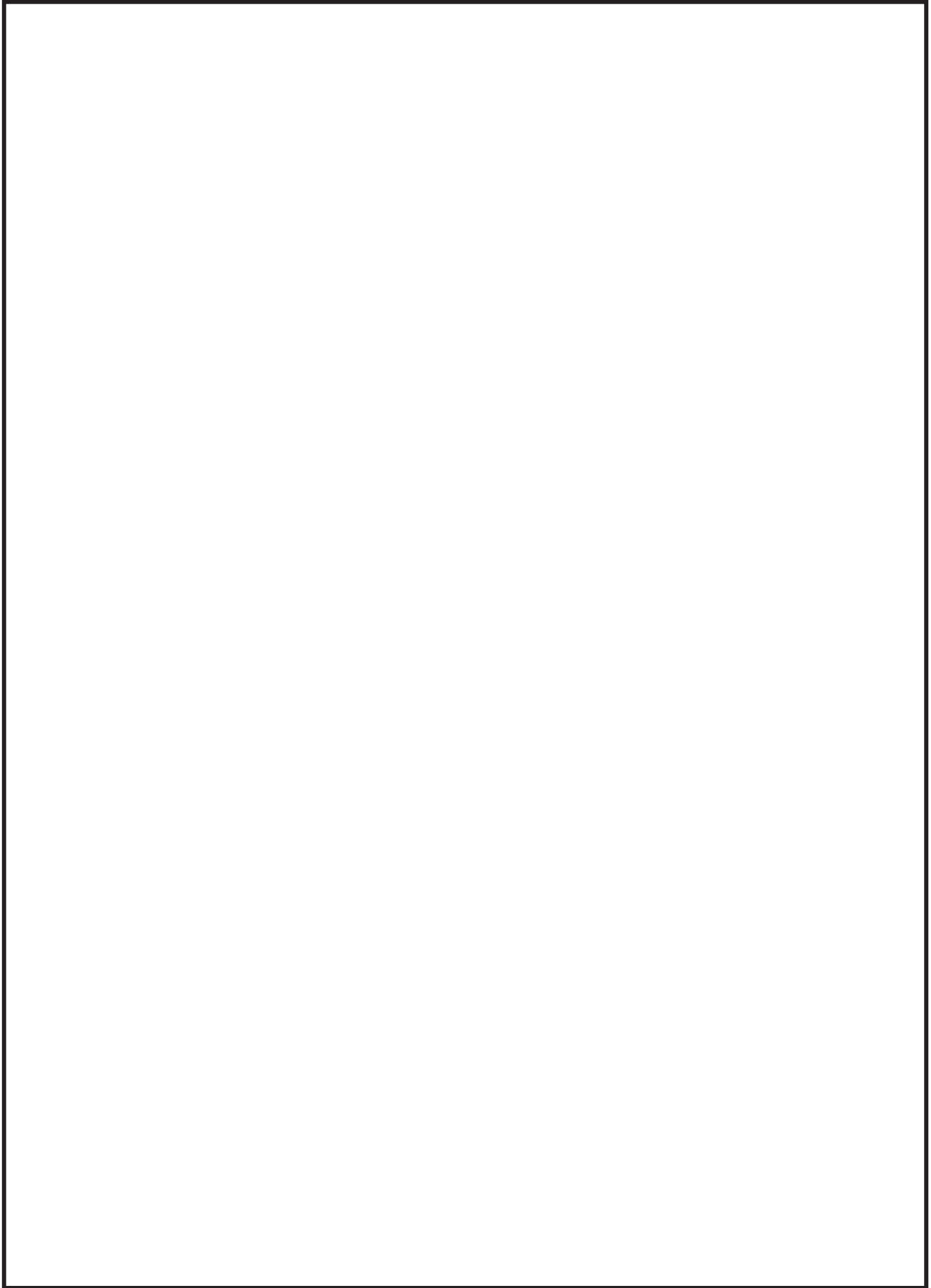



図 51-16 2号炉原子炉建屋 

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)

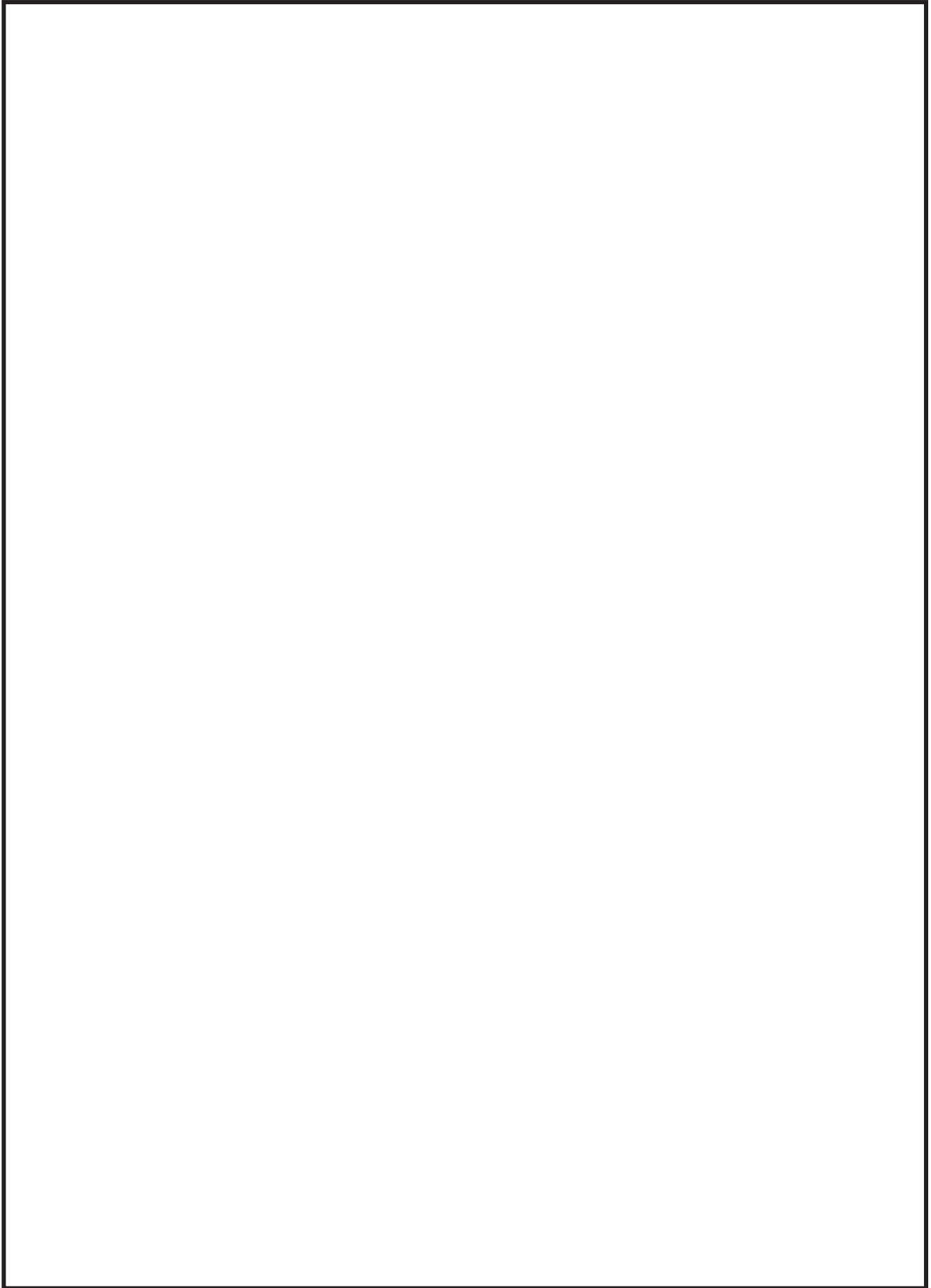



図 51-17 2号炉原子炉建屋 

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)

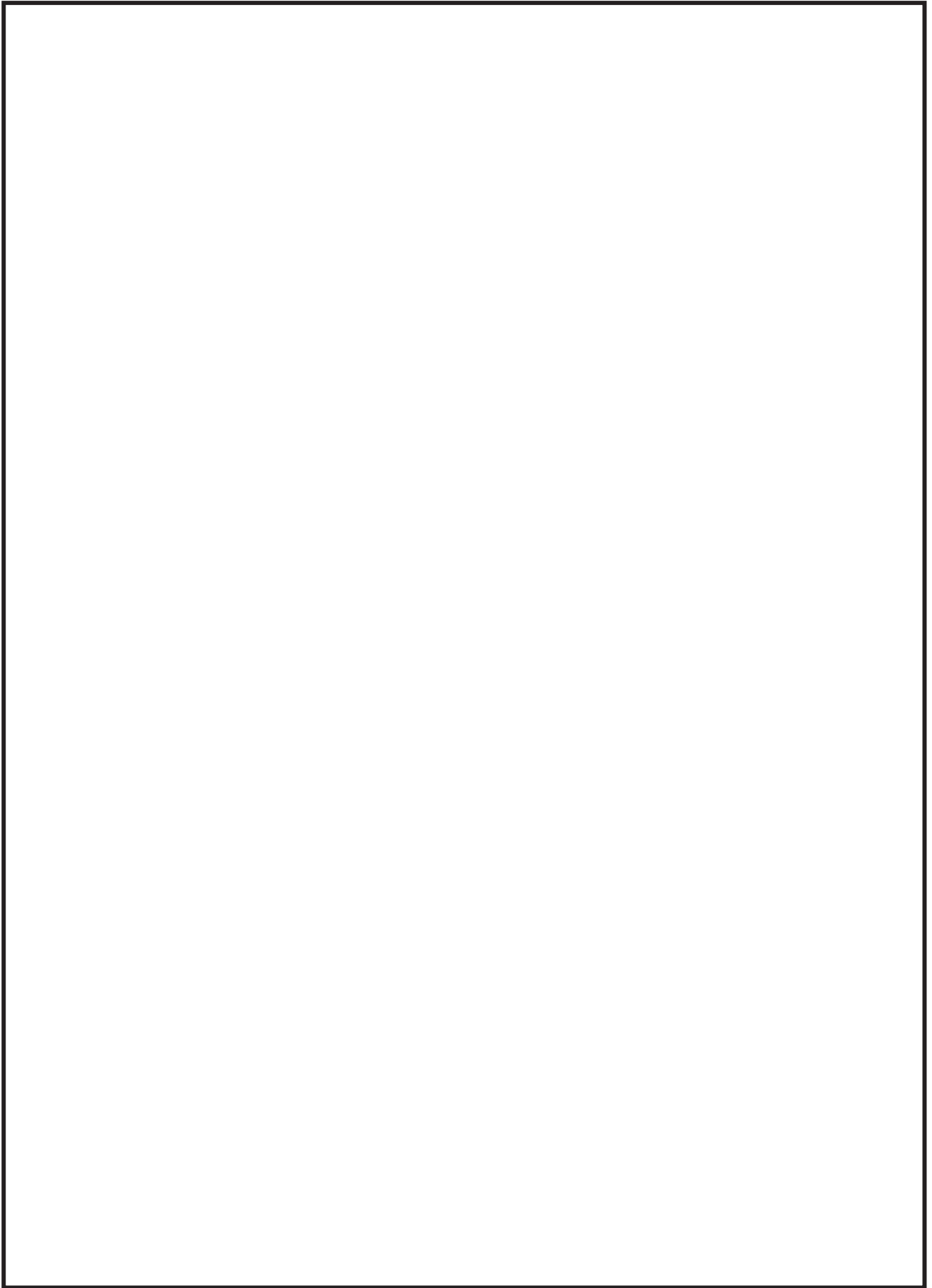



図 51-18 2号炉原子炉建屋 

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)

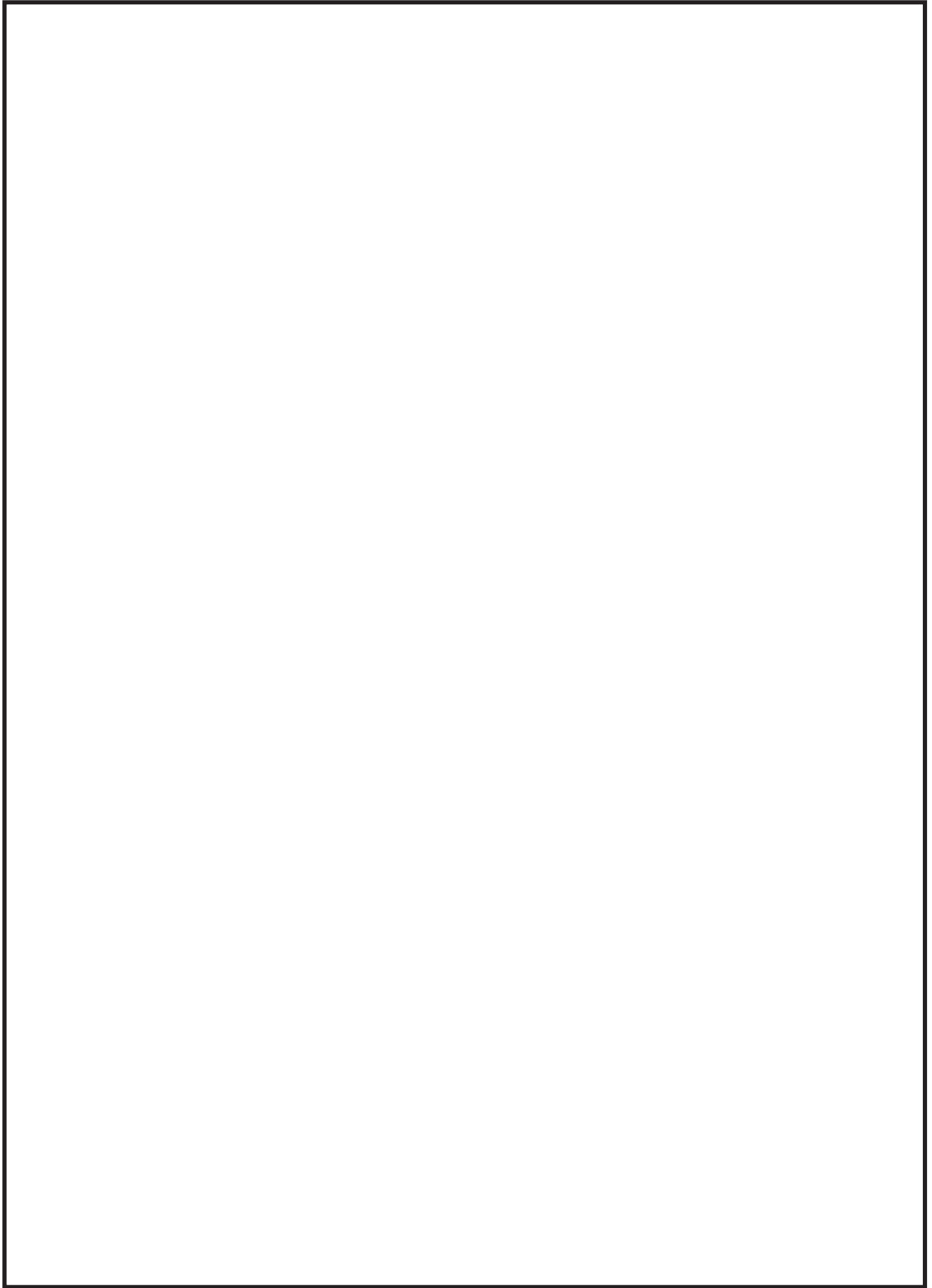



図 51-19 2号炉原子炉建屋 

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)

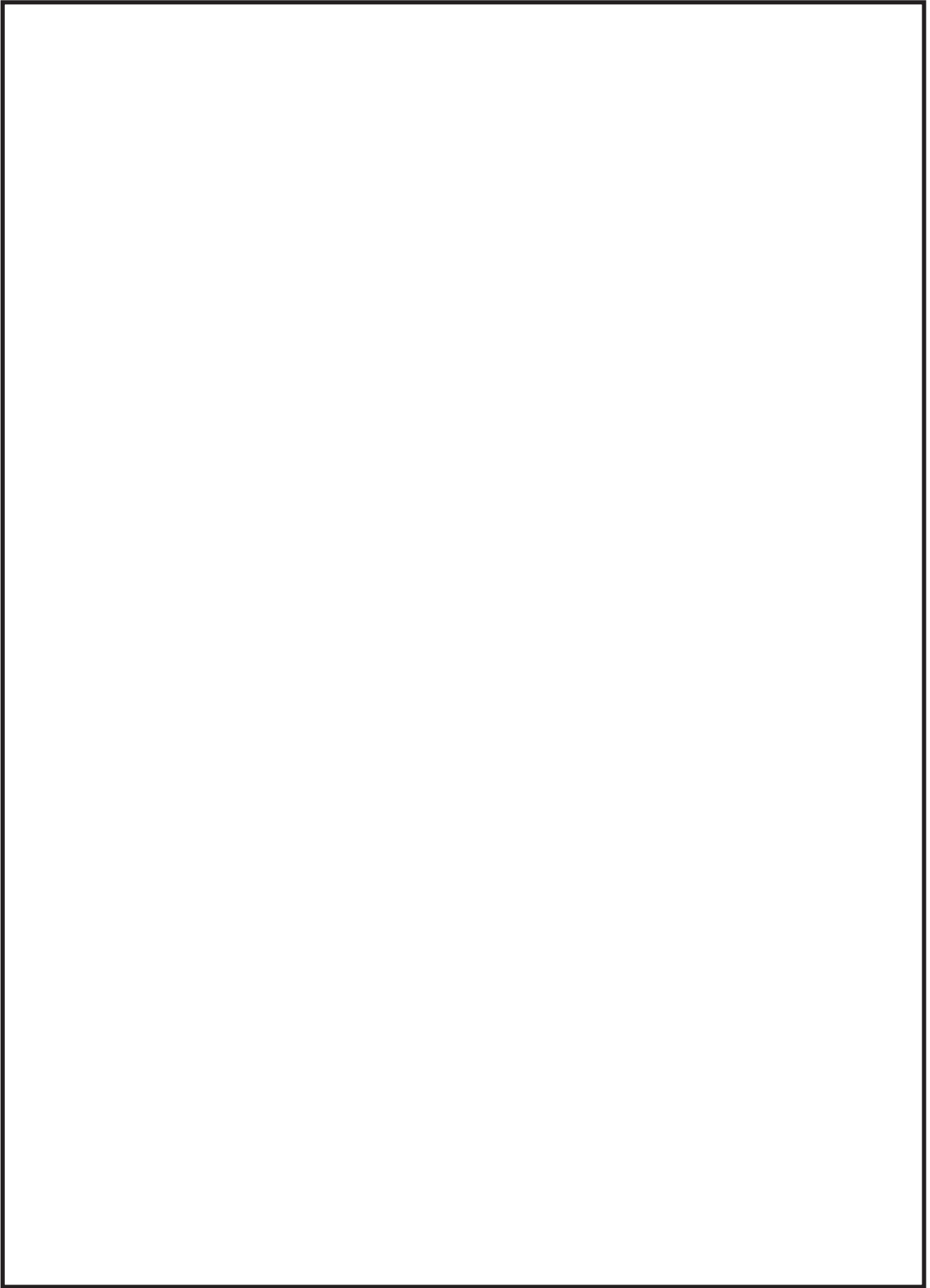



図 51-20 2号炉原子炉建屋 

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)

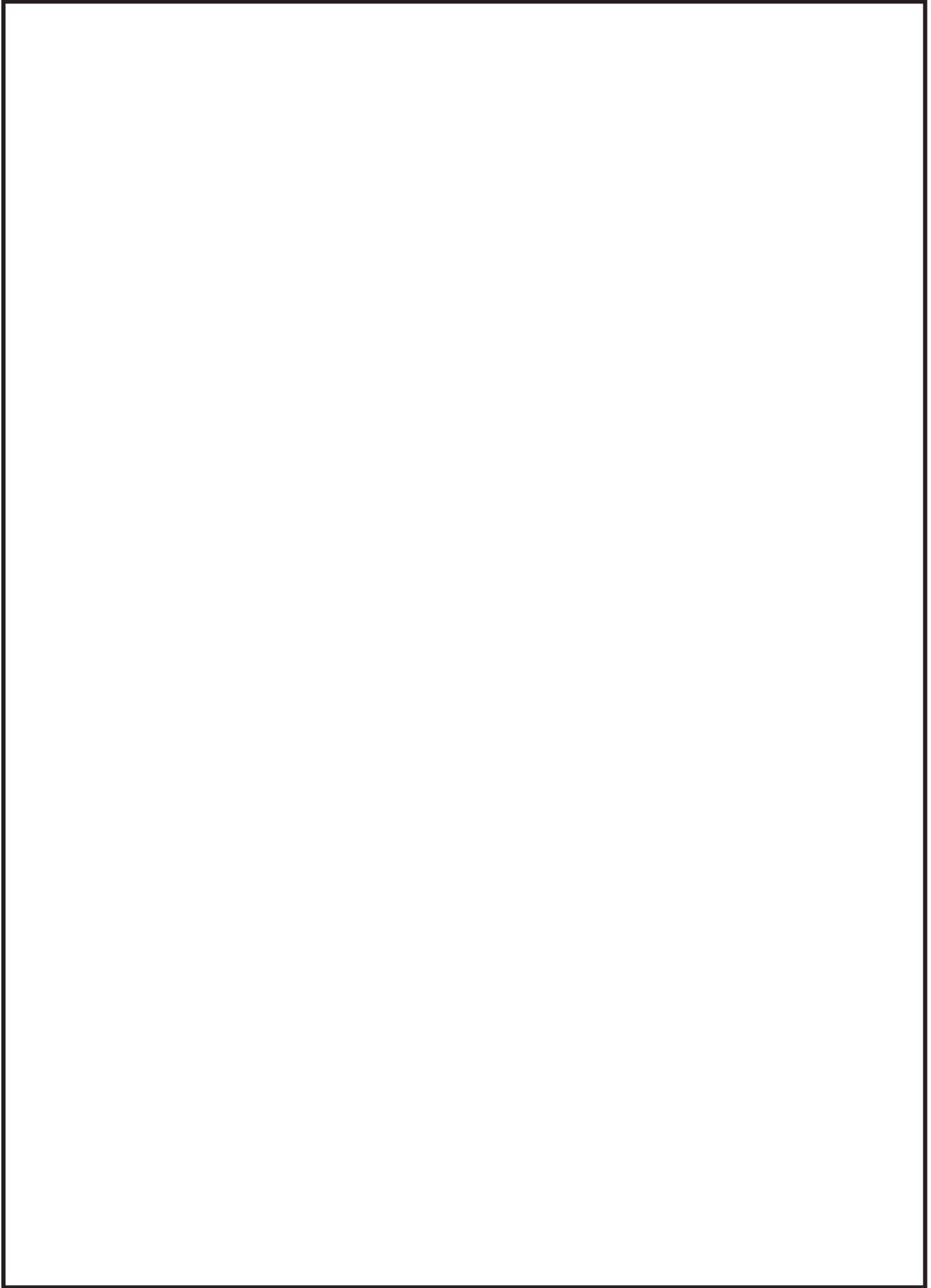



図 51-21 2号炉原子炉建屋 

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)

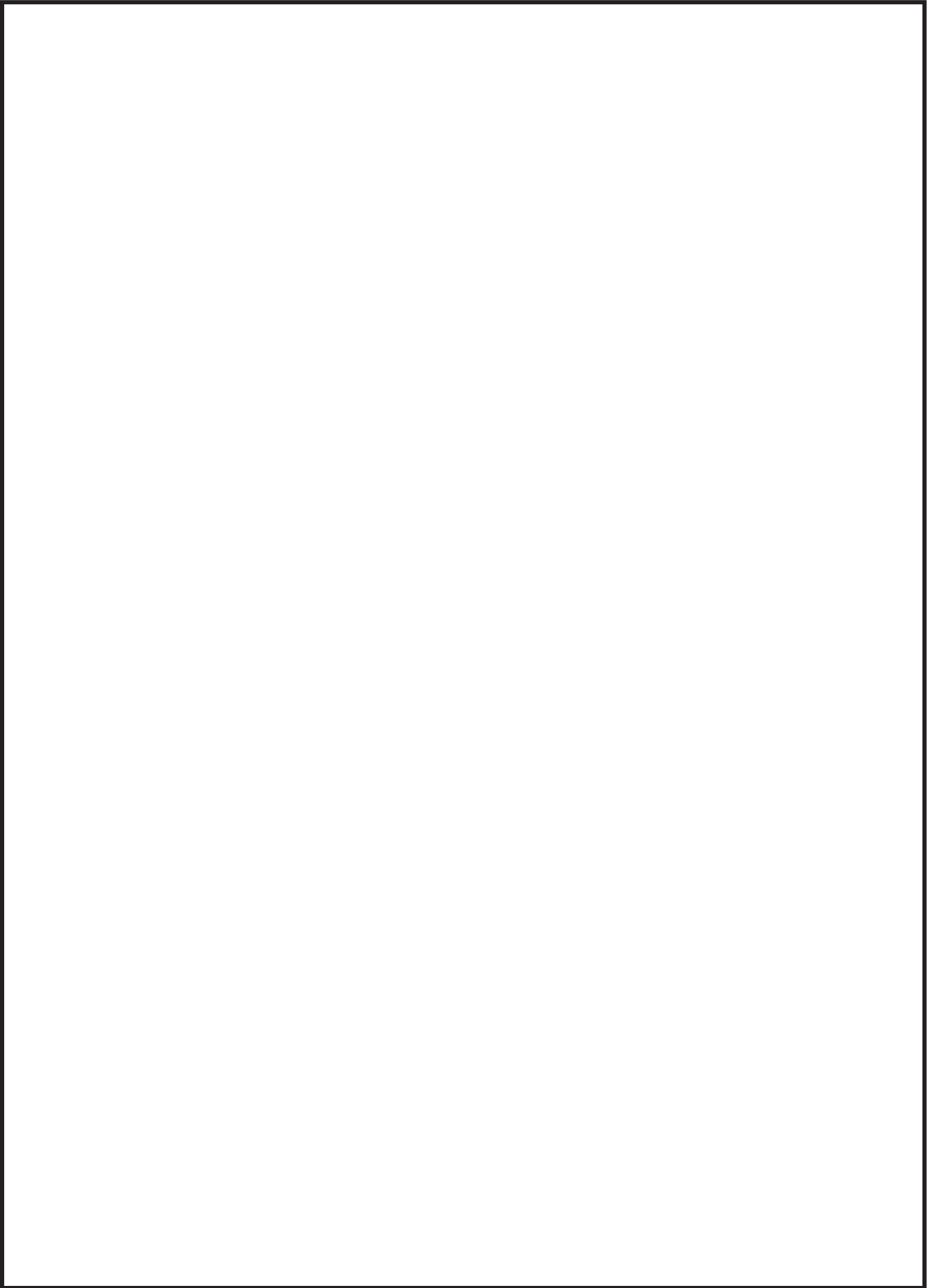



図 51-22 2号炉原子炉建屋 

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)

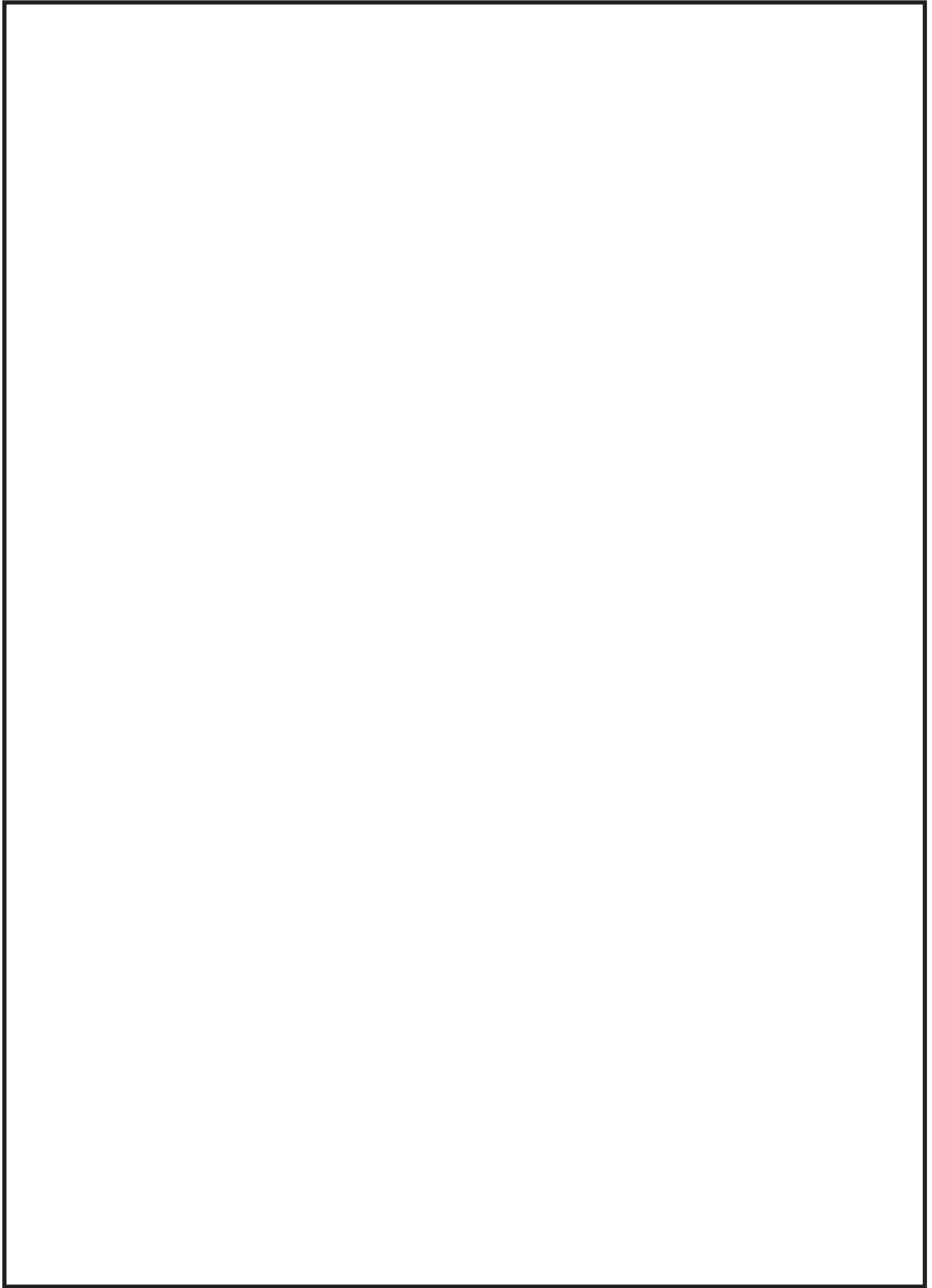



図 51-23 2号炉原子炉建屋 

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)

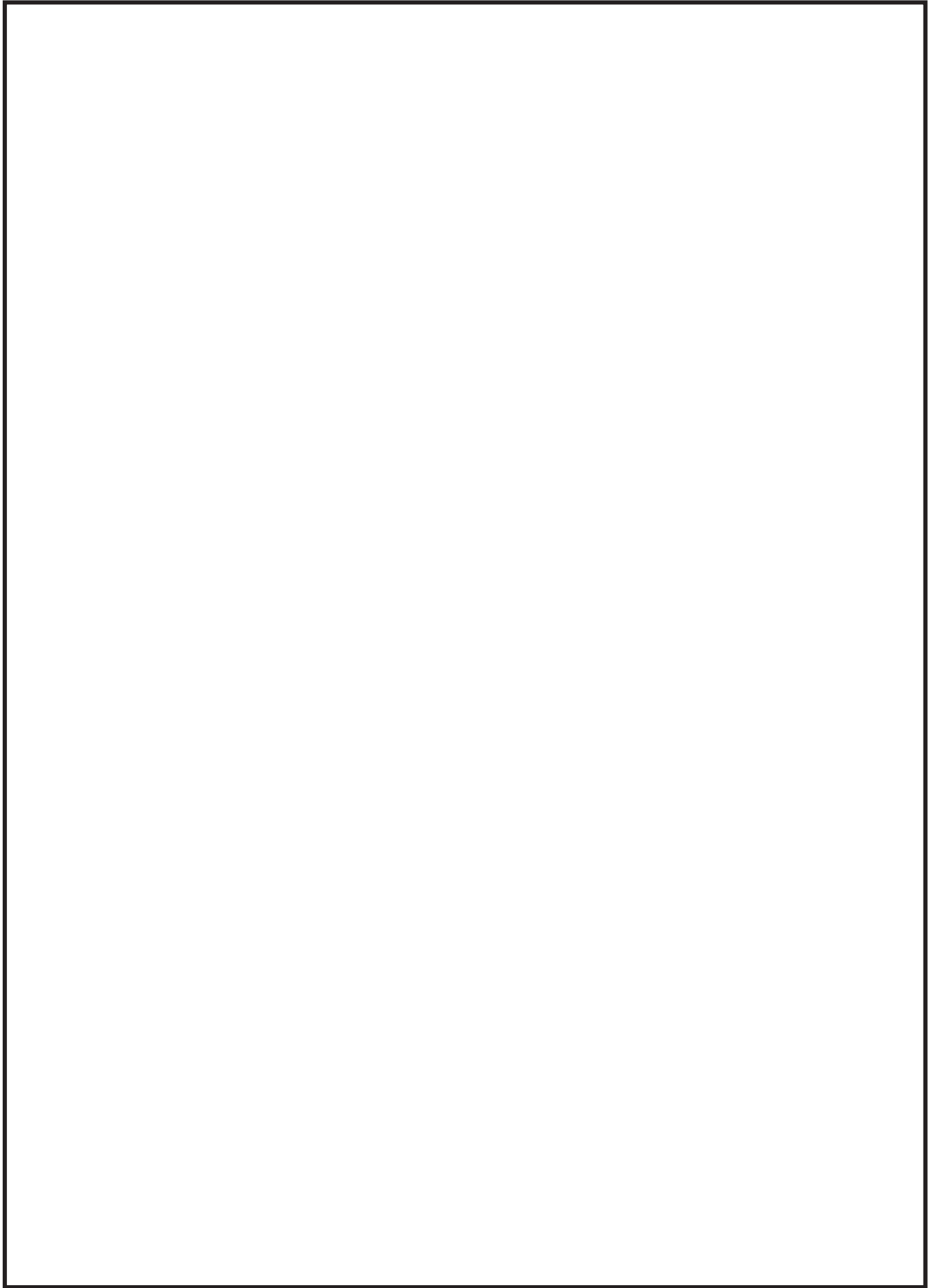



図 51-24 2号炉原子炉建屋 

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)

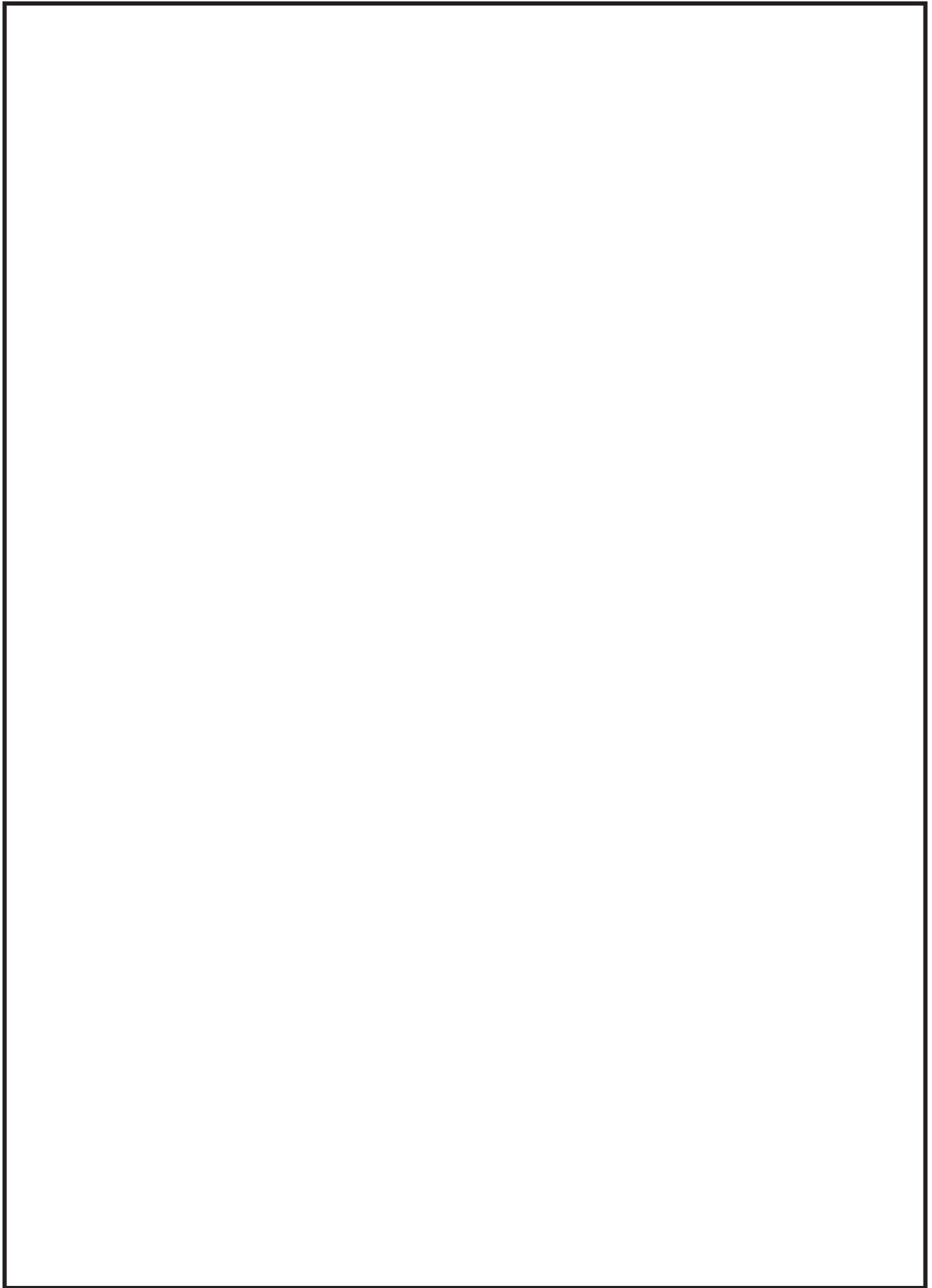



図 51-25 2号炉原子炉建屋 

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)

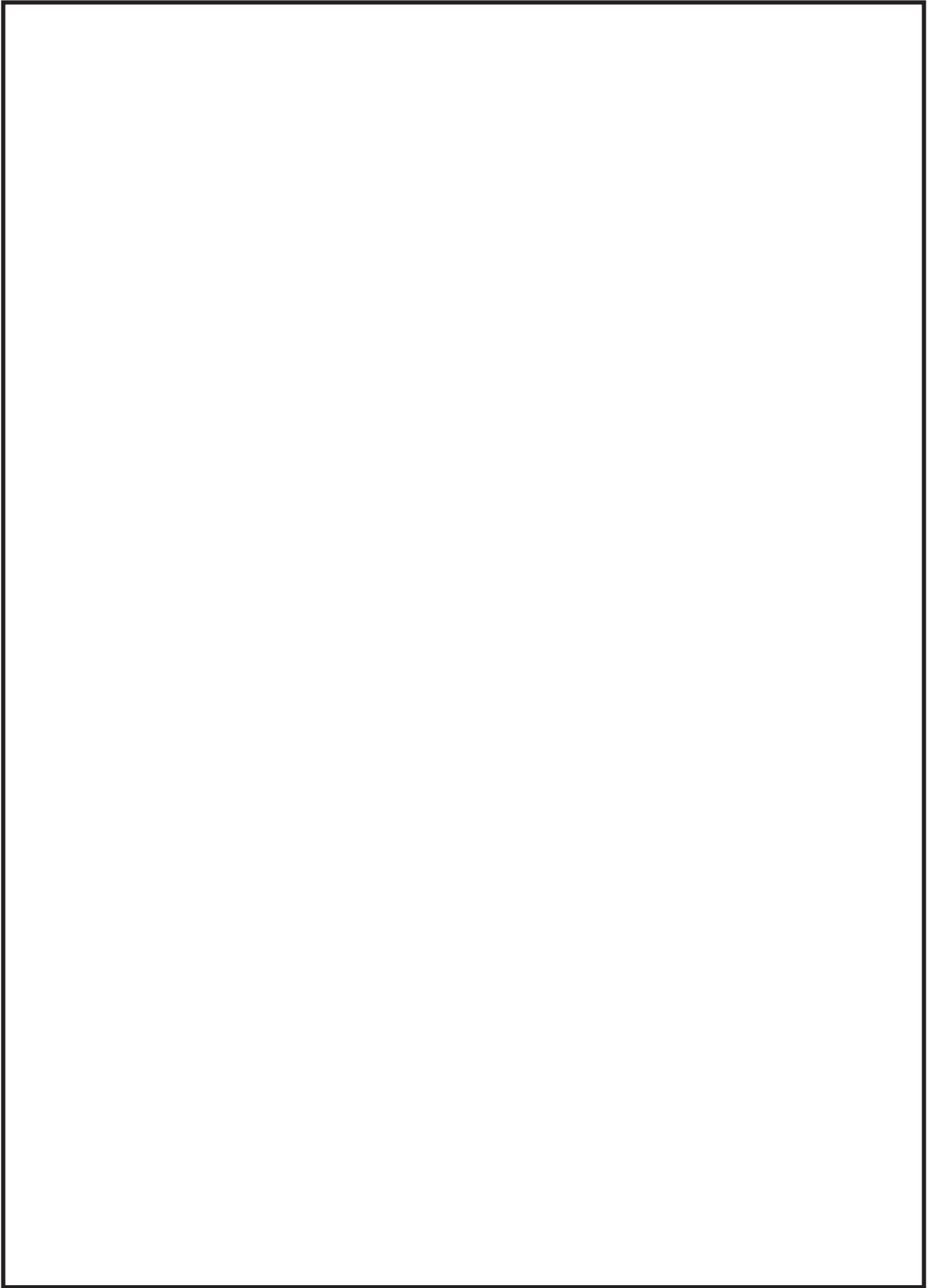



図 51-26 2号炉原子炉建屋 

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)

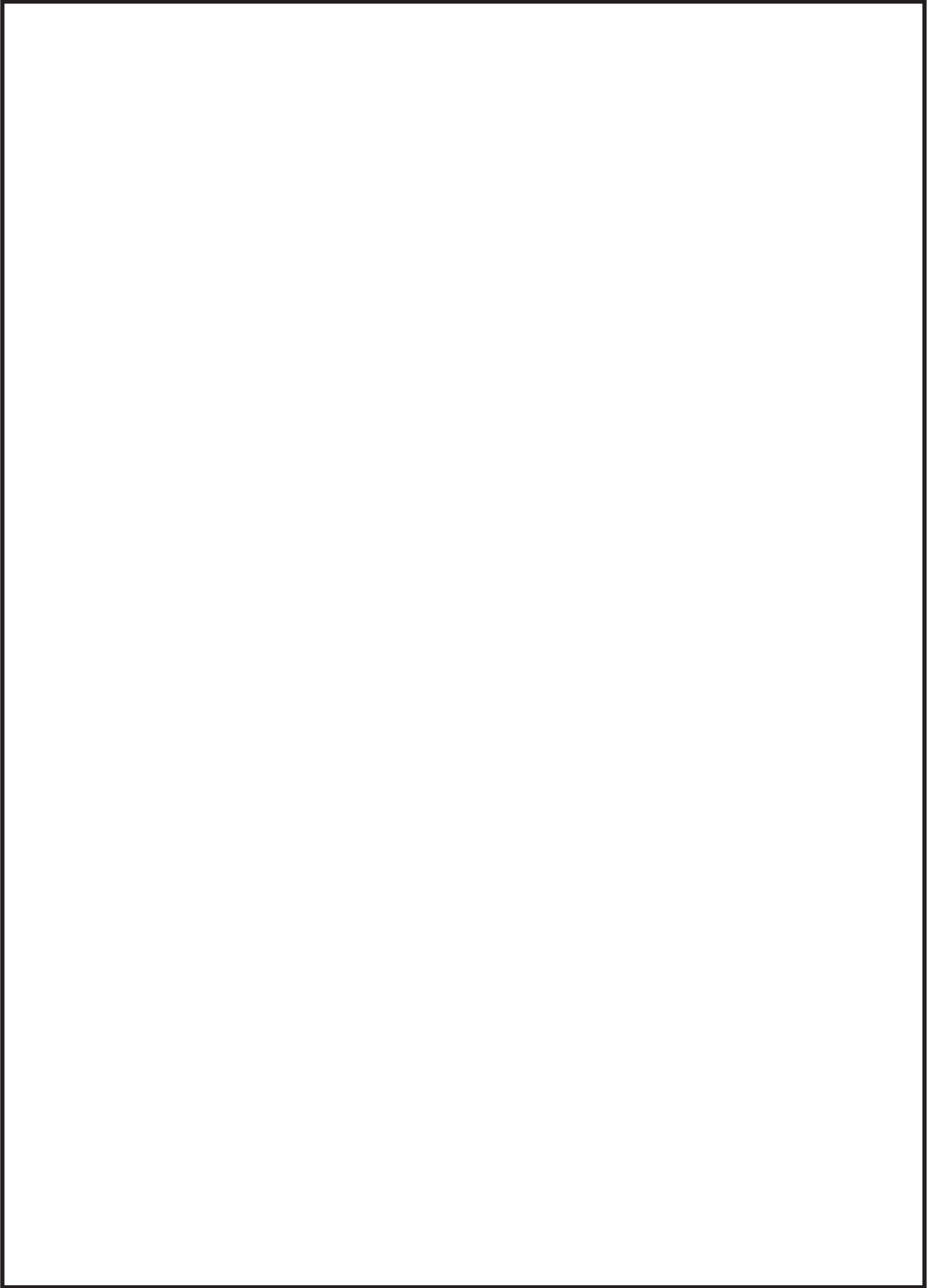



図 51-27 2号炉原子炉建屋 

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)

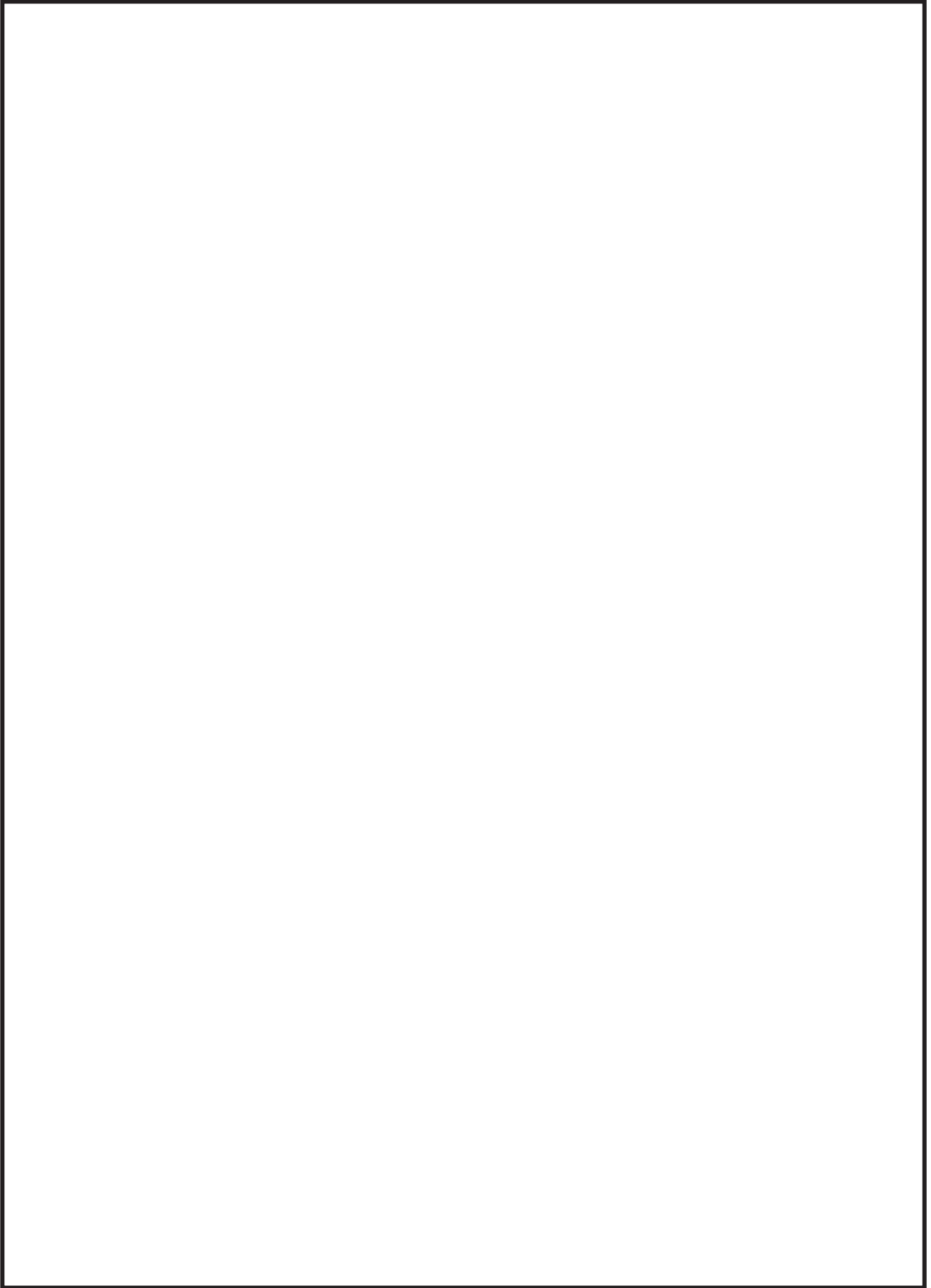



図 51-28 2号炉原子炉建屋 

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)

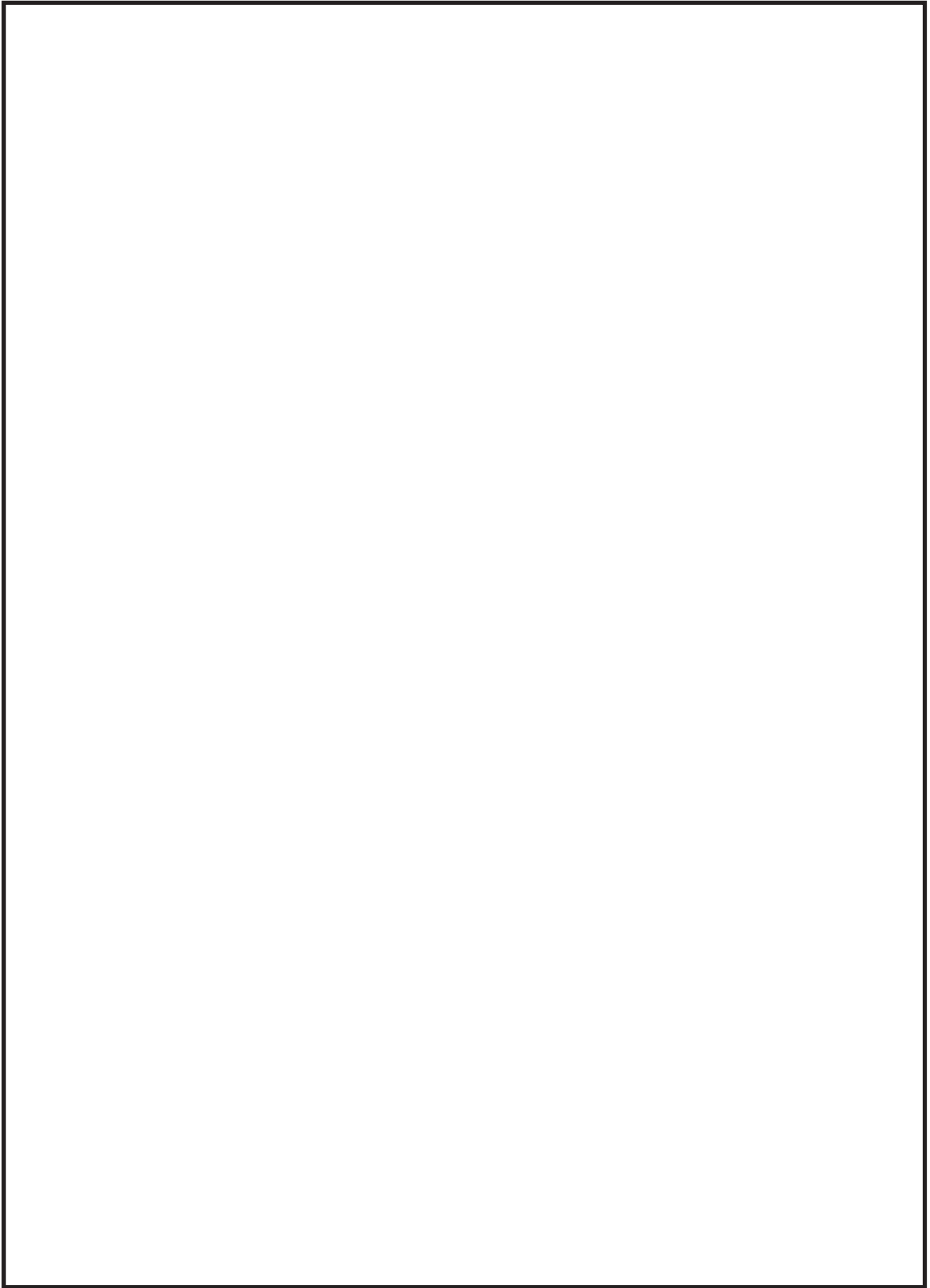



図 51-29 2号炉原子炉建屋 

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)

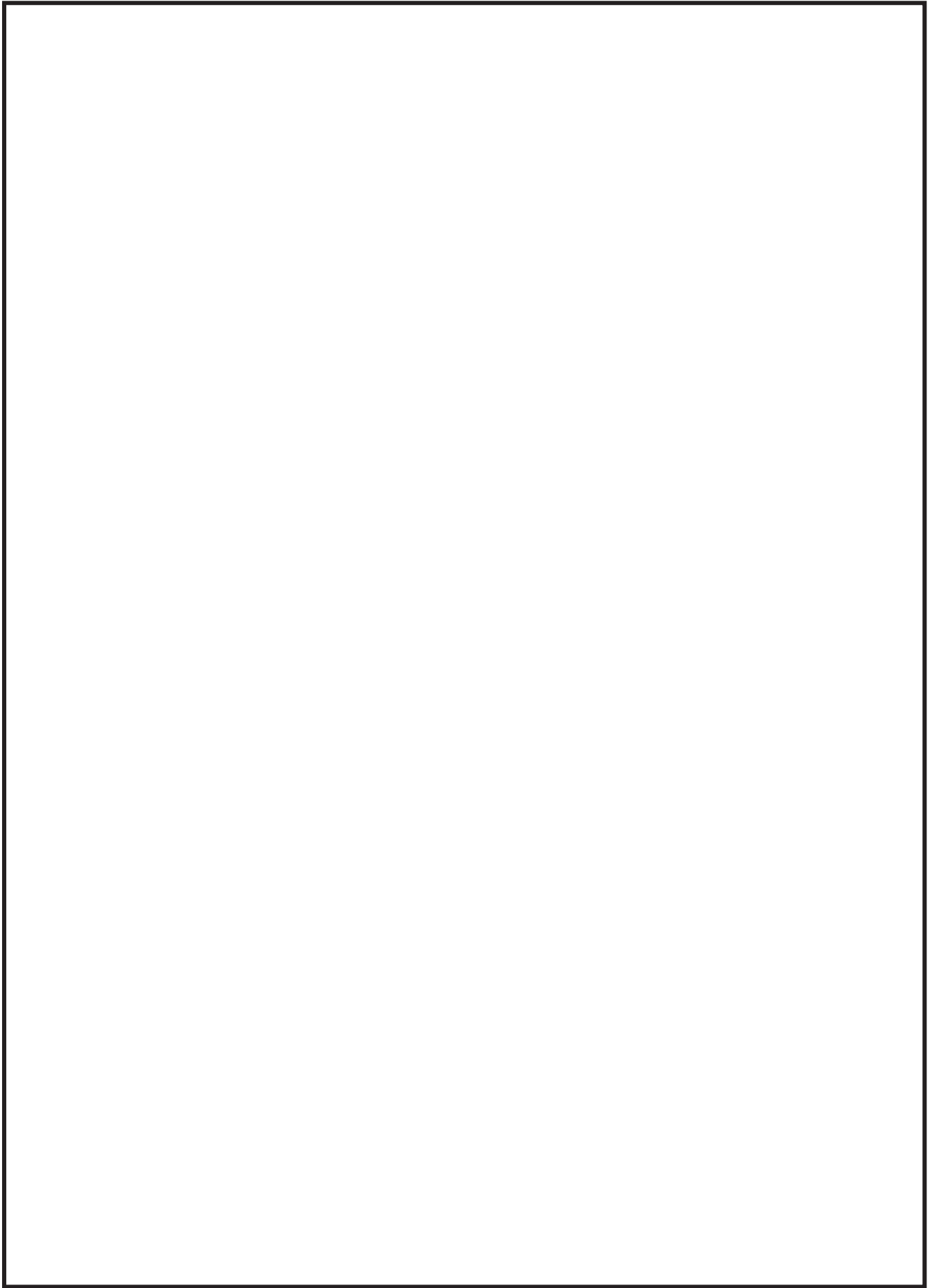



図 51-30 2号炉制御建屋 

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)

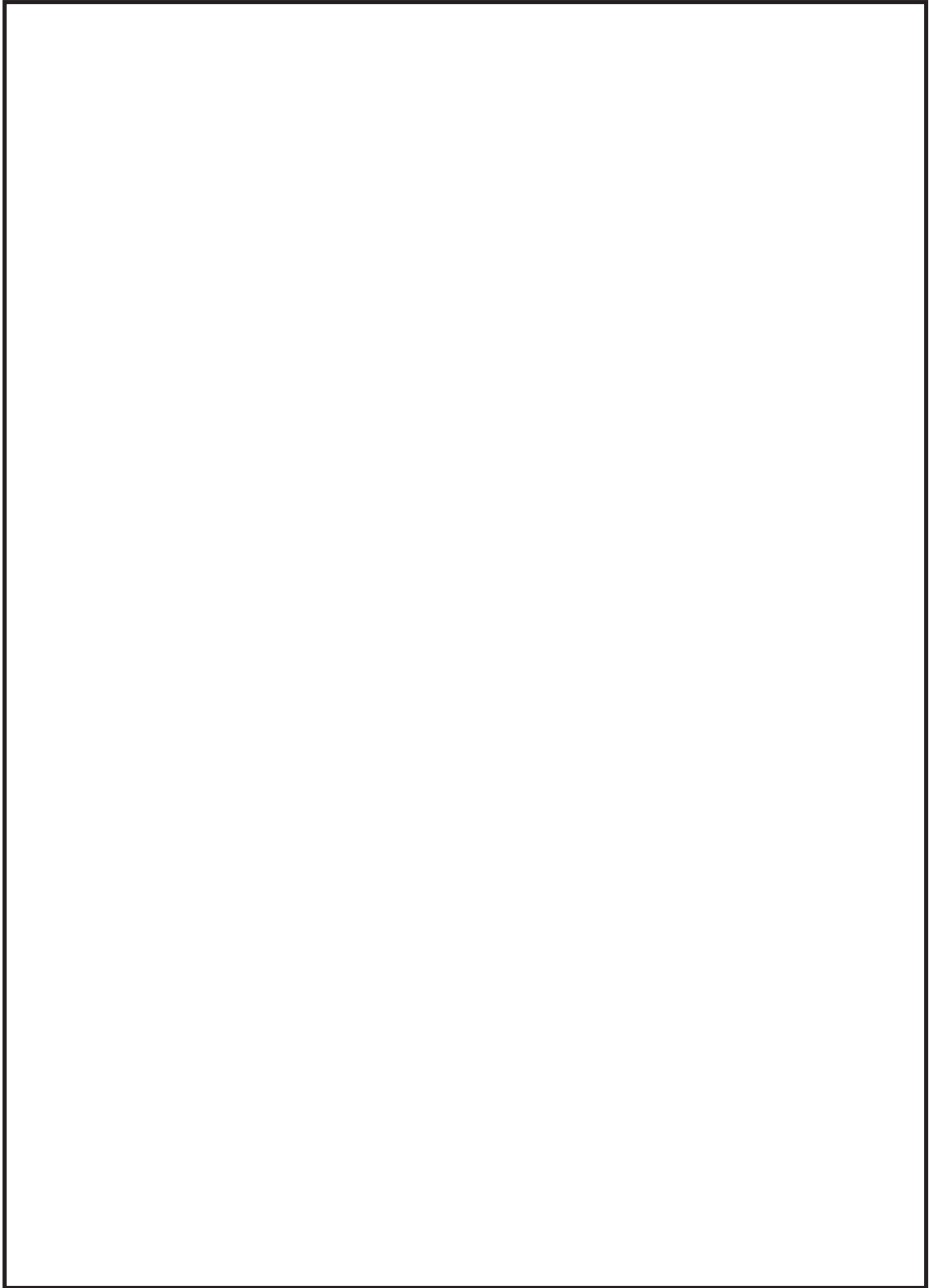



図 51-31 2号炉制御建屋 

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)

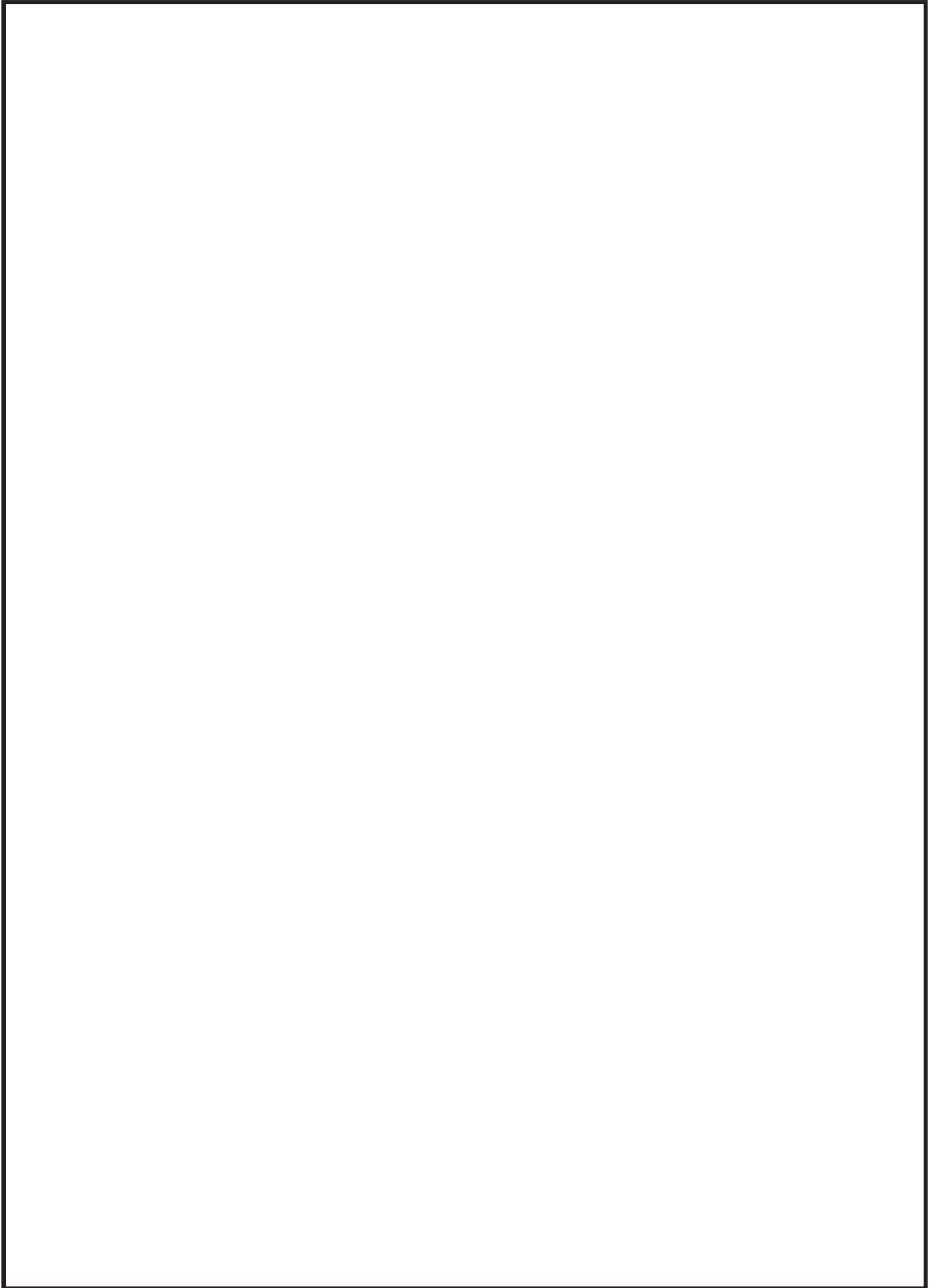



図 51-32 2号炉制御建屋 

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)

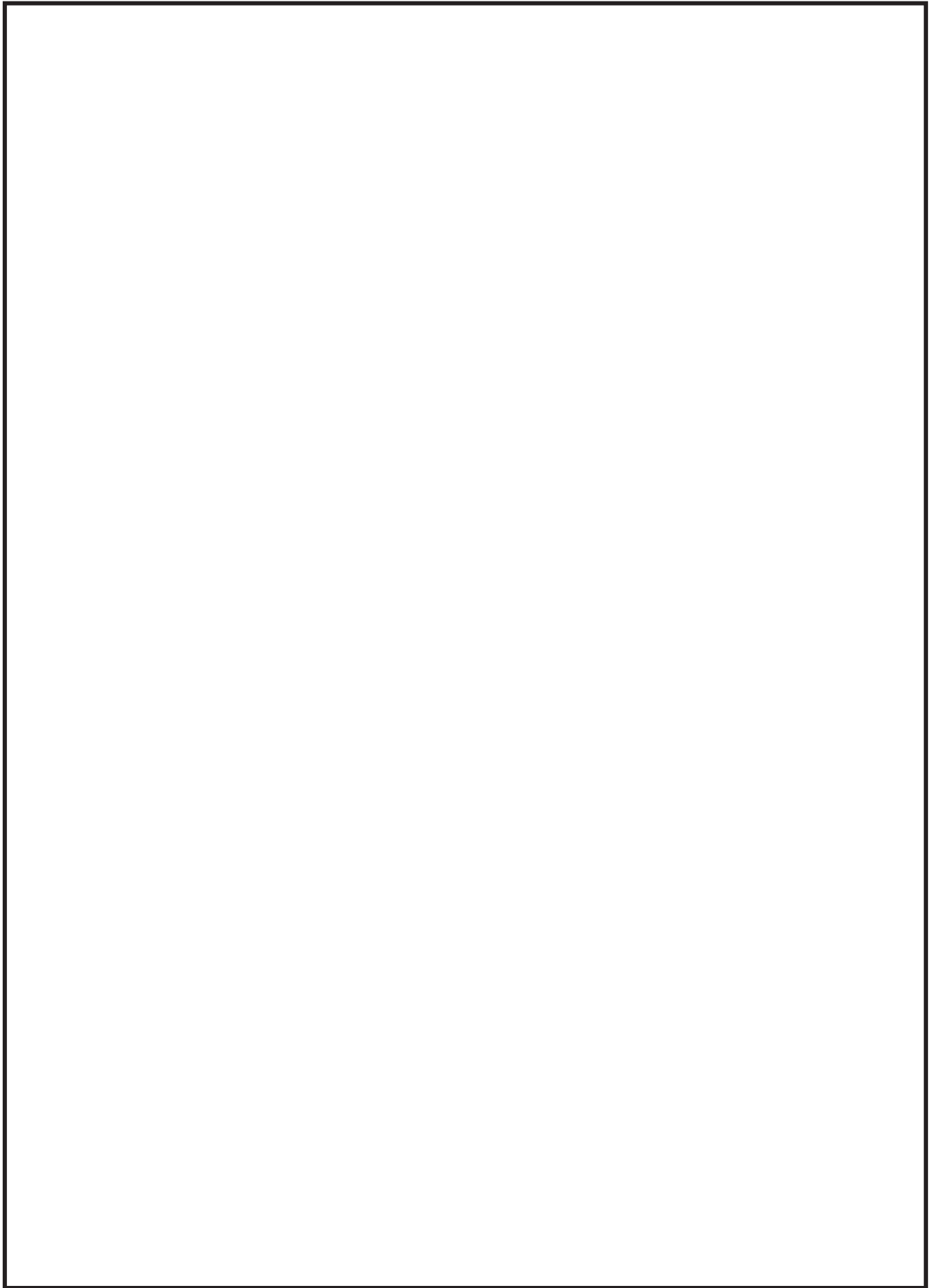



図 51-33 2号炉制御建屋 

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)

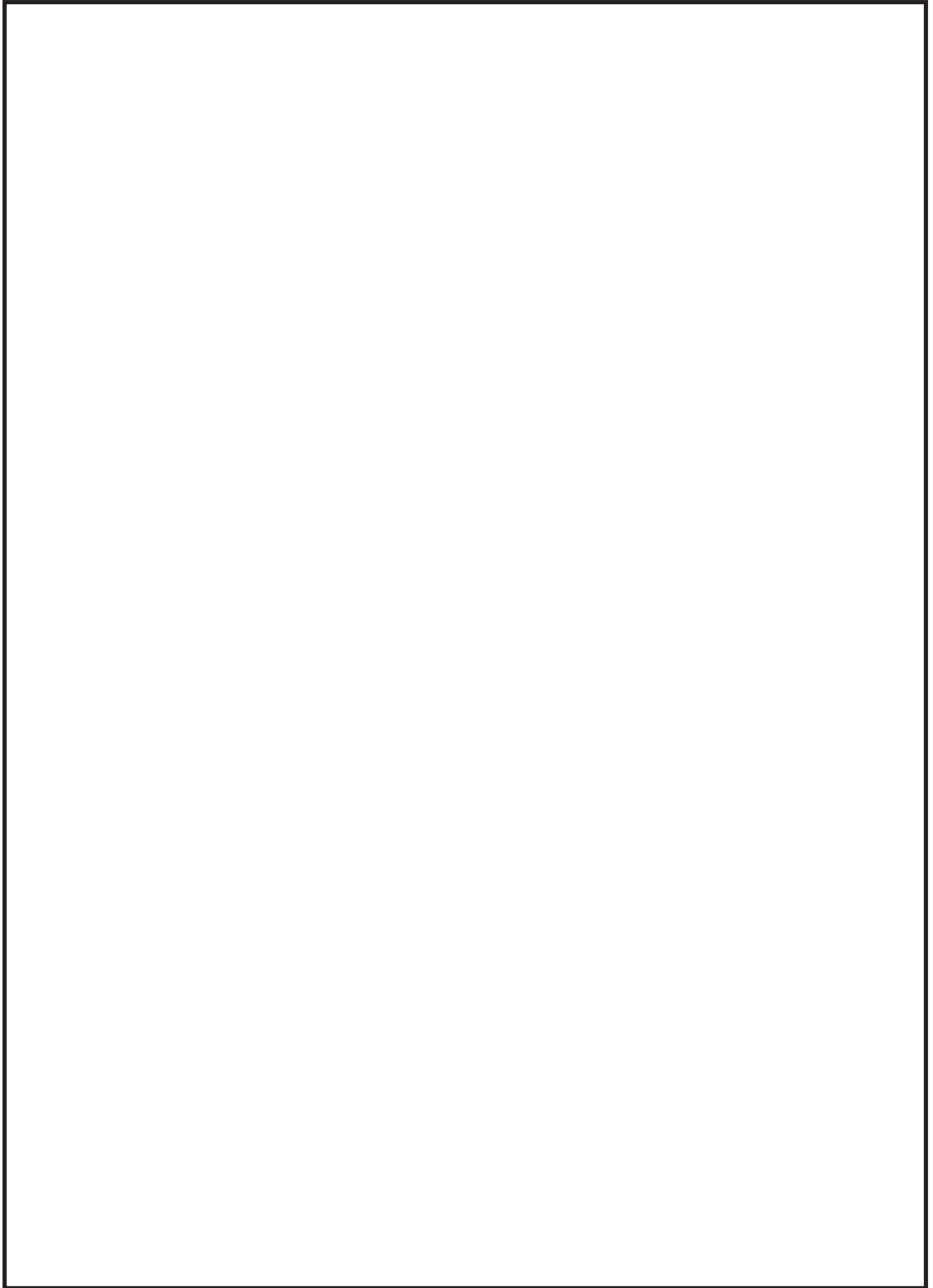



図 51-34 2号炉制御建屋 

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)

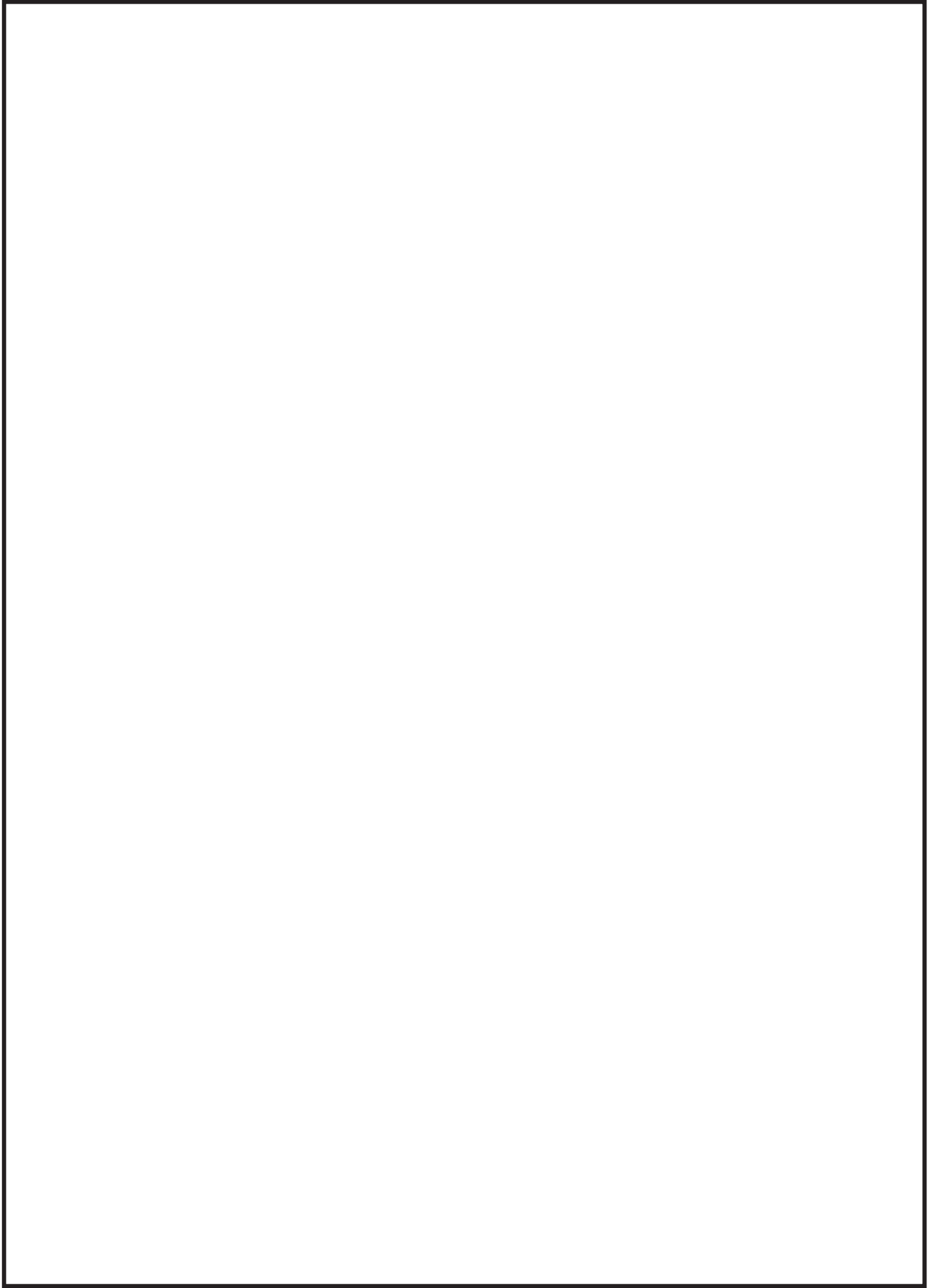


図 57-1 2号炉原子炉建屋



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)

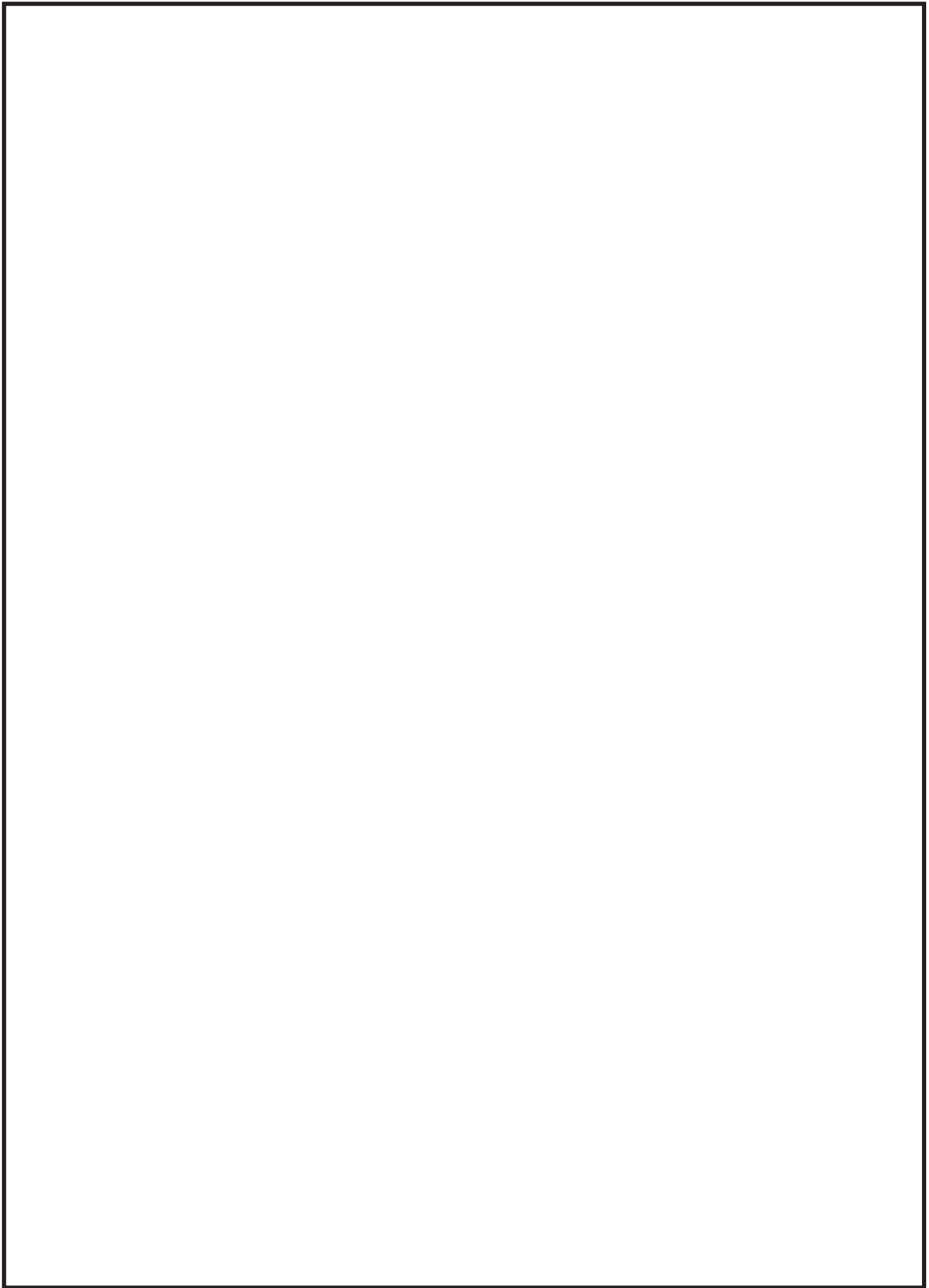



図 57-2 2号炉原子炉建屋 

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)

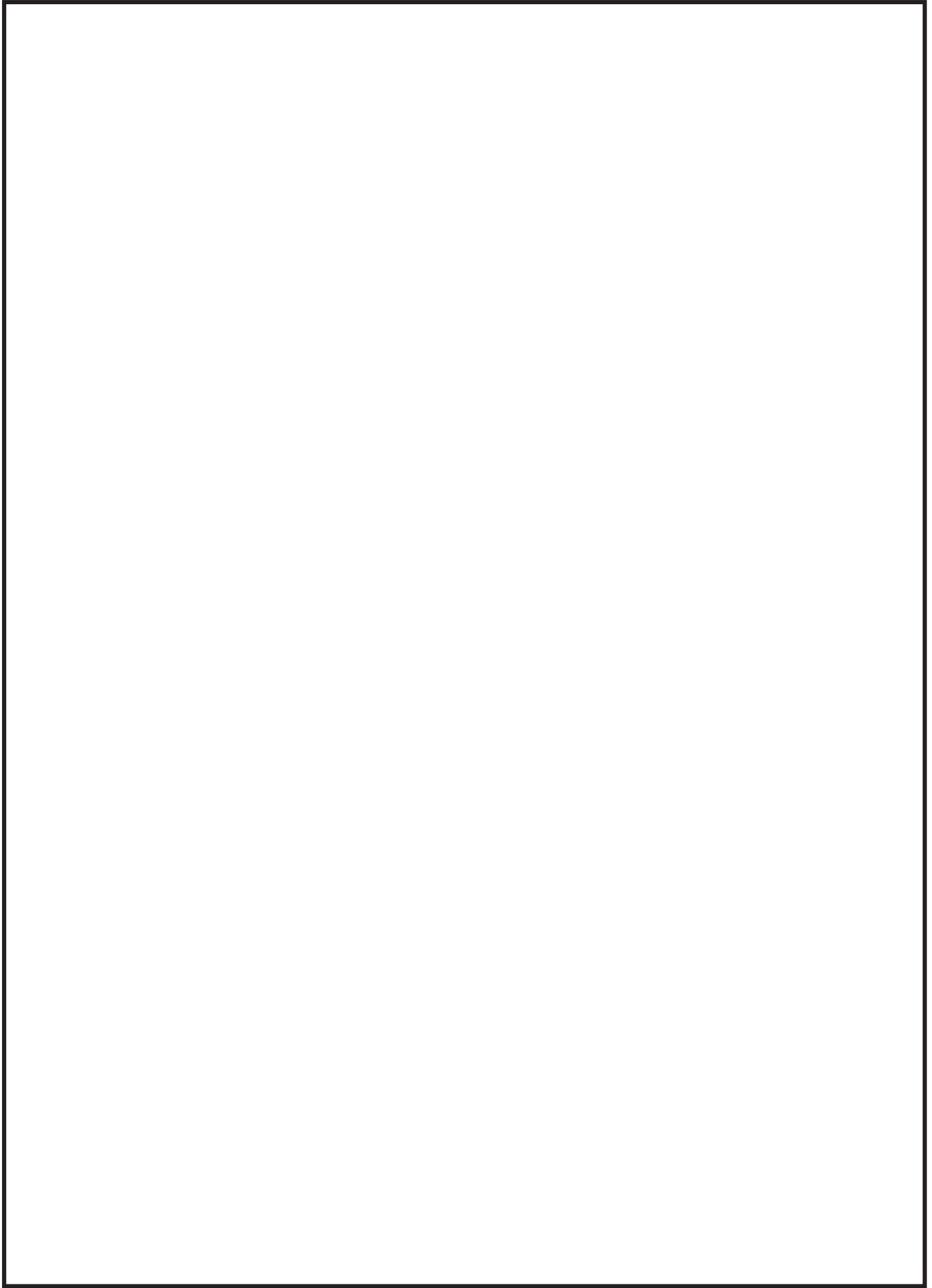


図 57-3 2号炉原子炉建屋



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)

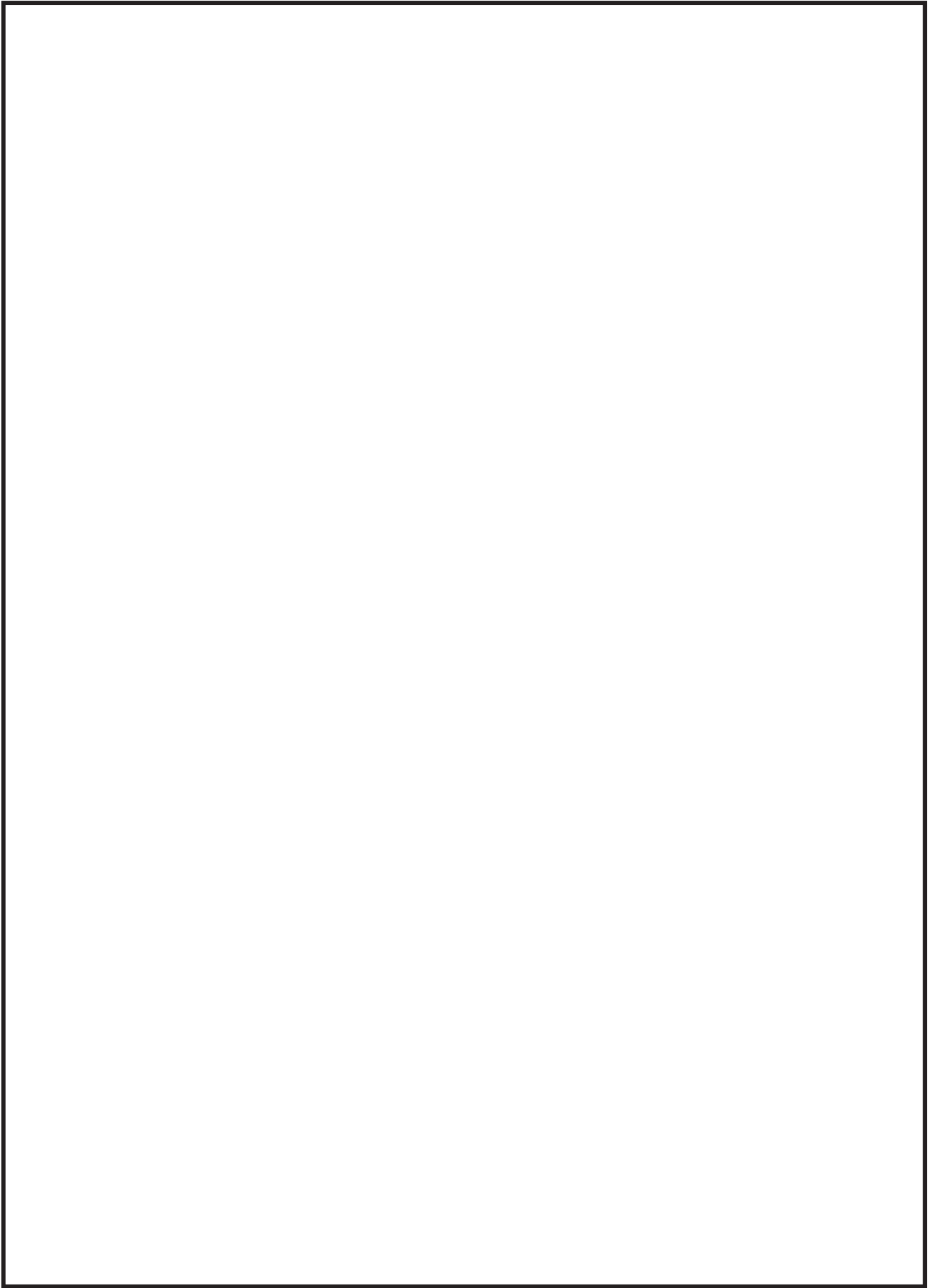


図 57-4 2号炉原子炉建屋



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)

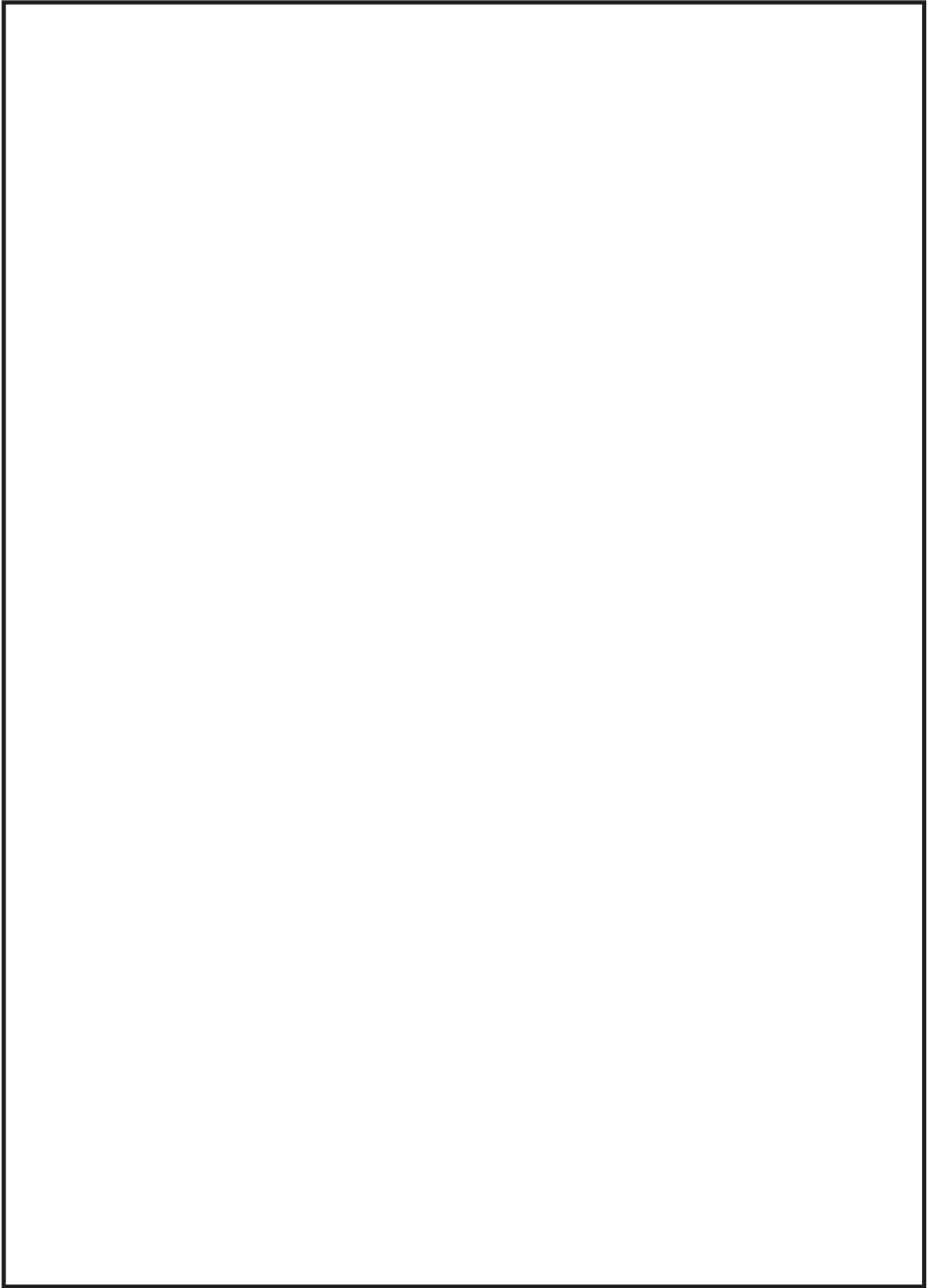


図 57-5 2号炉原子炉建屋



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)

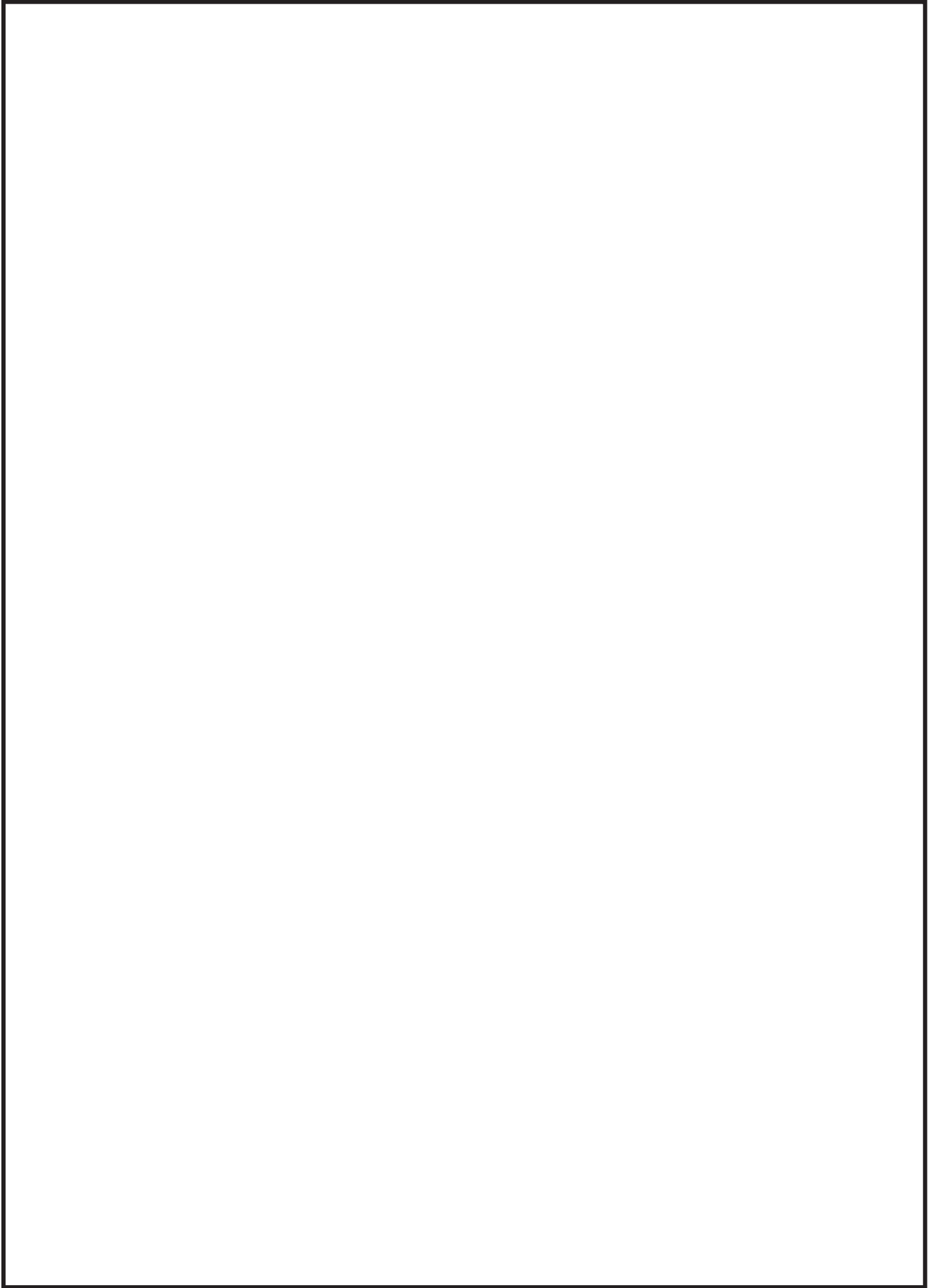



図 57-6 2号炉原子炉建屋 

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)

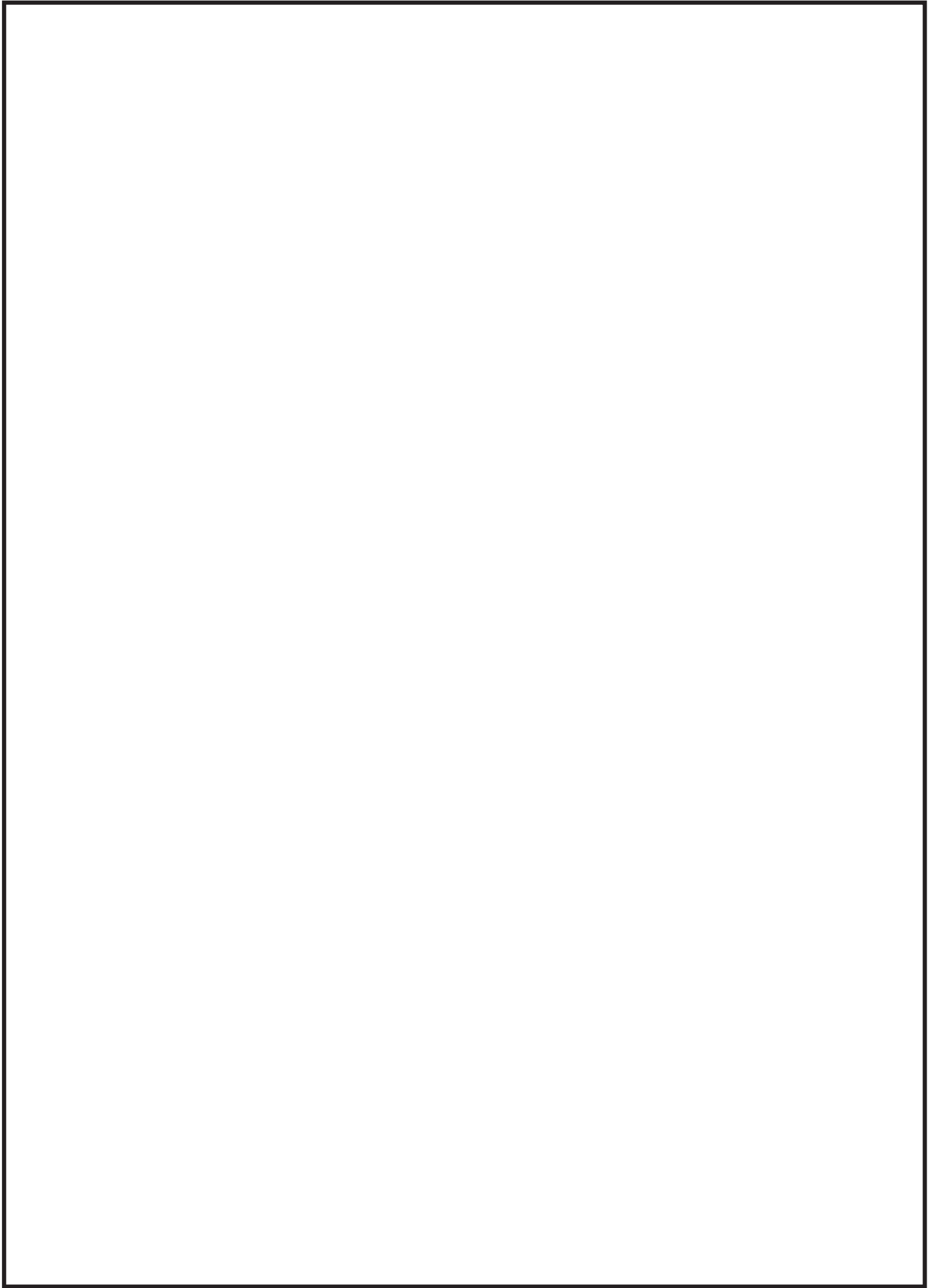


図 57-7 2号炉原子炉建屋



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)

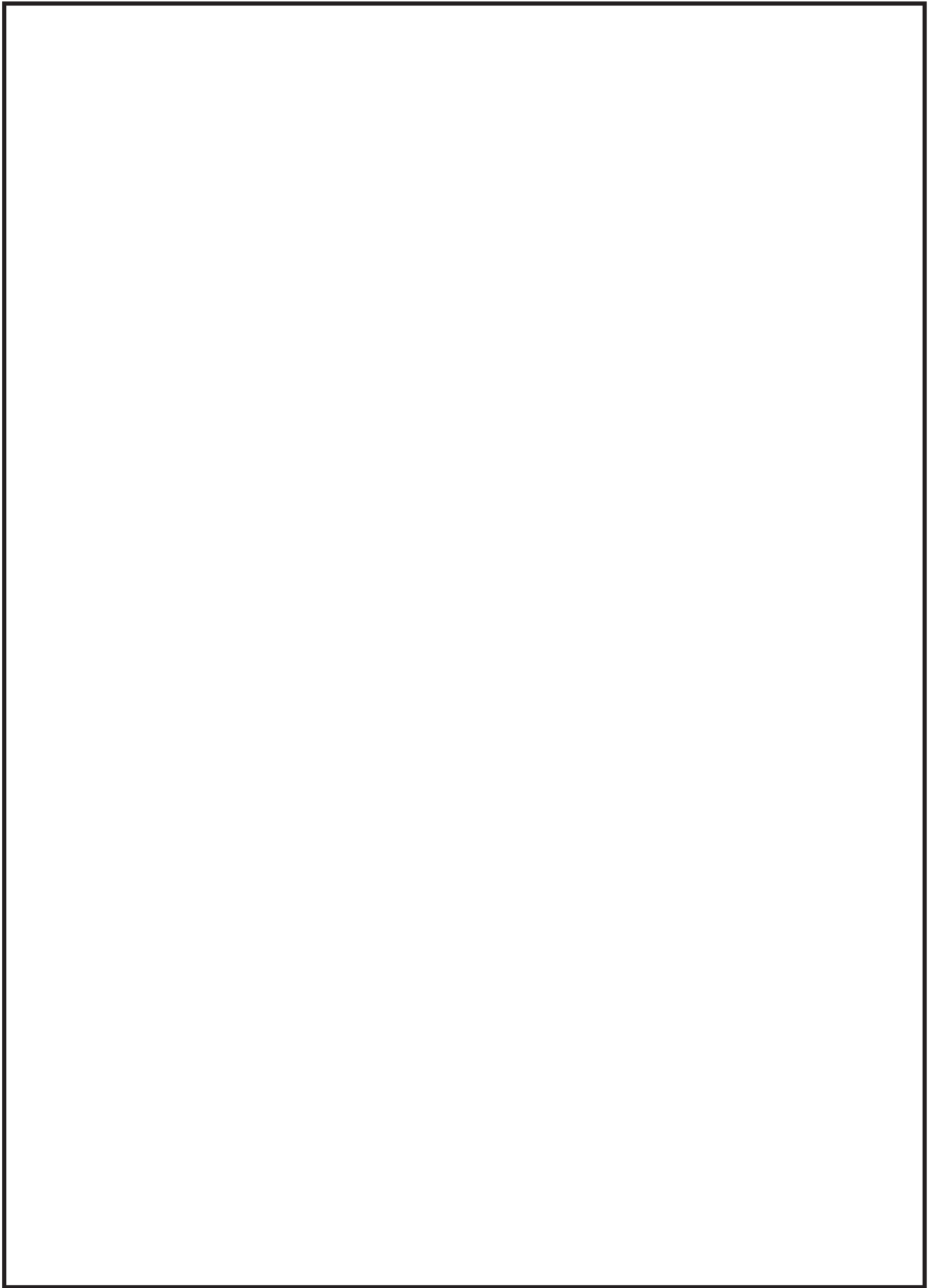



図 57-8 2号炉原子炉建屋 

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)

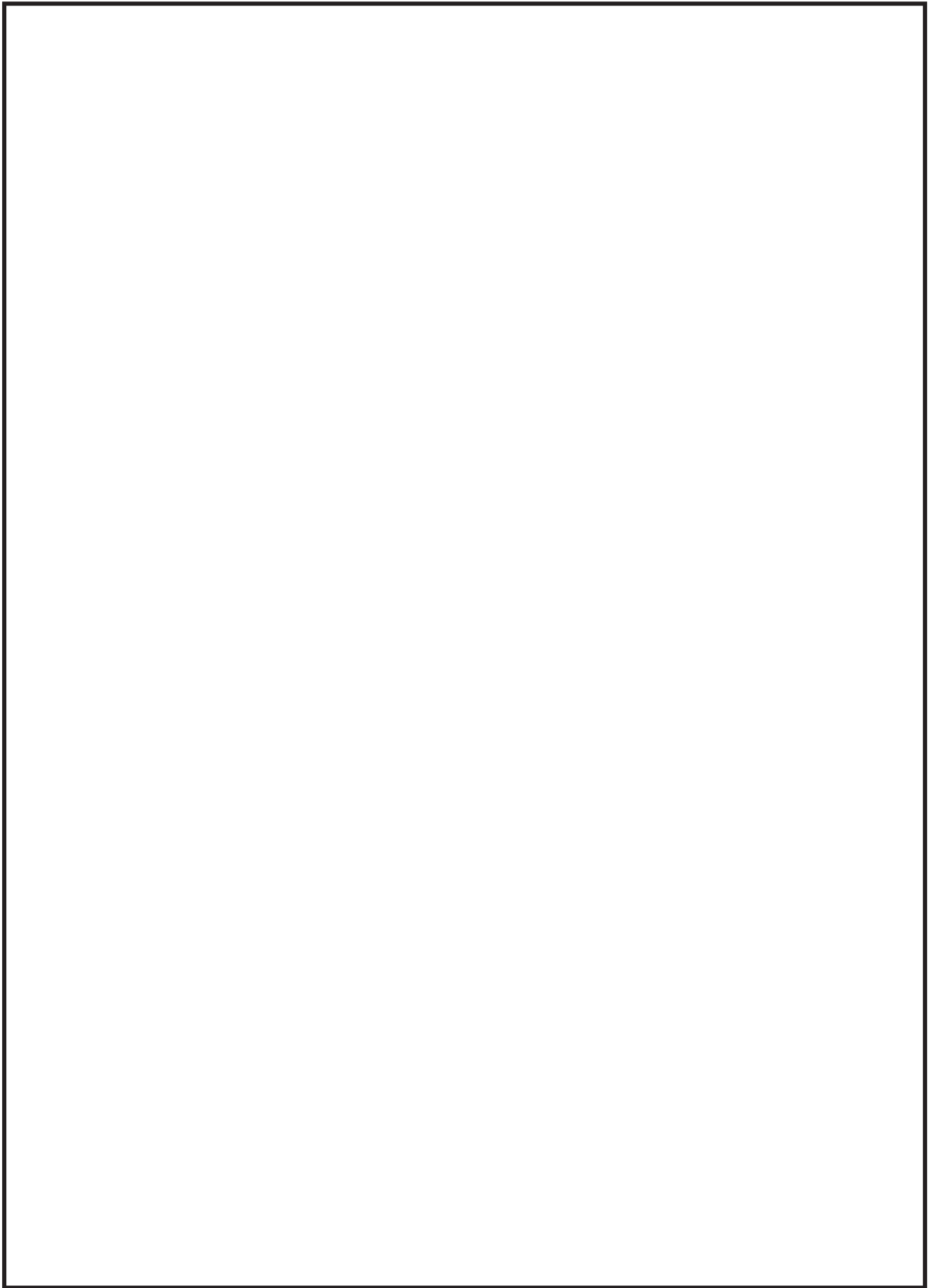



図 57-9 2号炉制御建屋 

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)

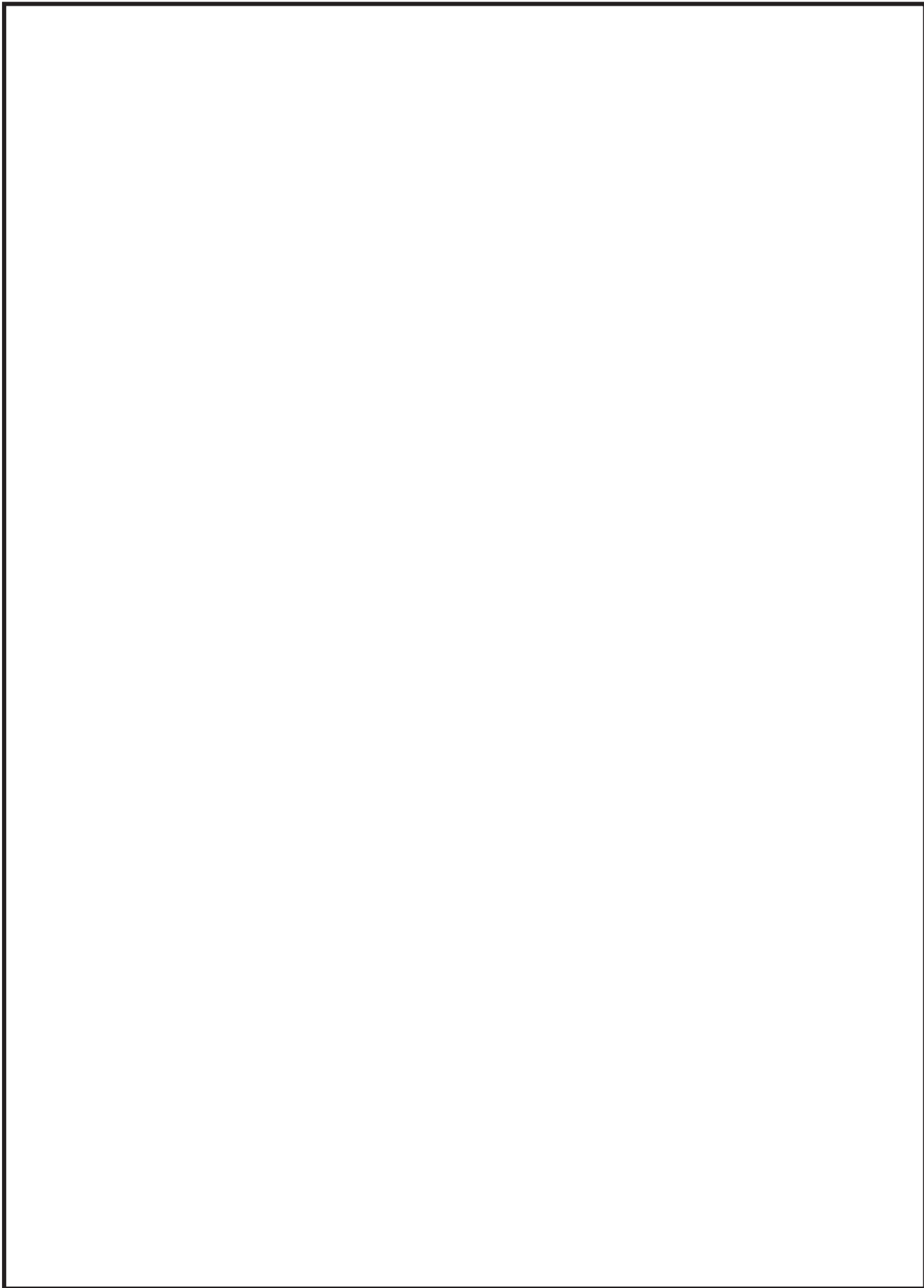



図 57-10 2号炉制御建屋 

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)

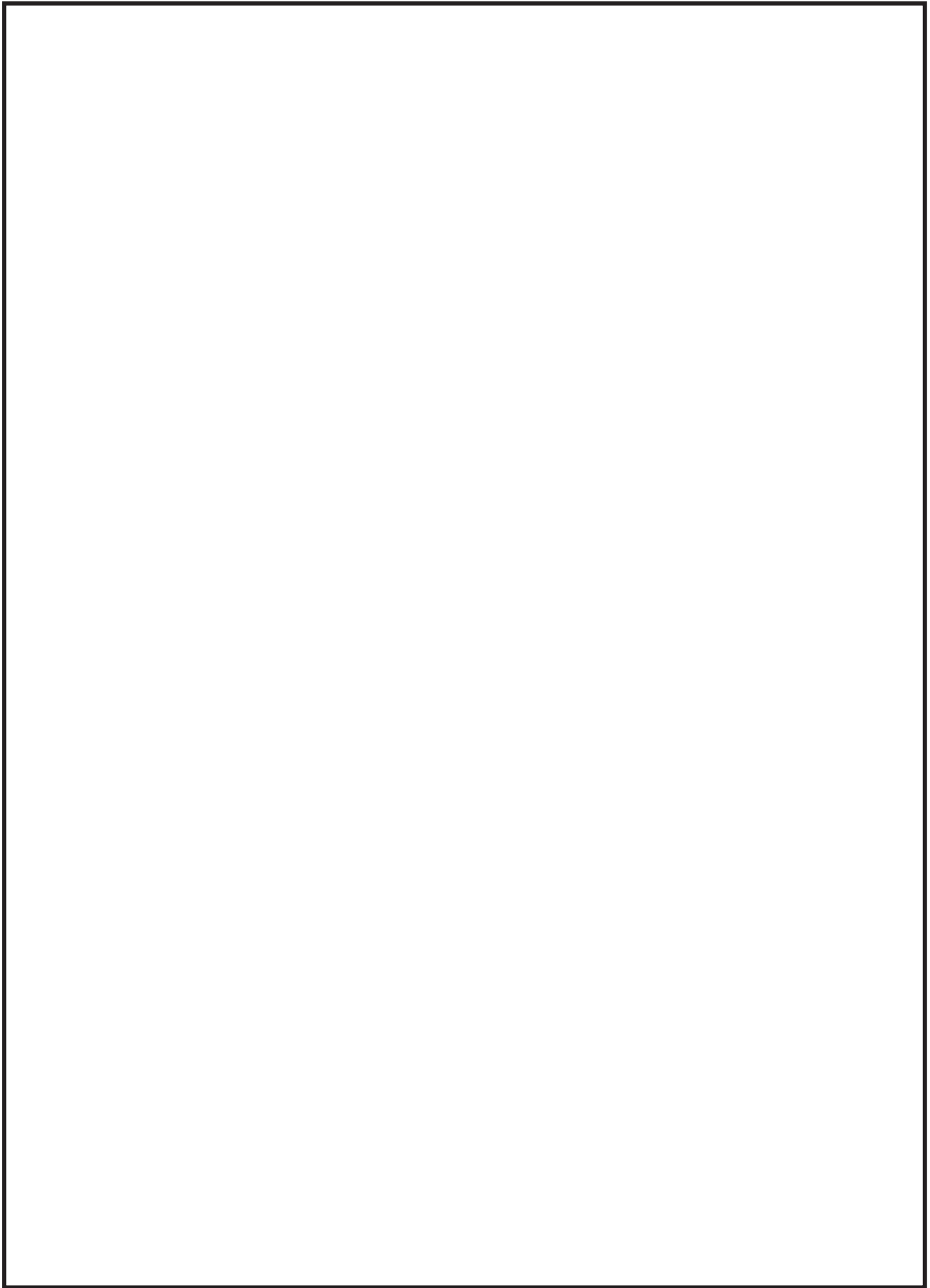



図 57-11 2号炉制御建屋 

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。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、直流駆動低圧注水ポンプ、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、250V1系統（6,000Ah）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。

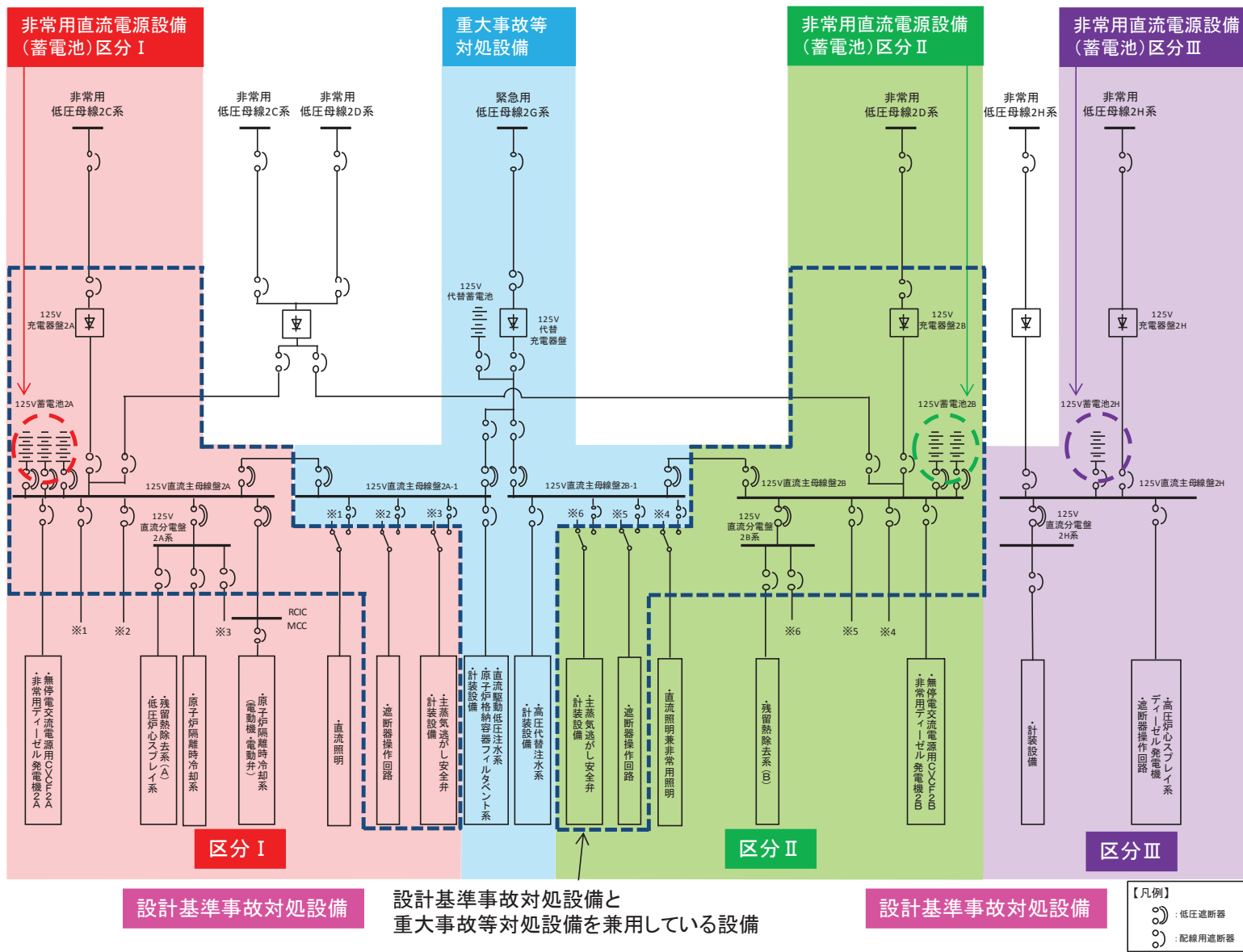
全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から約15分以内に給電を行うが、万一、ガスタービン発電機が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備である電源車から約8時間以内に給電を行う。蓄電池（非常用）は、ガスタービン発電機が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約8時間供給できる容量とする。

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

用途 項目	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	250V 蓄電池
蓄電池 電圧 容量	125V 8,000Ah	125V 6,000Ah	125V 400Ah	125V 2,000Ah	250V 6,000Ah
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)	1 (250V 蓄電 池用)
充電方式	浮動 (常時)		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



設計基準事故対処設備

設計基準事故対処設備と 重大事故等対処設備を兼用している設備

設計基準事故対処設備

【凡例】
○: 低圧遮断器
○: 配線用遮断器

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 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+HPCS 失敗

2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+高圧注水失敗

2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+直流電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失（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

3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合

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，非常用高圧母線及び非常用低圧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，非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路（表 57-10-2）

（下線部：建設段階から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^{*1}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^{*2} (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：建設段階から直流電源の供給を必要とした設備)

直流設備：直流照明^{*3}, 直流照明兼非常用照明^{*3}, 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^{*3}, トランシーバ (固定) / (携帯) ^{*3}, 衛星電話 (固定) / (携帯) ^{*3} 及び 安全パラメータ表示システム (SPDS) ^{*3} (表 57-10-2)
(下線部：建設段階から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 時間で負荷切離しをして問題ない。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、ドライウェル圧力、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，低圧代替注水系（直流駆動低圧注水ポンプ），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，直流駆動低圧注水ポンプ出口流量，直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力（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 時間で切離しをしても問題ない。

直流設備：タービン系制御（表 57-10-2）
（下線部：建設段階から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	-
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(ガイドパルス式)(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						
			16-6	燃料交換フロア放射線モニタ	DB	-	-	-	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	-
17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	-	(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	高压炉心スプレイ系(45-3と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			19-2	低压炉心スプレイ系(47-3と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			19-3	残留熱除去系(47-2,48-4,49-2と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			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	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	交流電源復旧後に使用						
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	交流電源復旧後に使用						
			22-2	原子炉補機冷却海水系(48-6と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
23条	計測制御系統施設	無	23-1	起動領域モニタ(58-27と同じ)	DB/ SA	○	-	-	1時間	1時間	1時間	-
			23-2	平均出力領域モニタ(58-28と同じ)	DB/ SA	○	-	-	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	-	-
			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	-	-
			23-8	原子炉圧力容器温度	DB	交流電源復旧後に使用						
			23-9	ドライウェル圧力	DB	-	-	-	1時間	-	1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
23条	計測制御系統施設	無	23-10	サブレーションプール水温度	DB	-	-	-	1時間	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	交流電源復旧後に使用						
			23-12	格納容器内雰囲気酸素濃度(58-39と同じ)	DB/SA	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)(23-13), 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(23-14)により推定が可能である						
			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	-
			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	-	-
			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	交流電源復旧後に使用						
			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	交流電源復旧後に使用						
			23-19	残留熱除去系ポンプ出口流量(58-12と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
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	交流電源復旧後に使用						
26条	原子炉制御室等		26-1	外の状況を監視する設備*1	DB	交流電源復旧後に使用						
			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	-
			26-3	中央制御室換気空調系	DB	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
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)(62-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	8時間	24時間	24時間	-
			35-2	衛星電話(固定)／(携帯)(62-2と同じ)	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	-
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	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	交流電源の喪失事象は考慮不要						
			44-3	ほう酸水注入系(25-1と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用						
			44-4	自動減圧機能作動阻止機能	SA	交流電源復旧後に使用						
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	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
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	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	有	47-1	低圧代替注水(復水移送ポンプ)	SA	交流電源復旧後に使用						
			47-2	低圧代替注水系(直流駆動低圧注水ポンプ)	SA	○	○	-	24時間	24時間	-	-
			47-3	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						
			47-4	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	耐圧強化ベント系	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						

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
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						
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	有	51-1	原子炉格納容器下部注水系	SA	交流電源復旧後に使用						
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	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	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ライン洗浄流量)	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	サブプレッ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	-
			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	-

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	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	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	24時間	-		
			58-30	原子炉補機冷却水系統流量	DB拡張	交流電源復旧後に使用								
			58-31	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	DB拡張	交流電源復旧後に使用								
			58-32	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	DB拡張	交流電源復旧後に使用								
			58-33	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	DB拡張	交流電源復旧後に使用								
			58-34	残留熱除去系ポンプ出口圧力	DB拡張	交流電源復旧後に使用								
			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	-		
			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	交流電源復旧後に使用								
			58-39	格納容器内雰囲気気酸素濃度(23-12と同じ)	DB/SA	格納容器内雰囲気気放射線モニタ(D/W)(23-13), 格納容器雰囲気気放射線モニタ(S/C)(23-14)により推定が可能である								
			58-40	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	SA	○	○	-	24時間	24時間	-	-		
58-41	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	SA	○	○	-	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
59条	原子炉制御室	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
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						
			60-2	可搬型モニタリング設備	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)／(携帯)(35-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	8時間	24時間	24時間	-
			62-2	衛星電話(固定)／(携帯)(35-2と同じ)	DB/SA	-	-	-	8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	-
-	-	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
-  : 建設段階から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)				○											○
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量				○											○
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		○													○
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量		○													○
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				○		○									○
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					○	○	○		○						○
サブ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)															○

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
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					○										○
高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力			○												○
低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力															○
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															○
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力															○
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
【動力電源供給対象】																							
原子炉隔離時冷却系			○				○	○		○	○												
高压代替注水系				○	○					○													
主蒸気逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			○							○	○	
原子炉格納容器フィルタベント系	○								○	○			○										
耐圧強化ベント系	○								○	○													
直流駆動低圧注水系					○	○																	
【制御電源供給対象】																							
原子炉圧力容器温度		○																			○	○	
原子炉圧力	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○							○	○	
高压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)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			○							○	○	○
高压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)																							
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量					○	○																	
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	○	○	○			○	○		○	○	○	○	○	○									
高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	○	○						○	○	○	○	○	○	○									
低压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		○	○	○	○	○	○		○		○	○	○						○	○	○	○	○
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	○								○		○		○	○	○								
ドライウェル温度												○	○	○									
圧力抑制室内空気温度																							
サブプレッ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	3.1.2	3.1.3	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																							
高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力												○											
低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	○	○							○	○	○			○									
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	○		○	○	○		○			○													
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力					○	○																	
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																			○	○			

: 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

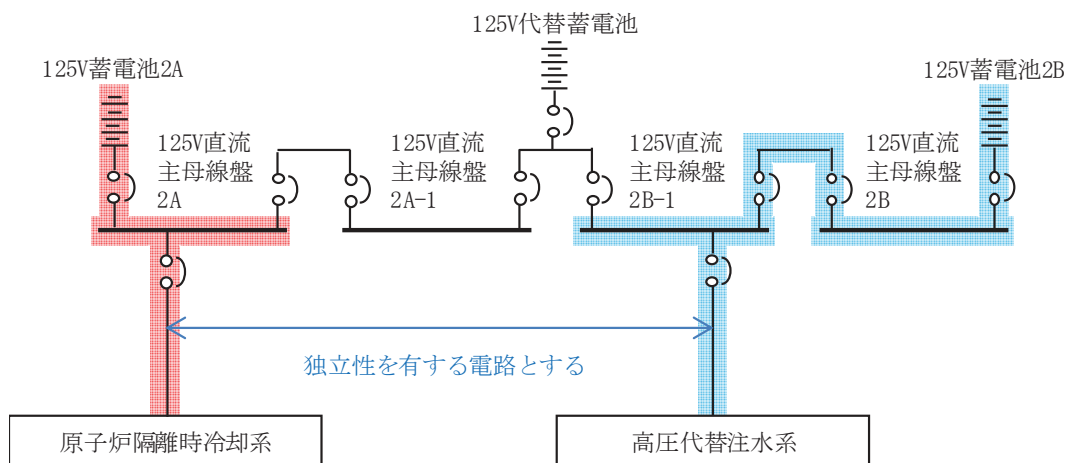


図 57-10-2 直流電源供給方法
 (設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を別々に設置する場合)

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。

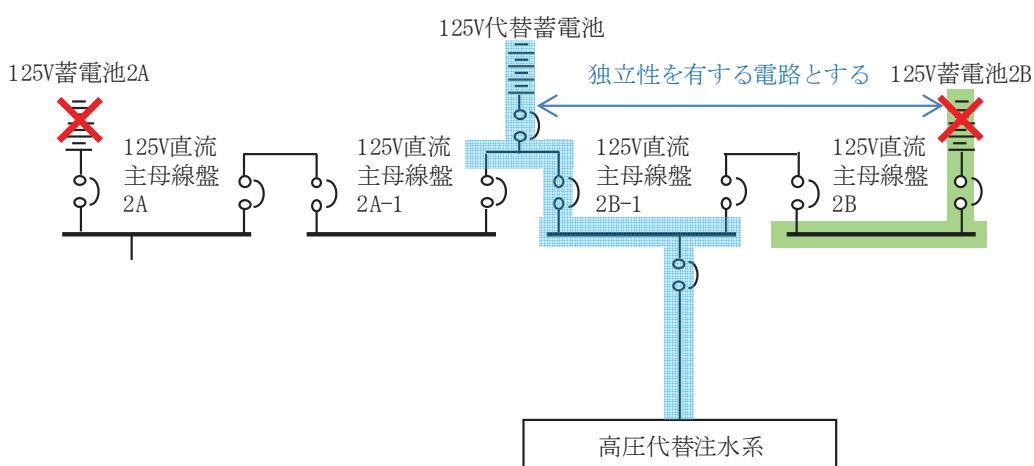


図 57-10-3 直流電源供給方法
 (非常用直流電源設備の機能喪失を考慮した場合
 (高压代替注水系への電源供給を想定))

- (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）

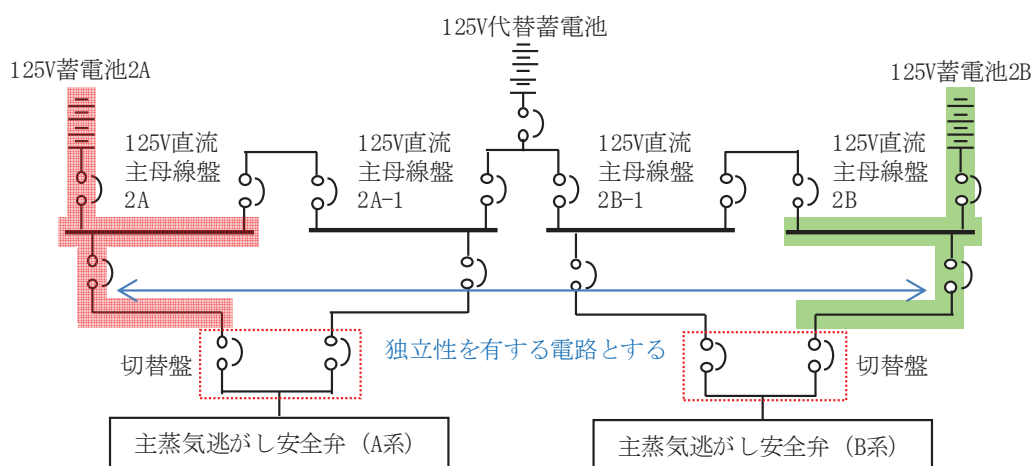


図 57-10-4 直流電源供給方法
 (設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用し設置する場合)

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。

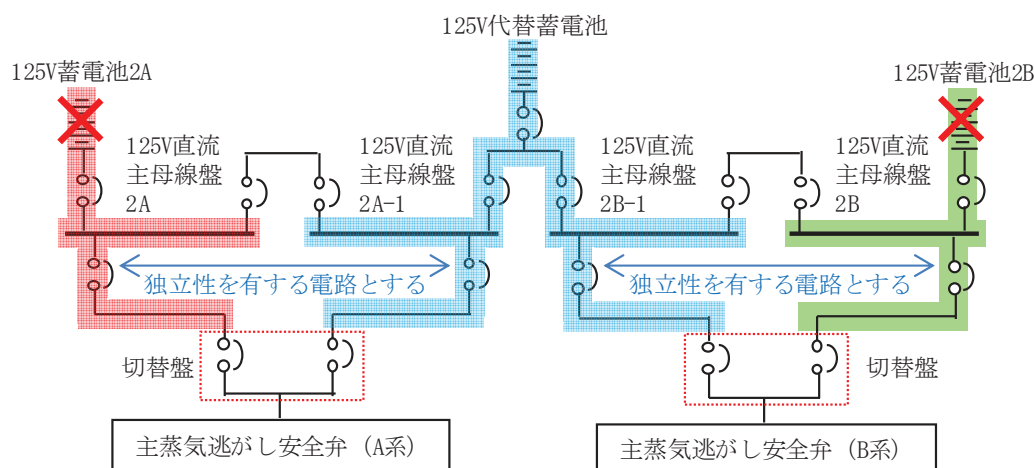


図 57-10-5 直流電源供給方法
 (非常用直流電源設備の機能喪失を考慮した場合)

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)

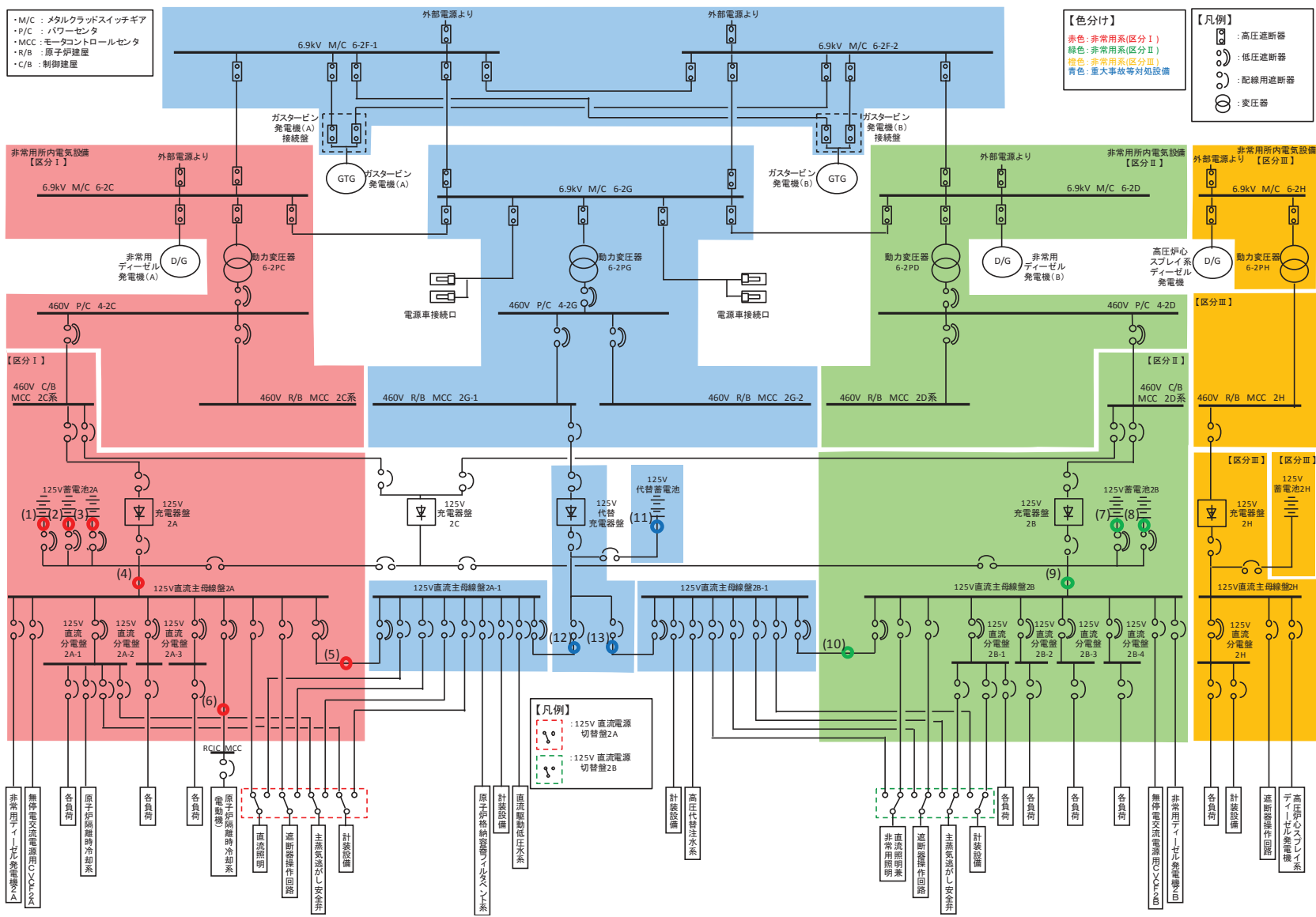


図 57-10-6 直流電源設備 (57 条)

57-10-30

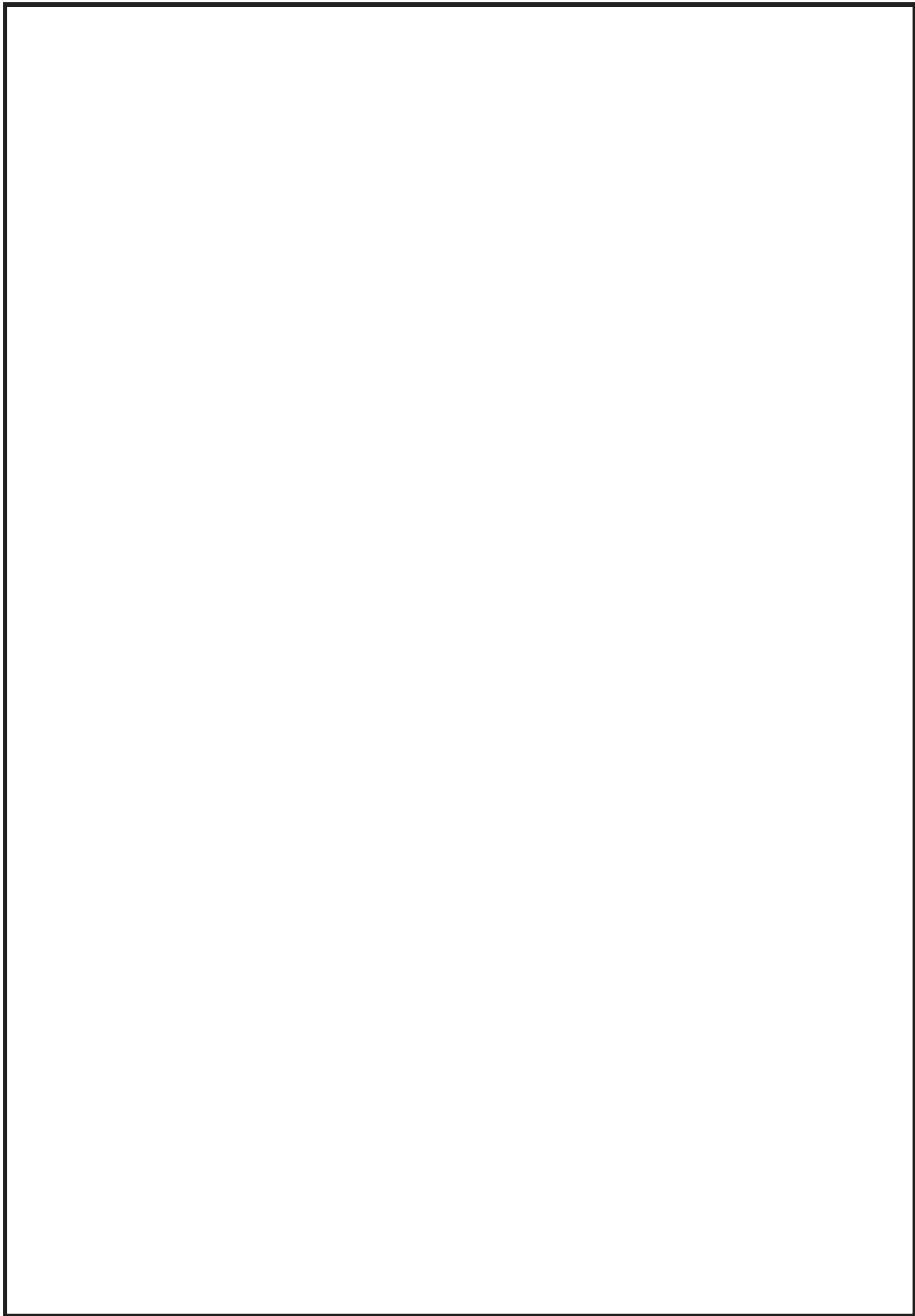



図 57-10-(57-1) 2号炉原子炉建屋 

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)

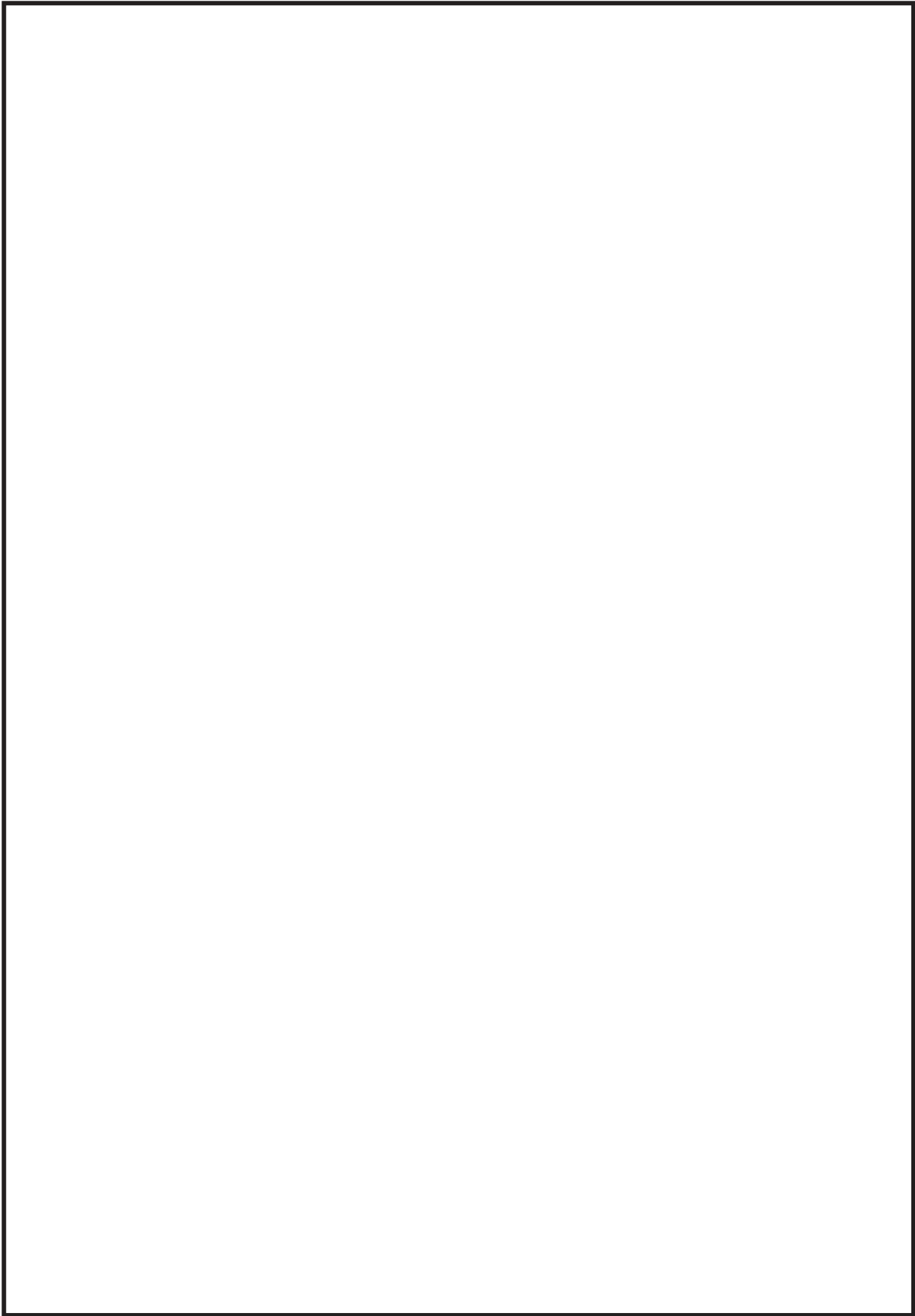



図 57-10-(57-2) 2号炉原子炉建屋 

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)

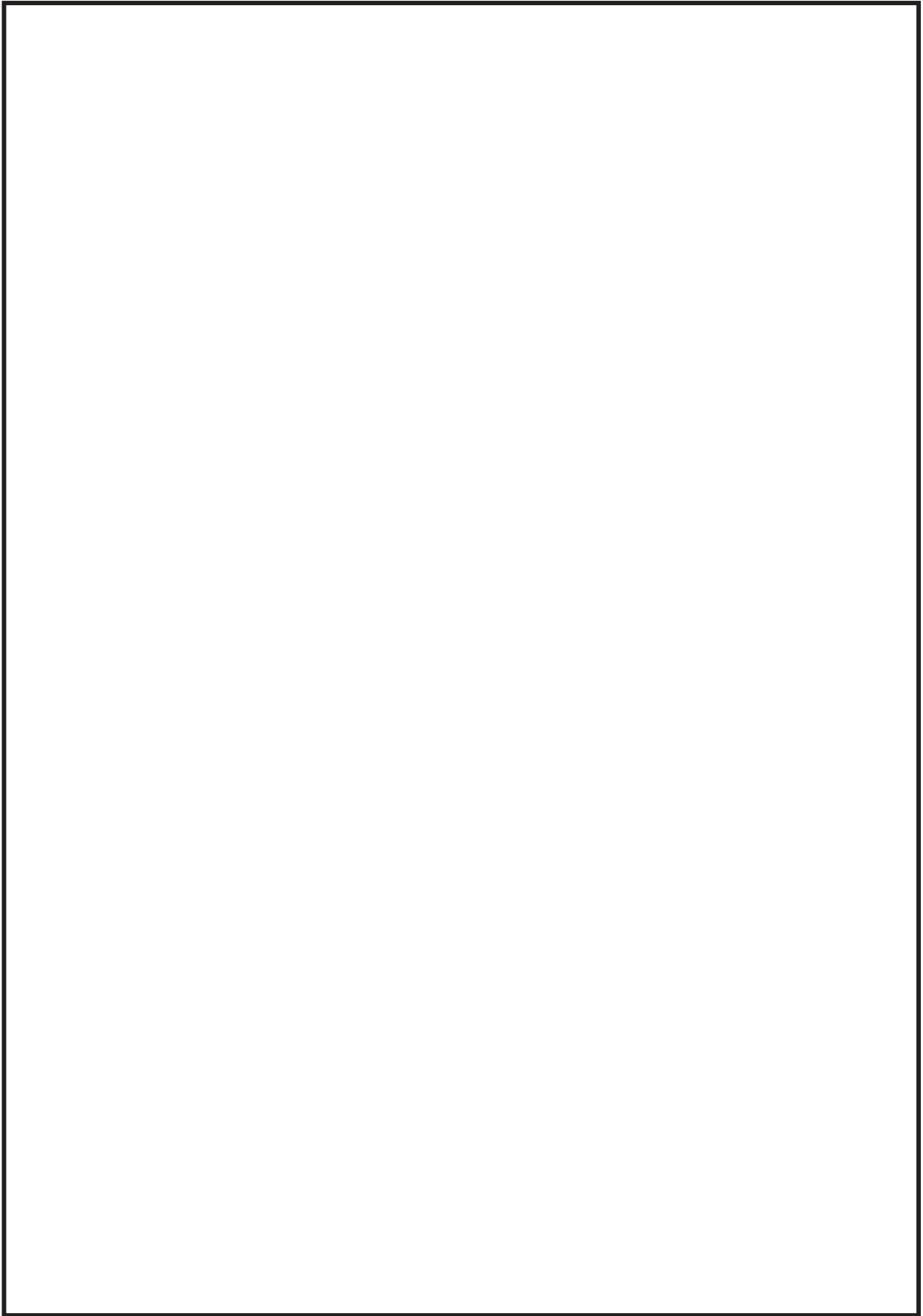



図 57-10-(57-3) 2号炉原子炉建屋 

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)

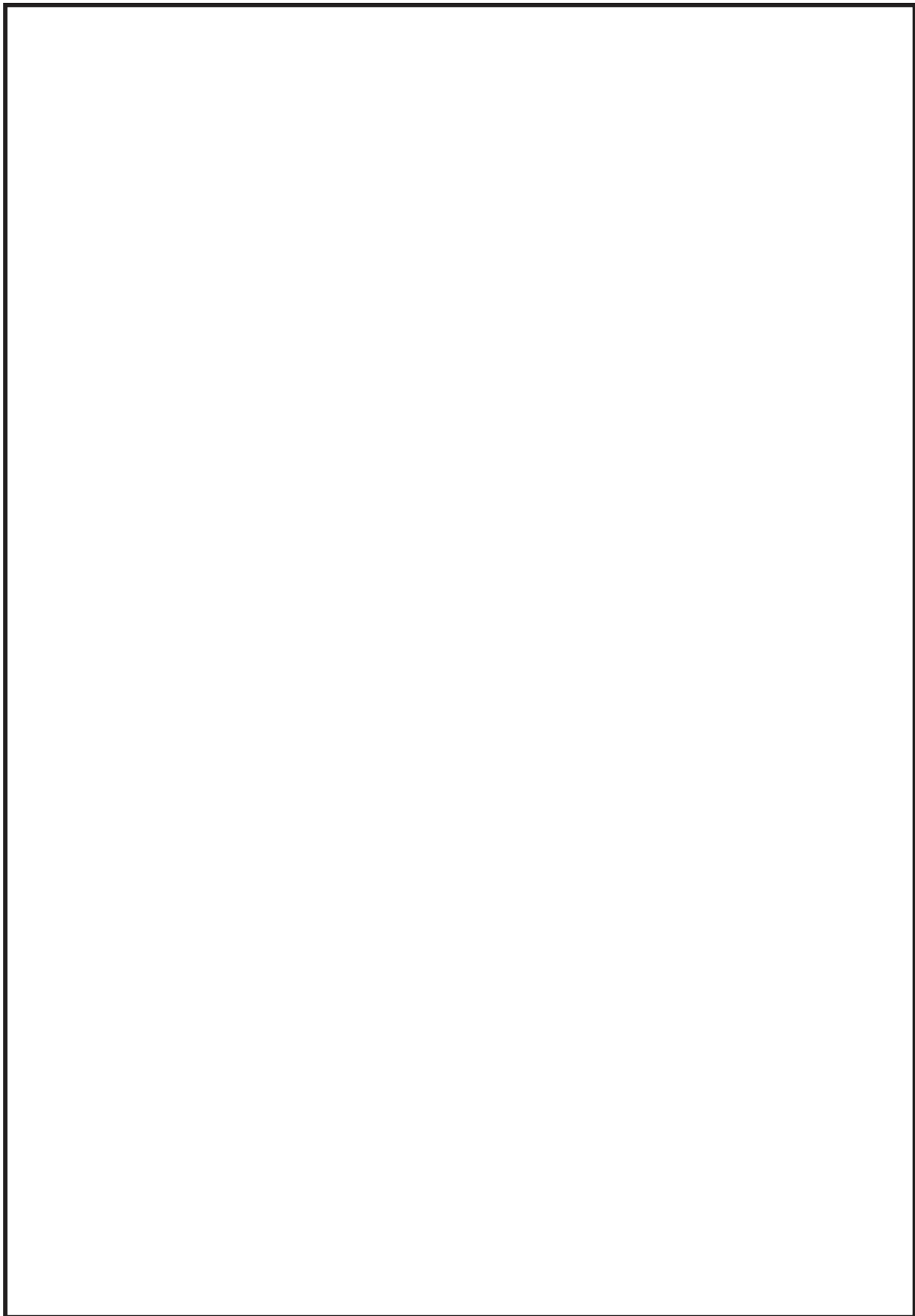


図 57-10-(57-4) 2号炉原子炉建屋 

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)

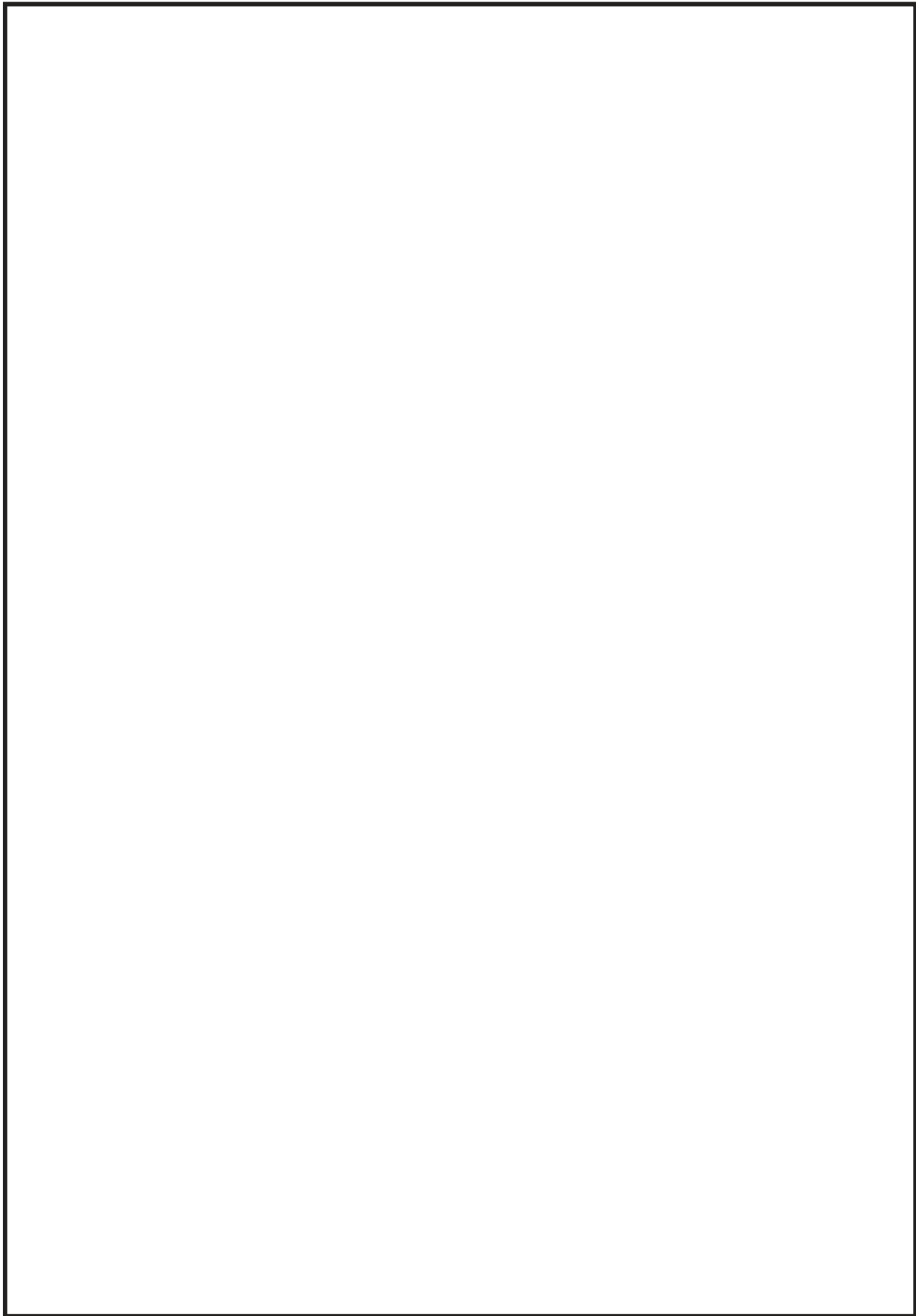



図 57-10-(57-5) 2号炉制御建屋 

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)

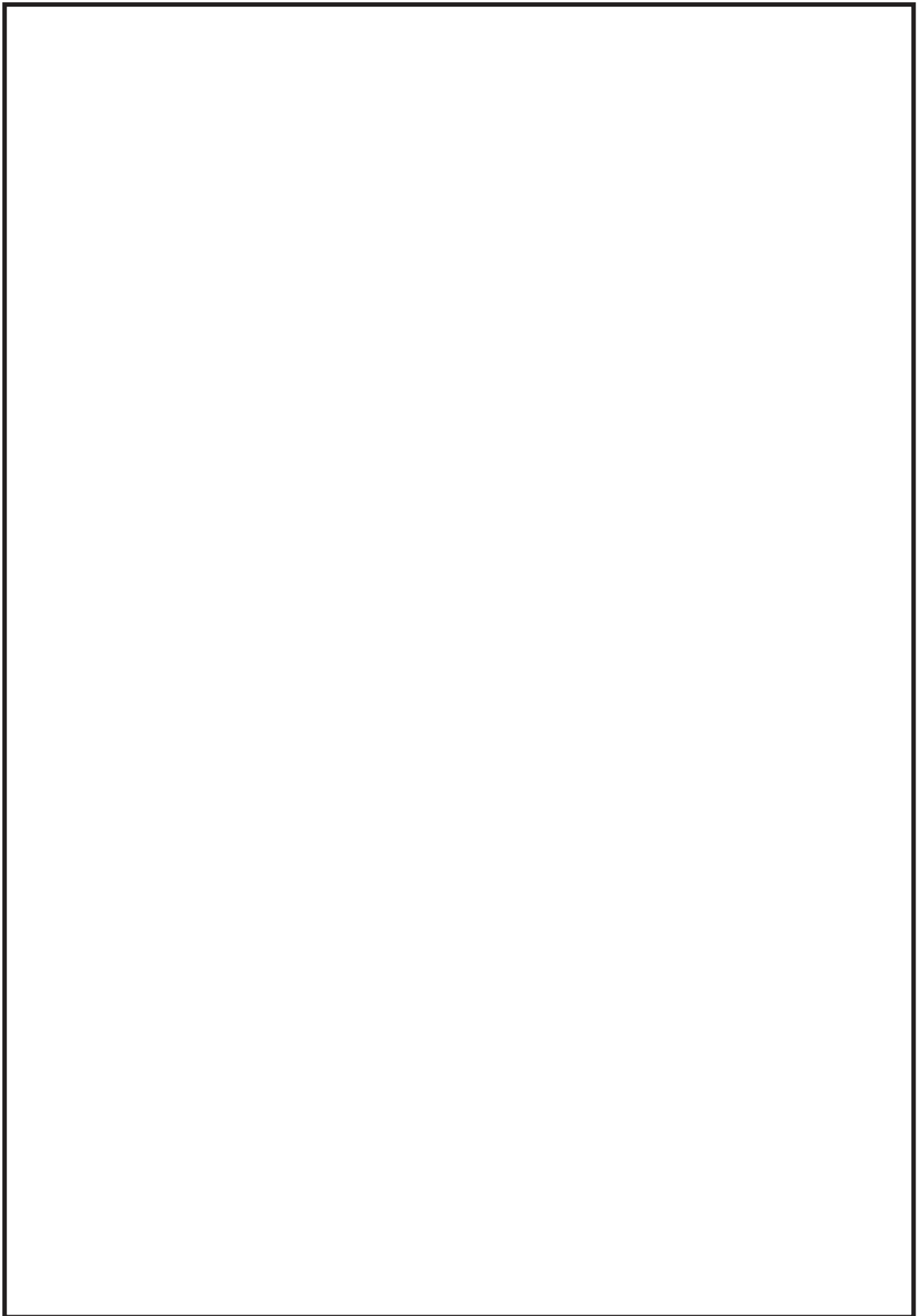



図 57-10-(57-6) 2号炉制御建屋 

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)

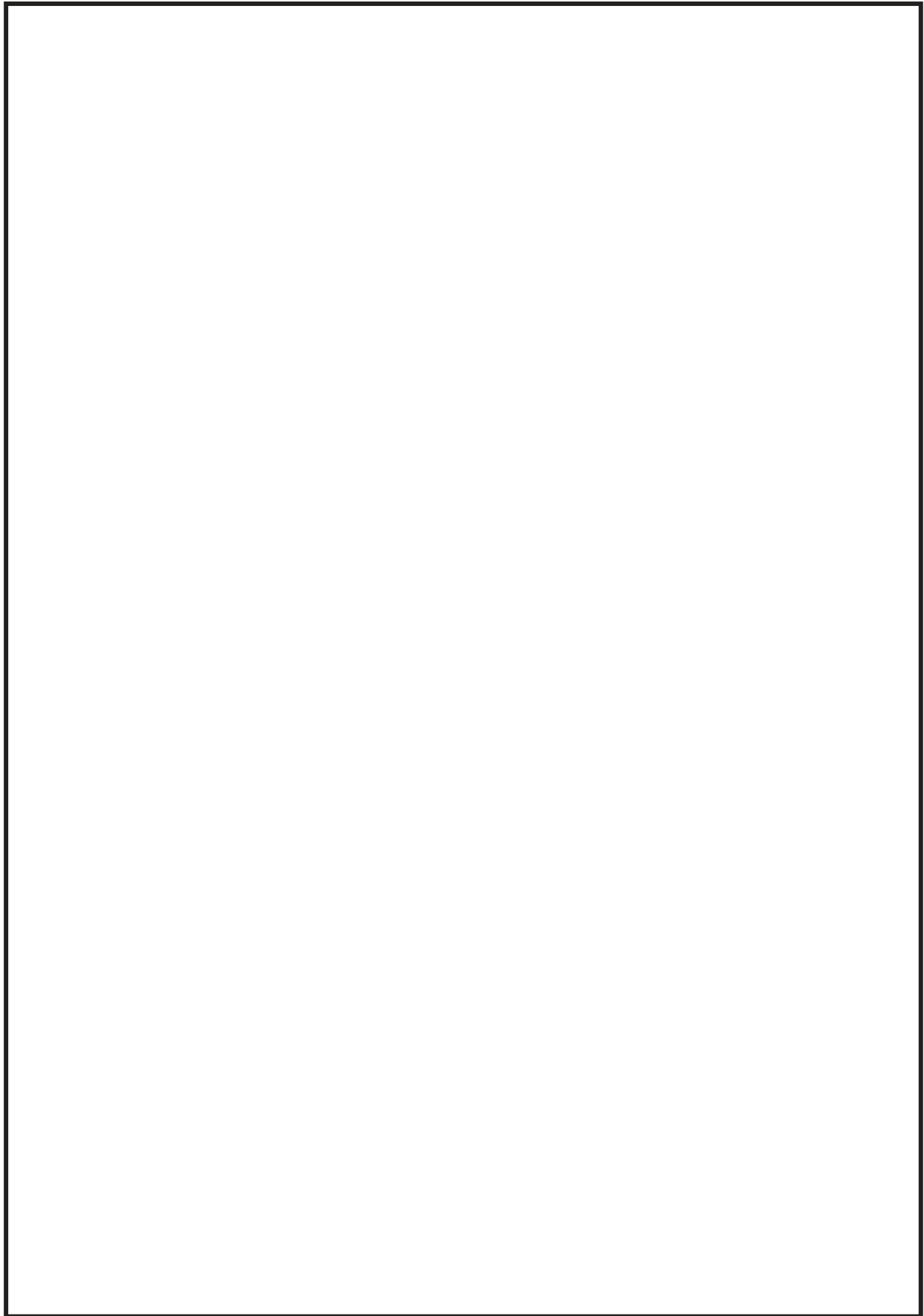



図 57-10-(57-7) 2号炉制御建屋 

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)

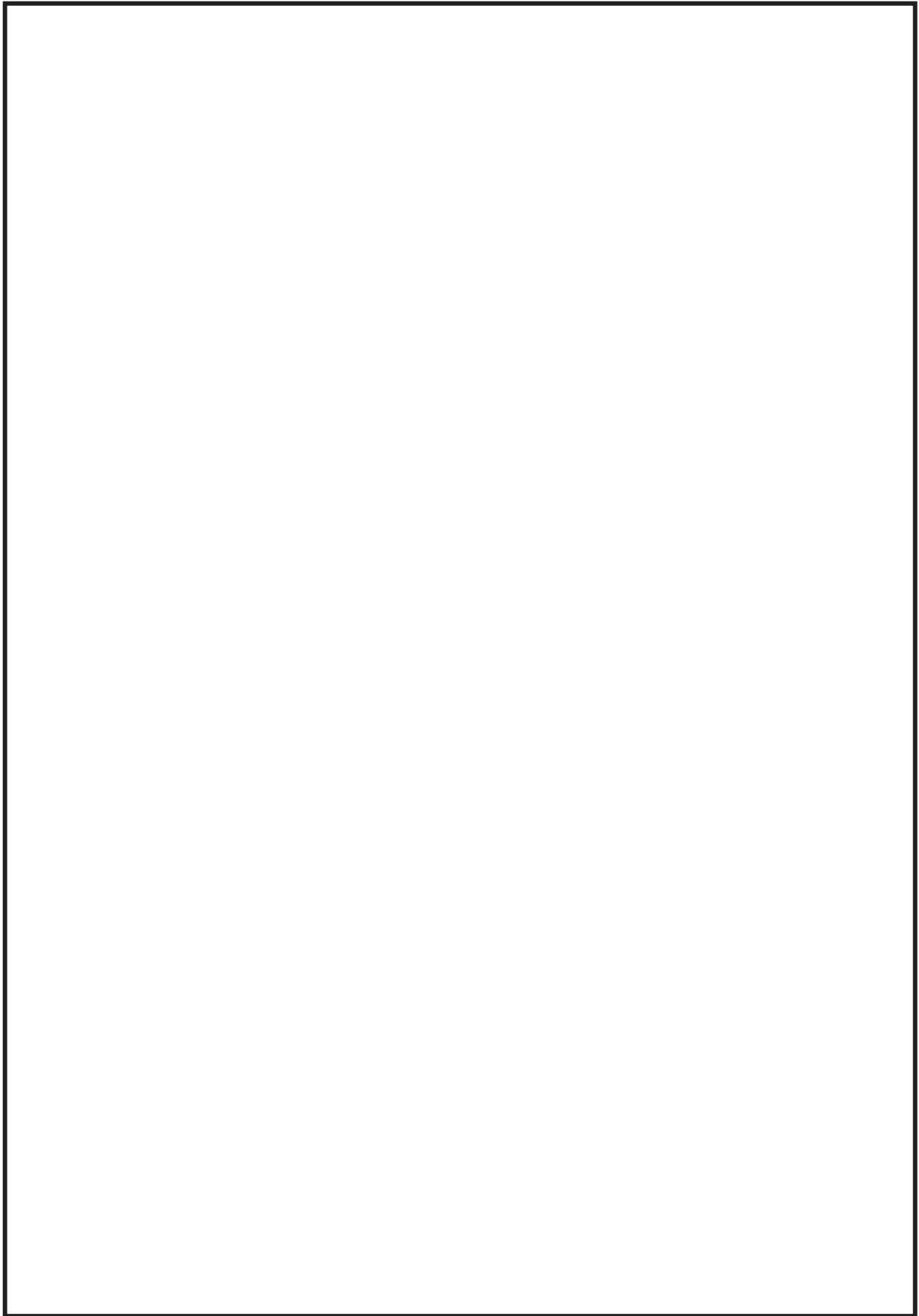



図 57-10-(57-8) 2号炉制御建屋 

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)

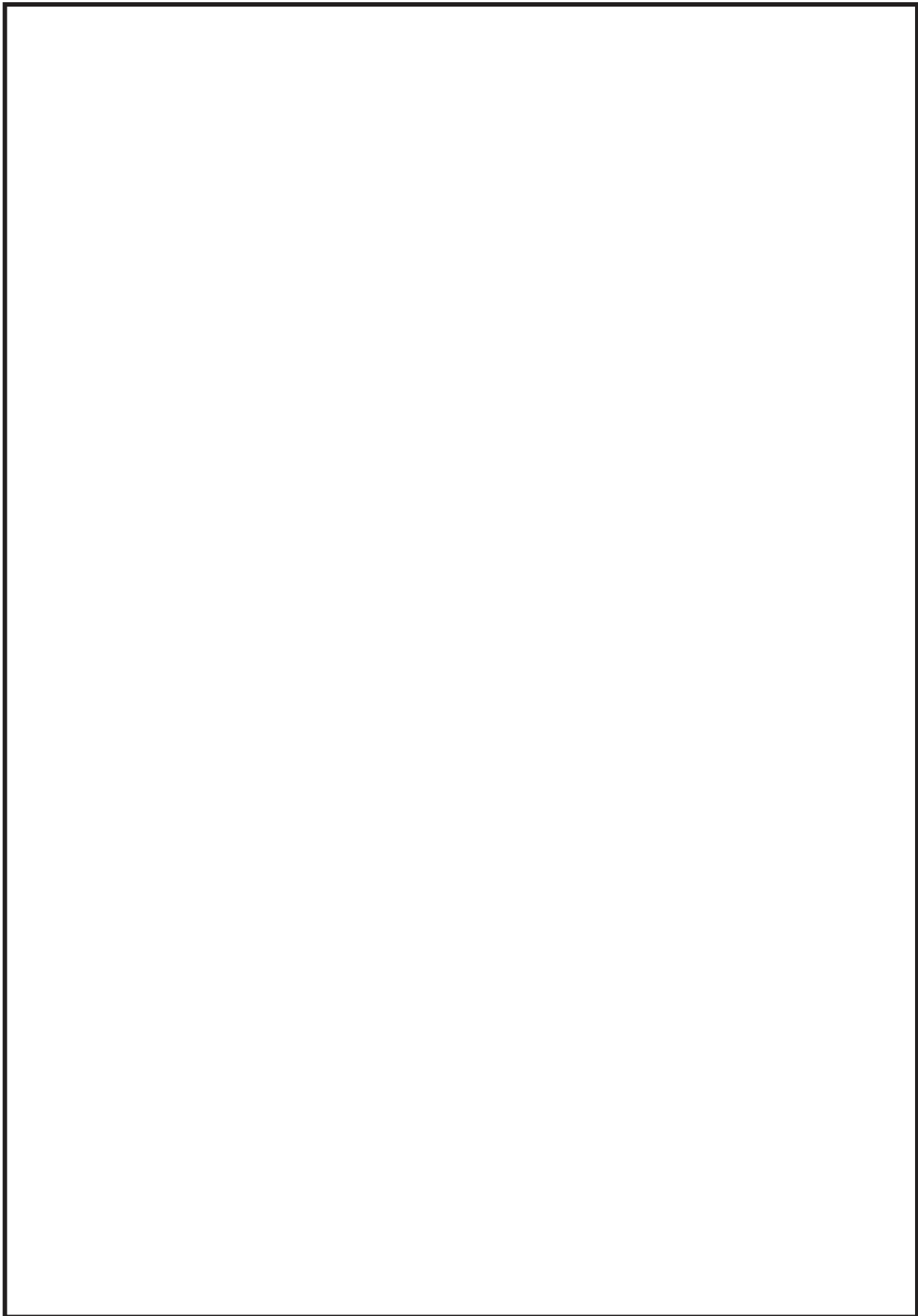



図 57-10-(57-9) 2号炉制御建屋 

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)

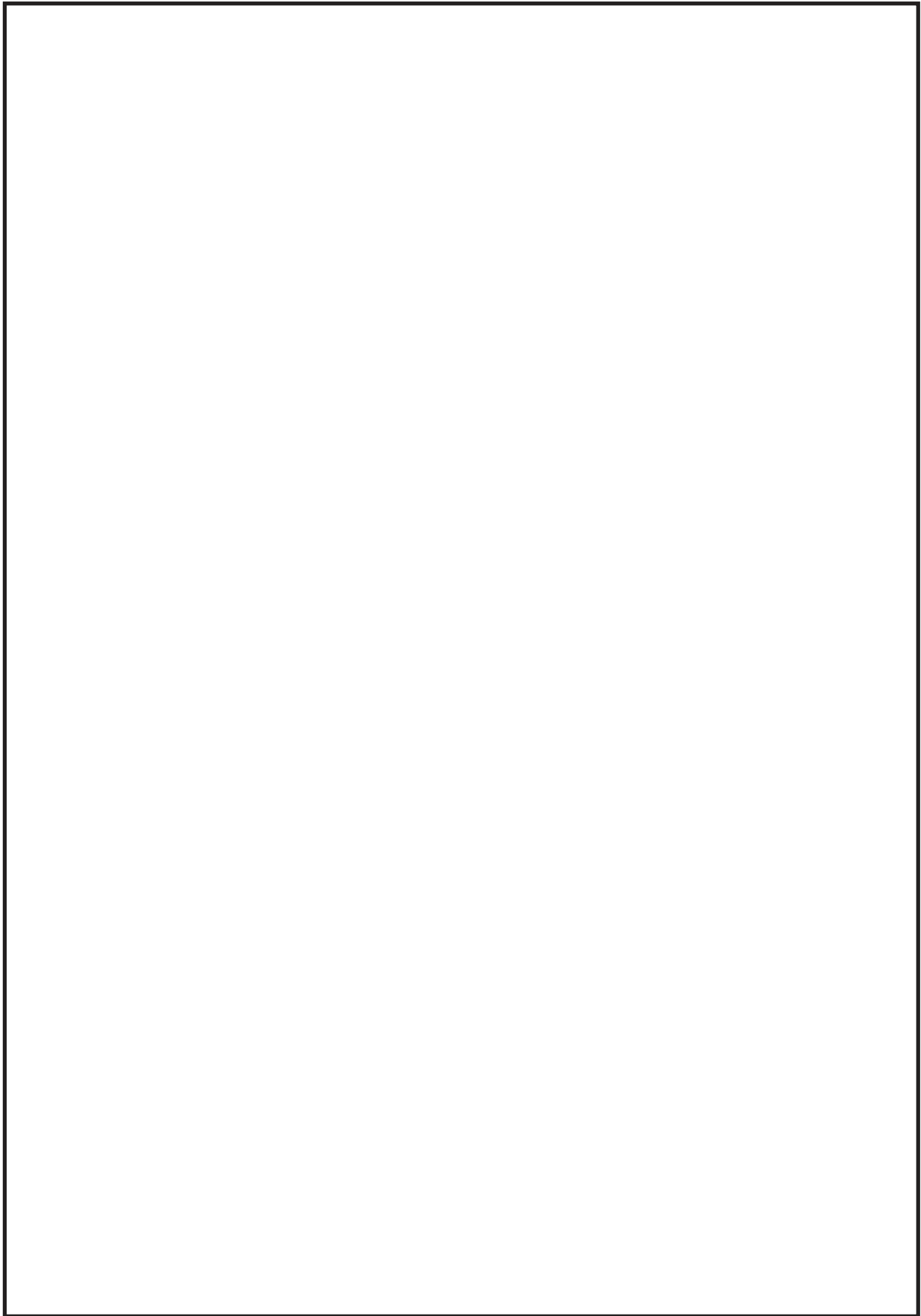



図 57-10-(57-10) 2号炉制御建屋 

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

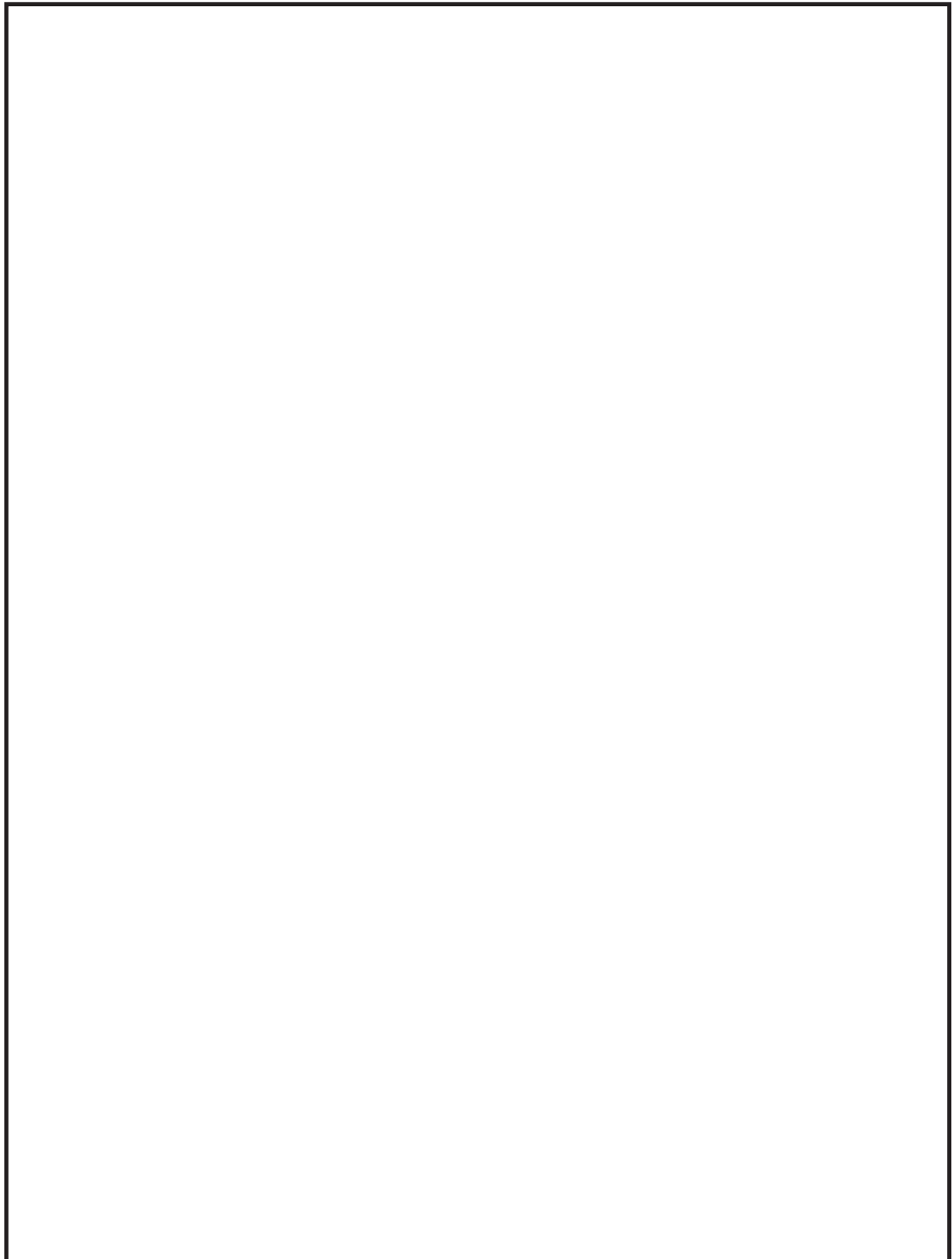


図 57-11-1 タンクローリ A 移動及び補給ルート (1/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

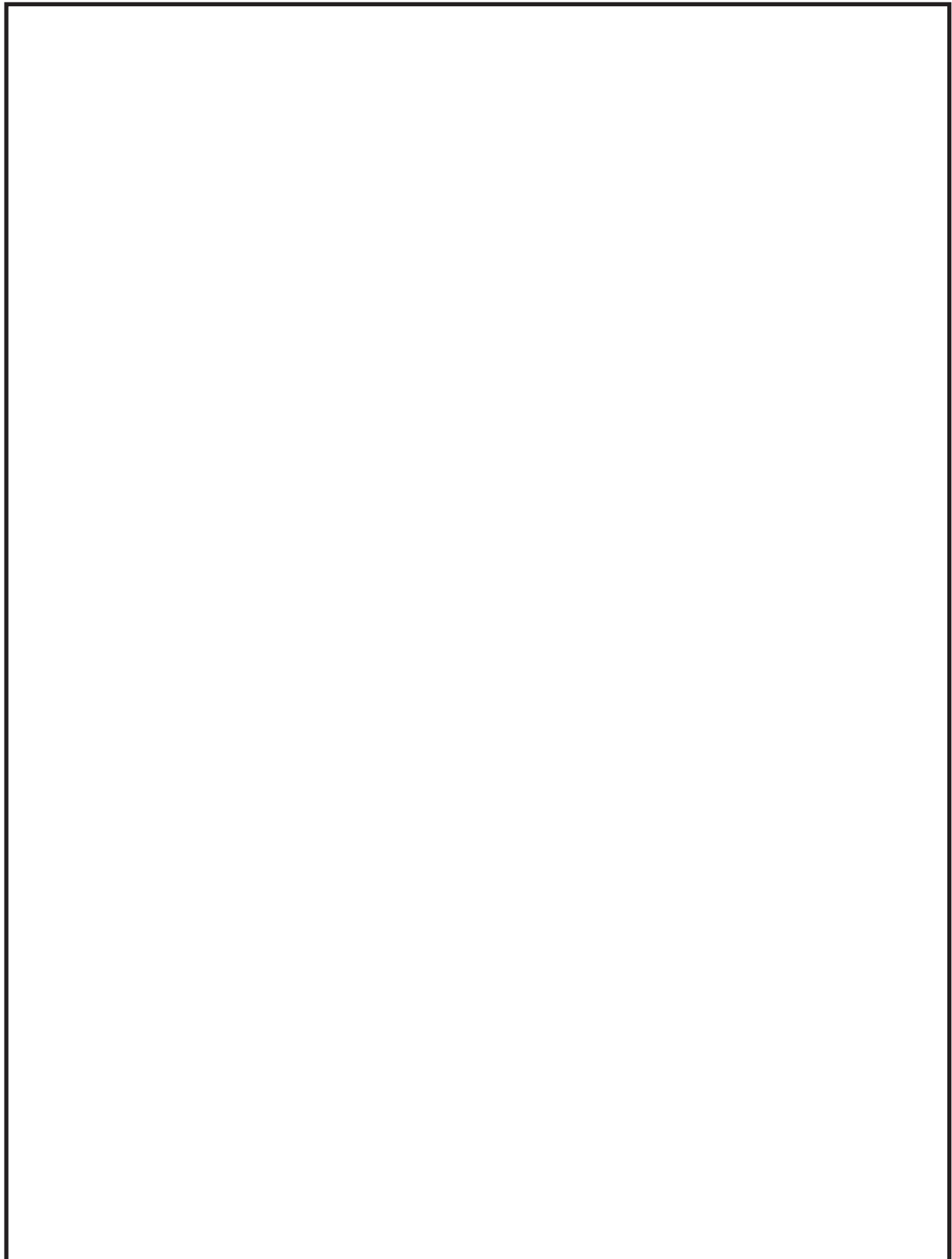


図 57-11-2 タンクローリ A 移動及び補給ルート (2/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

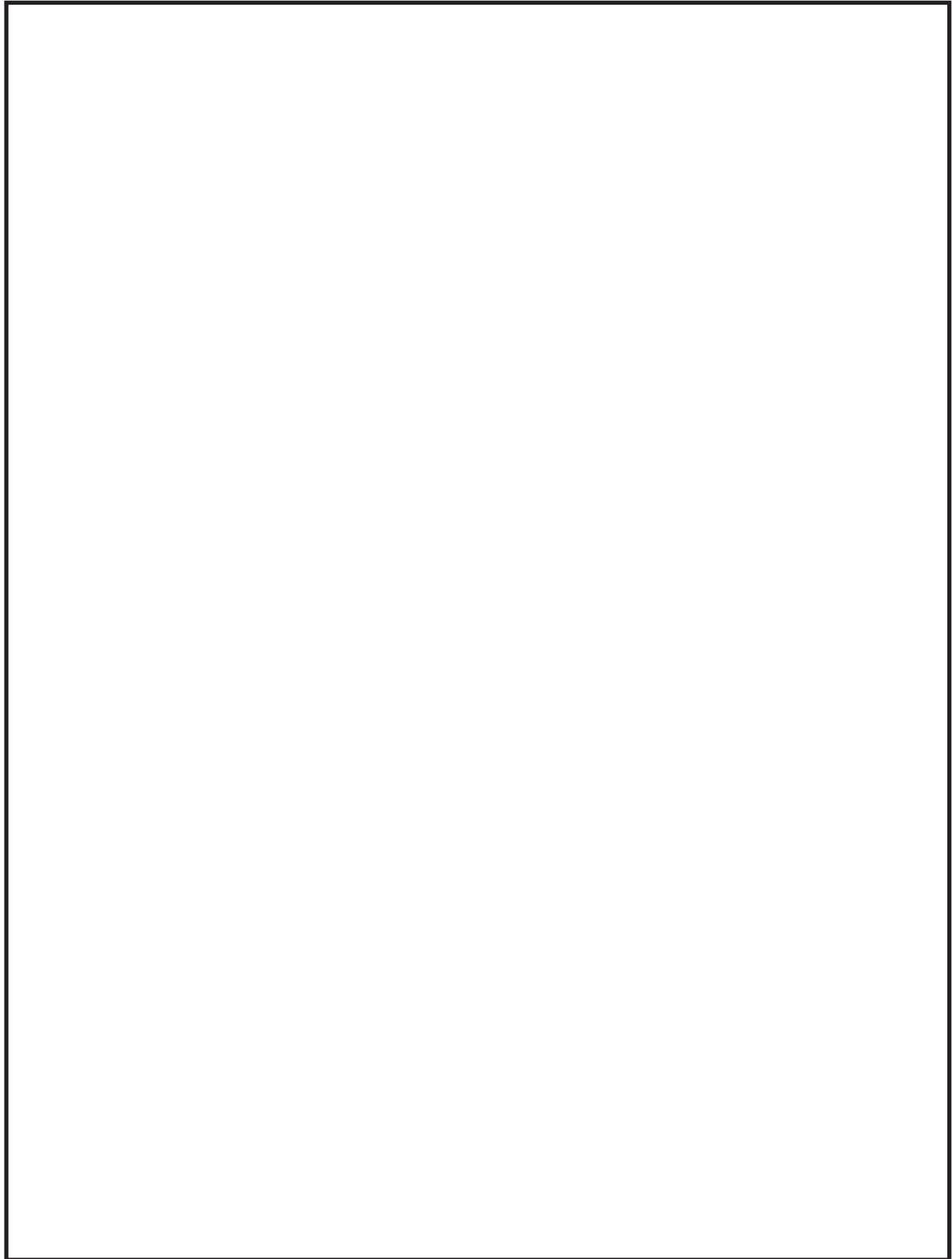


図 57-11-3 タンクローリ A 移動及び補給ルート (3/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

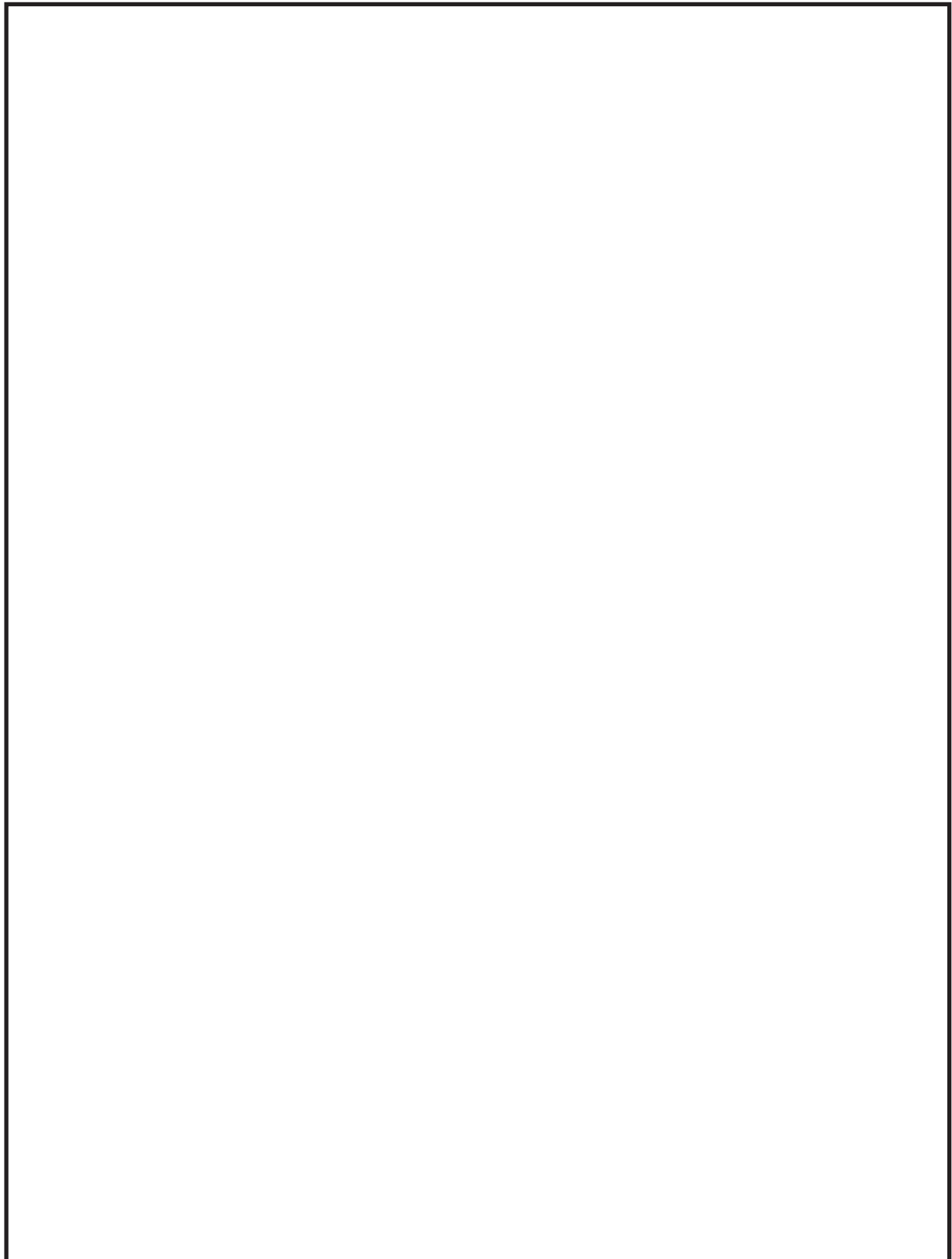


図 57-11-4 タンクローリ A 移動及び補給ルート (4/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

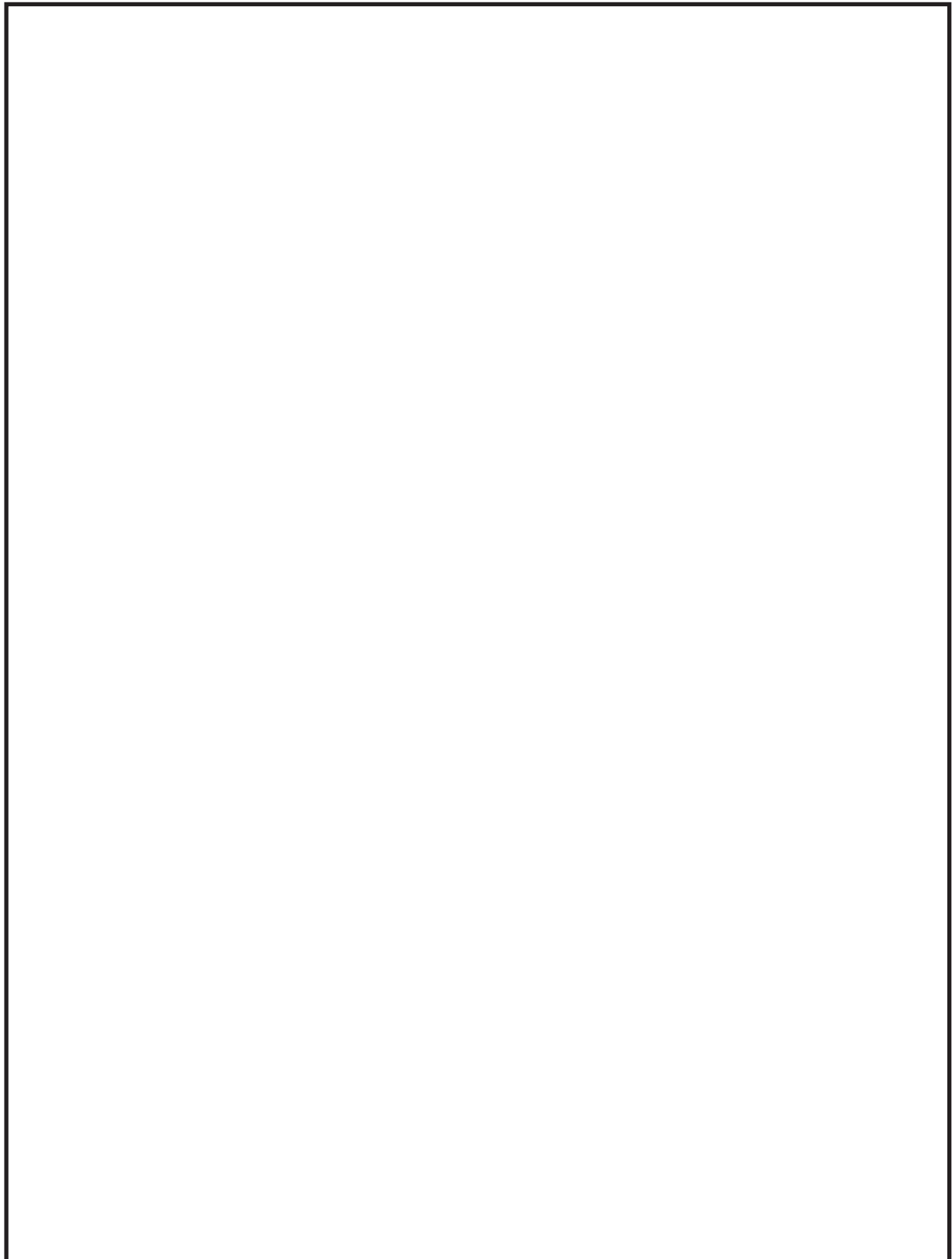


図 57-11-5 タンクローリ A 移動及び補給ルート (5/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

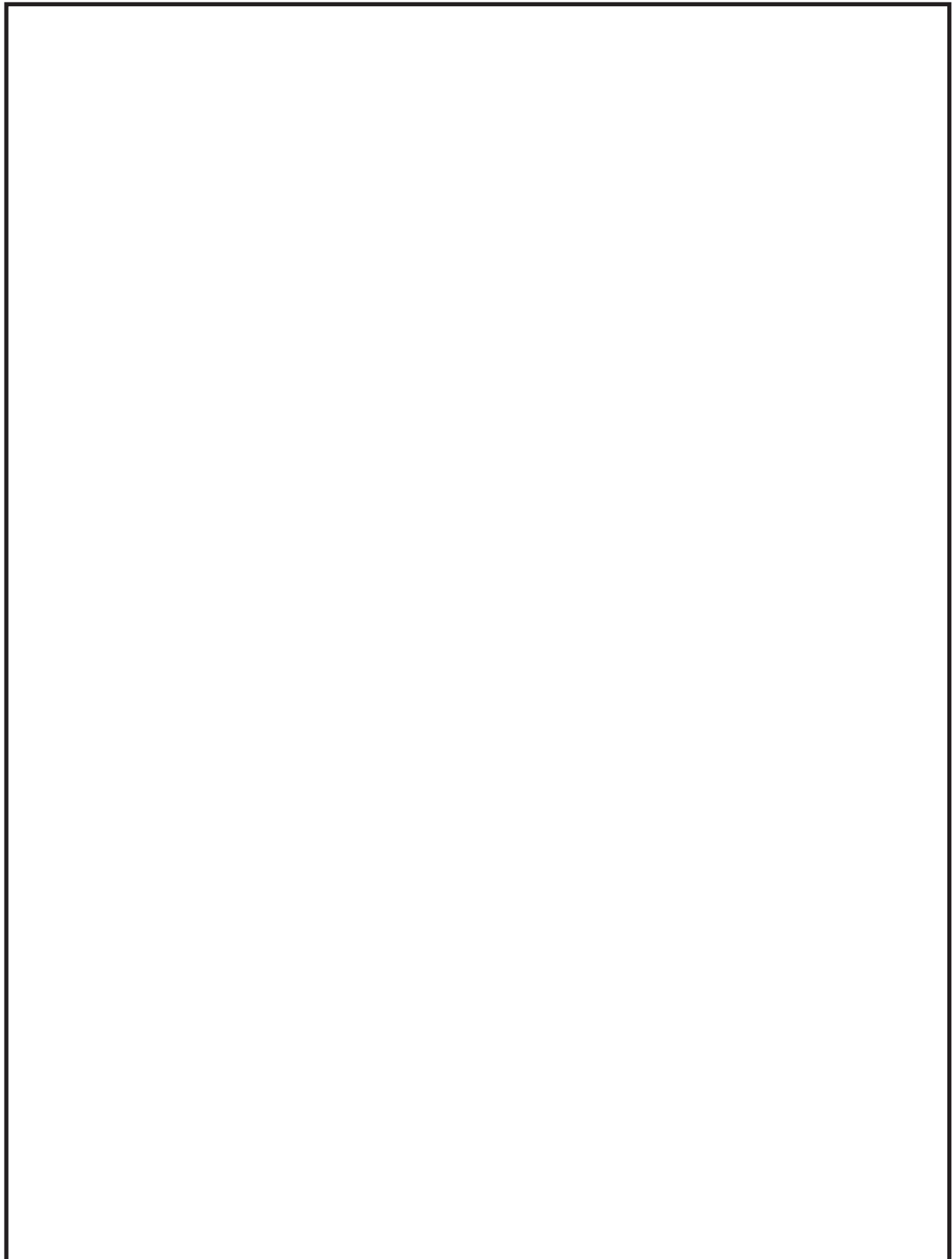


図 57-11-6 タンクローリ A 移動及び補給ルート (6/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

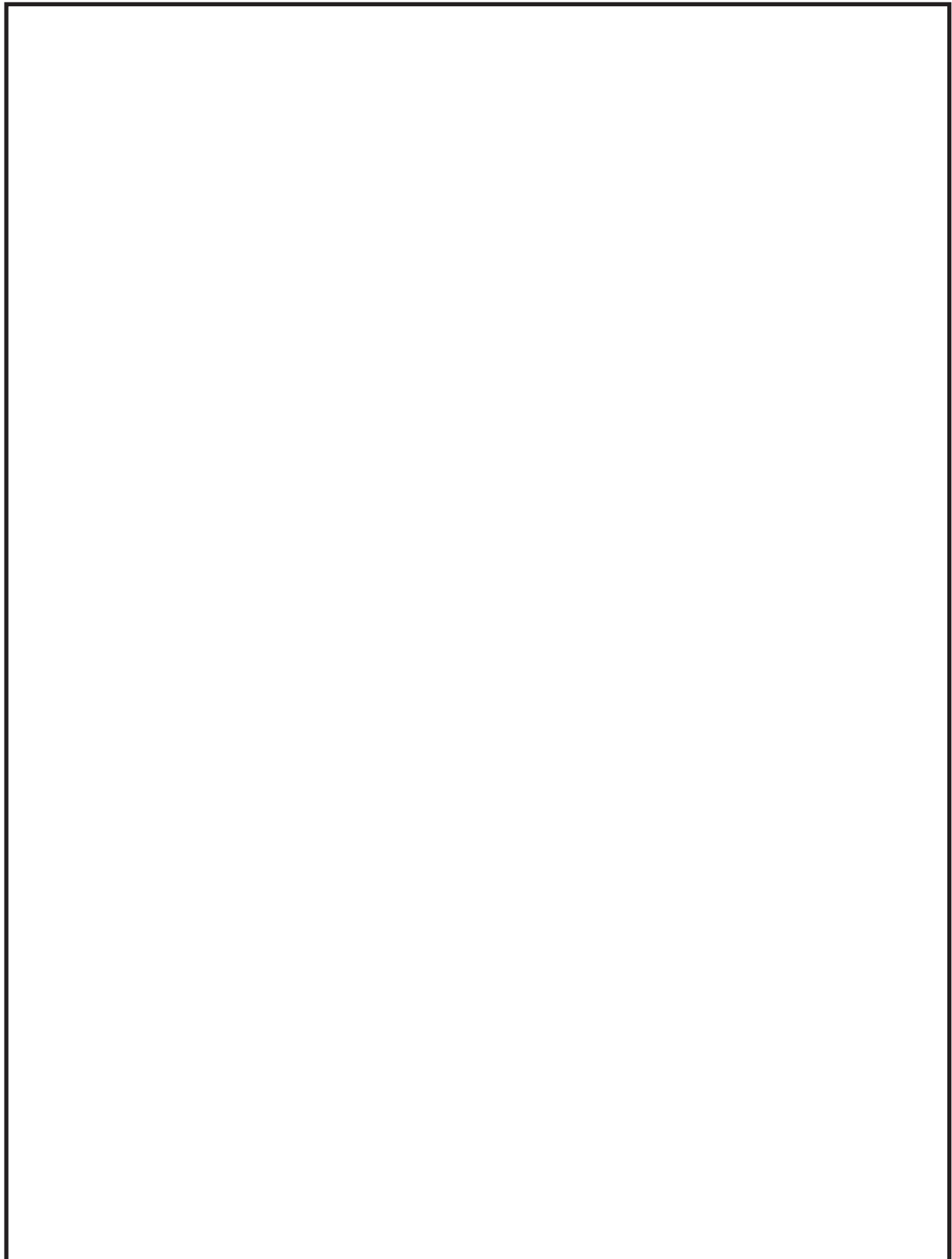


図 57-11-7 タンクローリ A 移動及び補給ルート (7/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

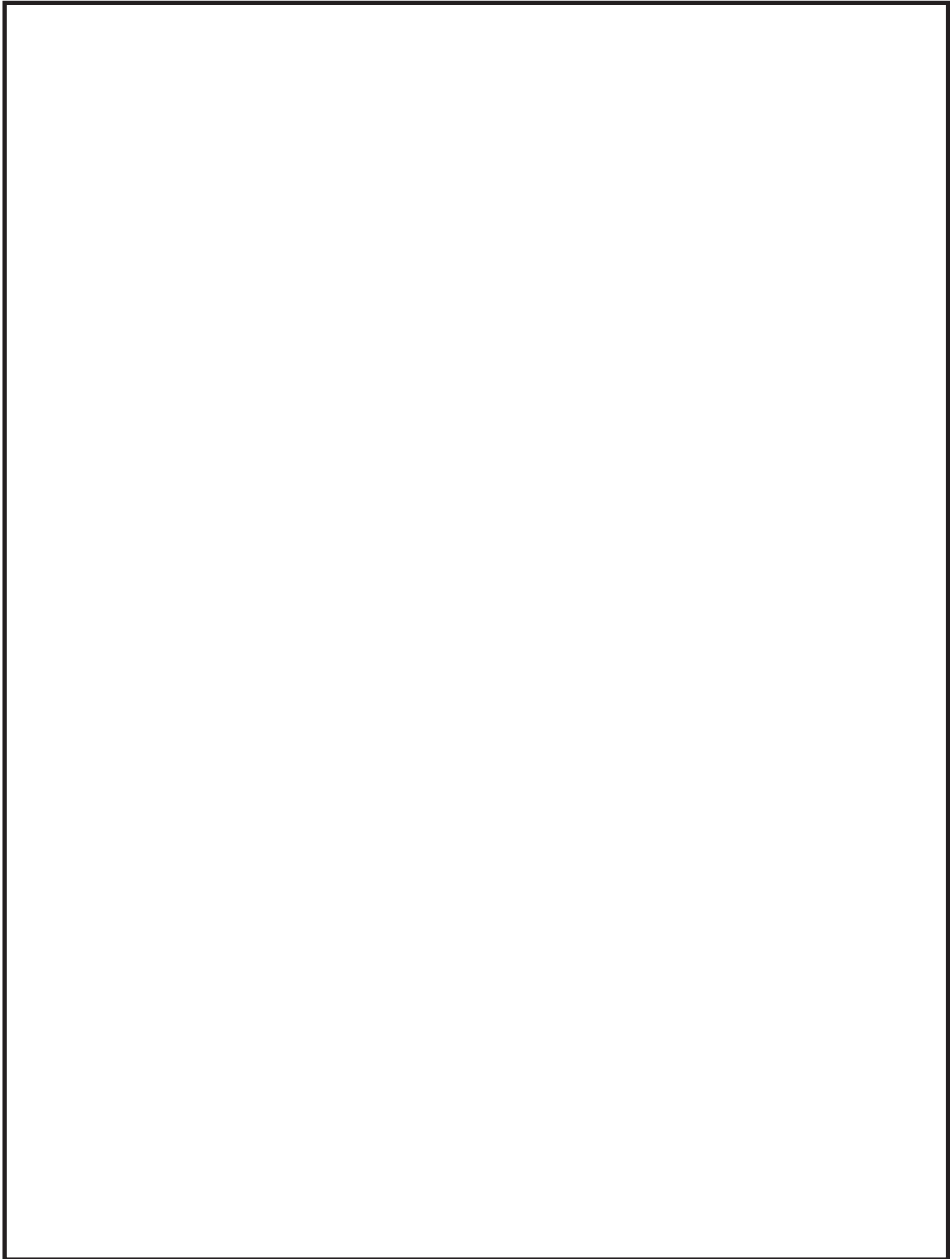


図 57-11-8 タンクローリ B 移動及び補給ルート (1/3)
(電源車)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

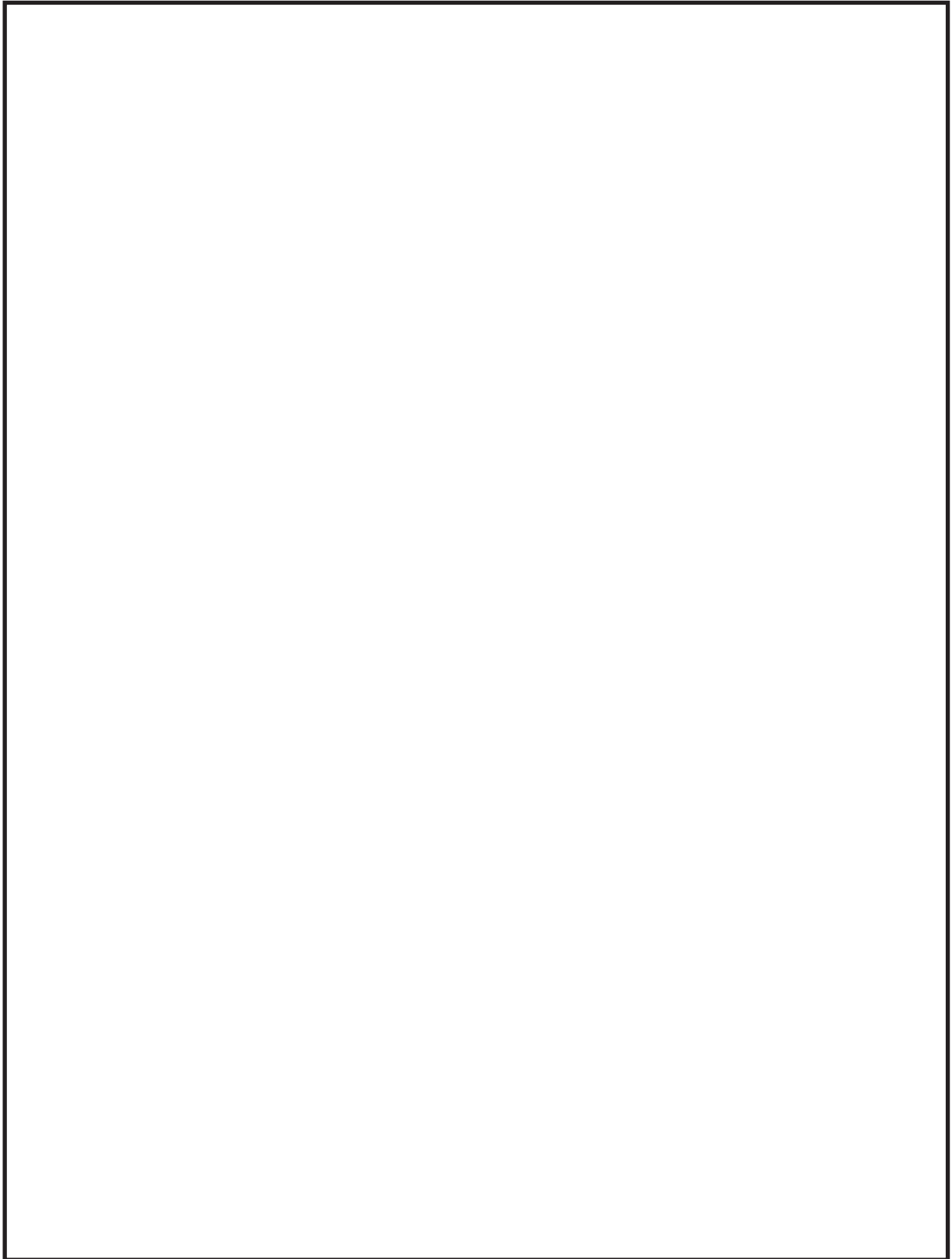


図 57-11-9 タンクローリ B 移動及び補給ルート (2/3)
(電源車)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

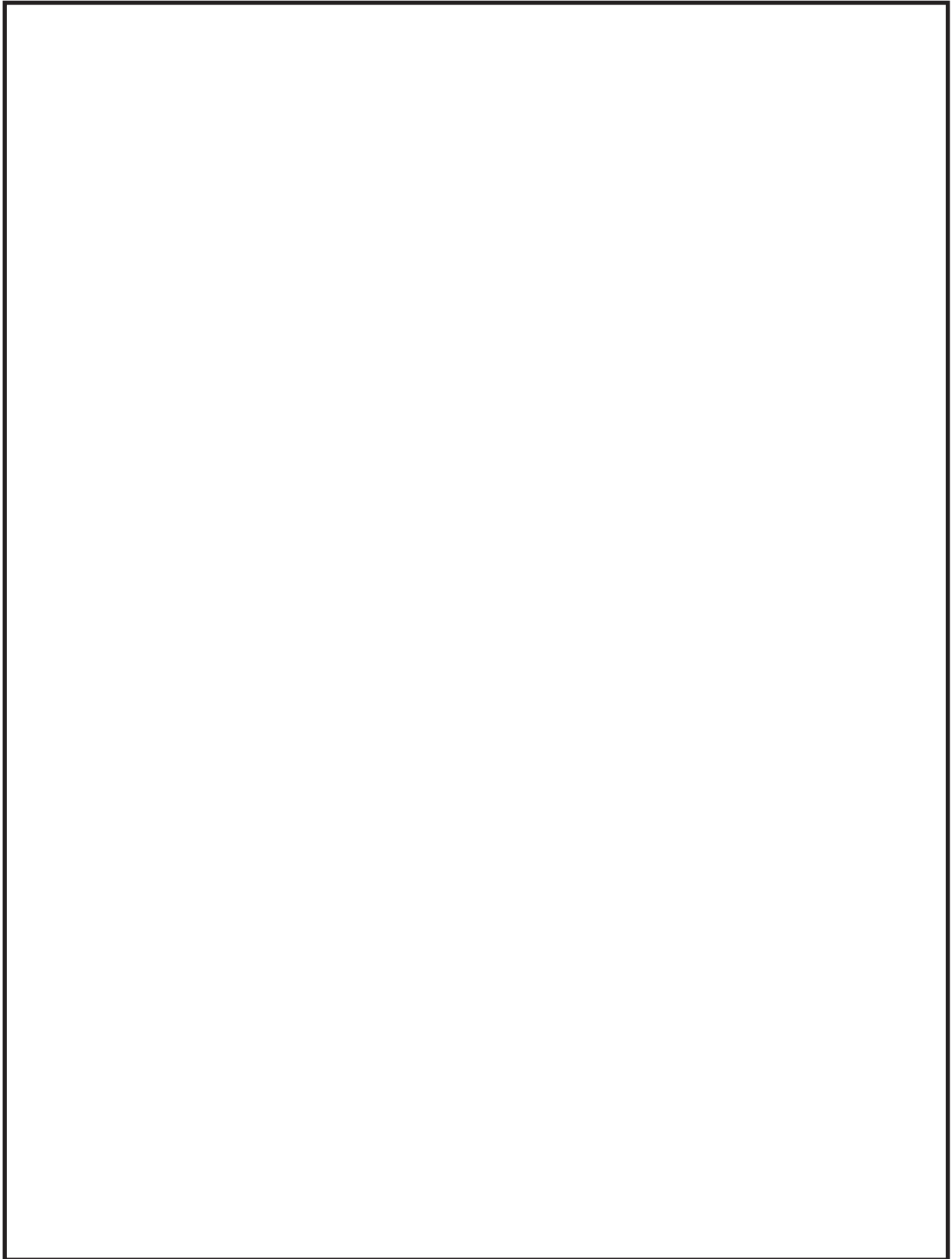


図 57-11-10 タンクローリ B 移動及び補給ルート (3/3)
(電源車)

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^{*}。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 1,200m³/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 600m³/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 600m³/h 及び吐出圧を 0.7MPa に調整を実施する。

流量：600m³/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。

本系統の概要図を図 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。

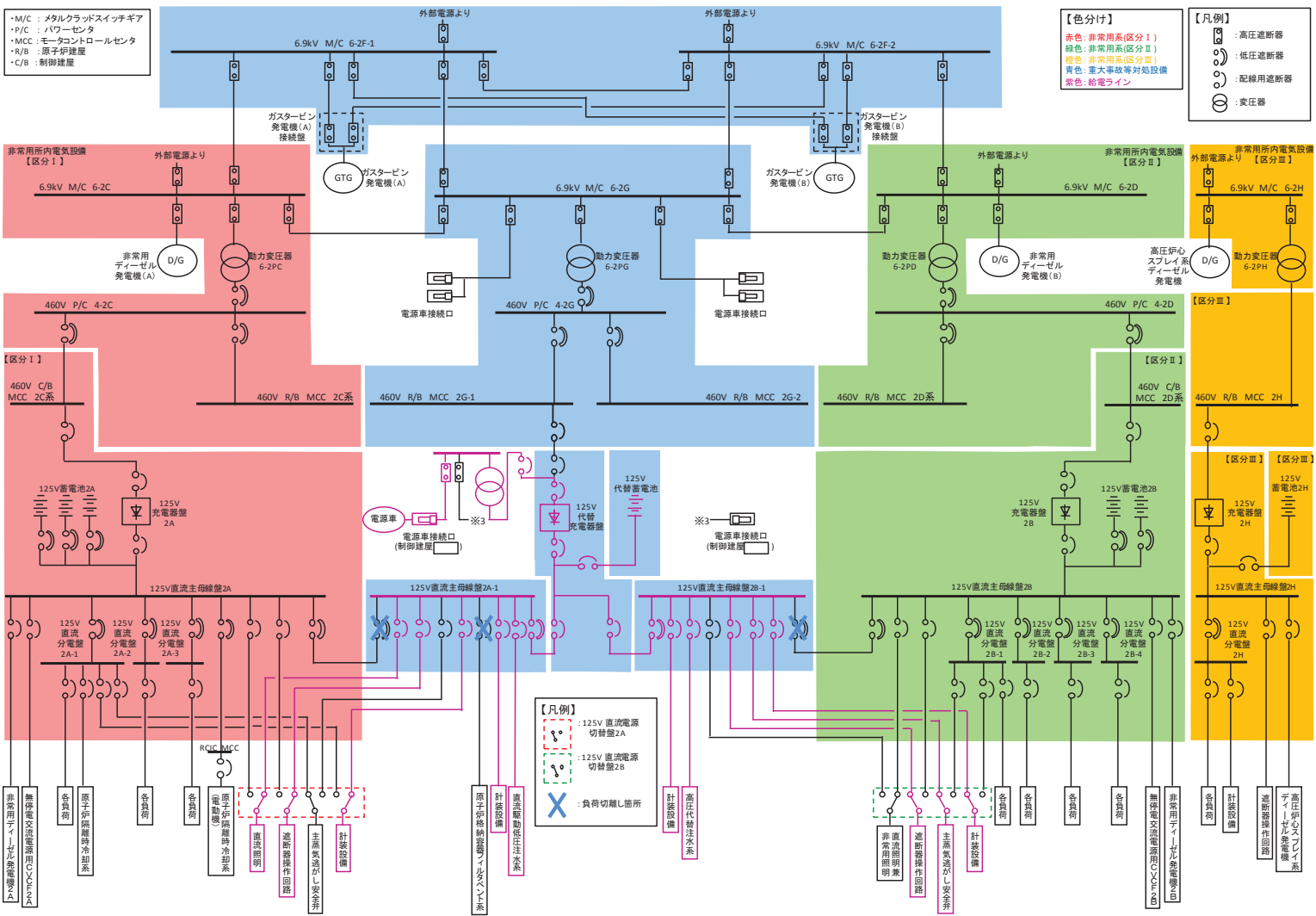


図 57-12-1 125V 代替充電器盤用電源車接続設備系統図
 (電源車～電源車接続口(制御建屋))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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。

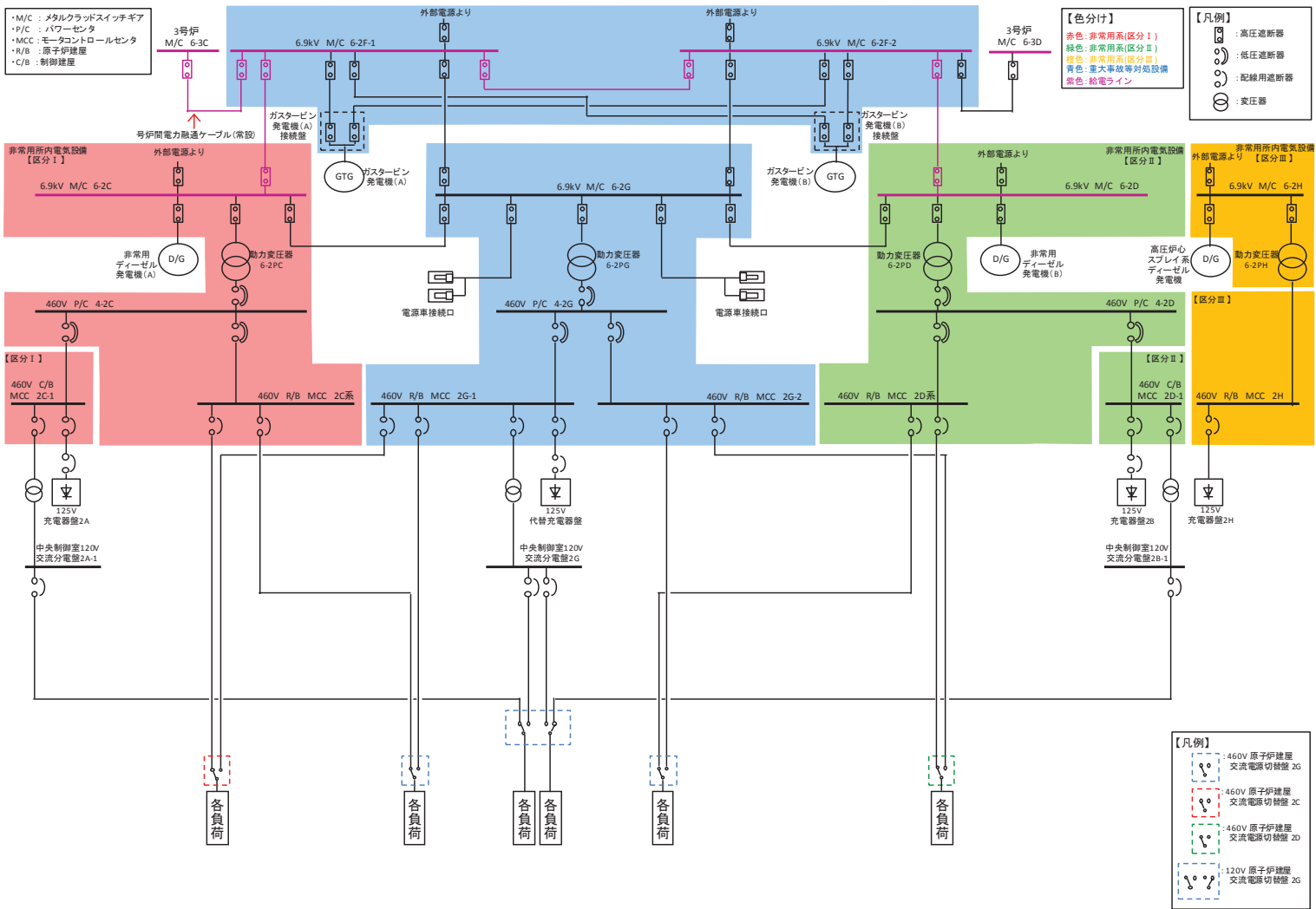


図 57-12-3 号炉間電力融通設備系統図

(非常用高圧母線 3C 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)

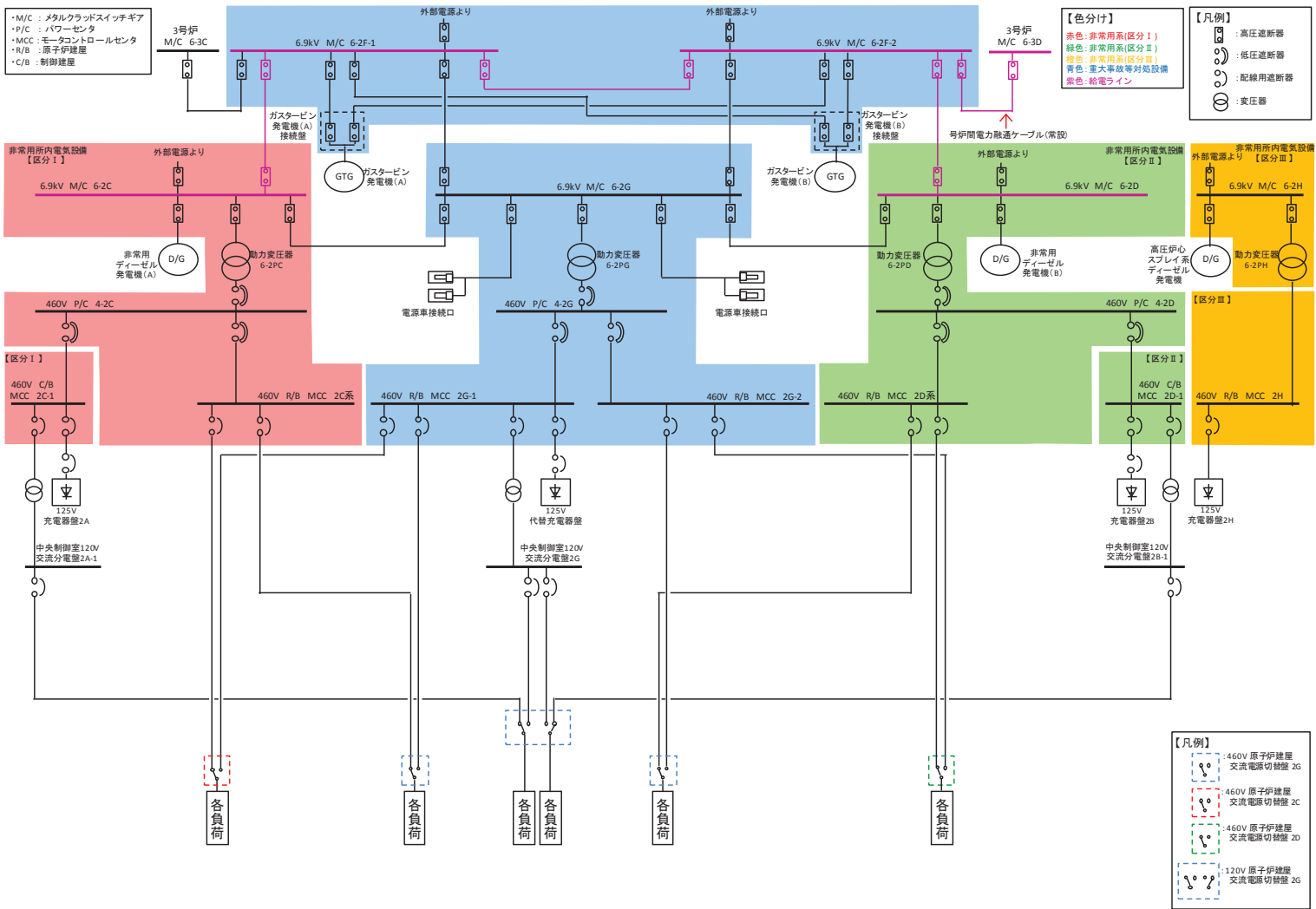


図 57-12-4 号炉間電力融通設備系統図
 (非常用高圧母線 3D 系～号炉間電力融通ケーブル(常設)
 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

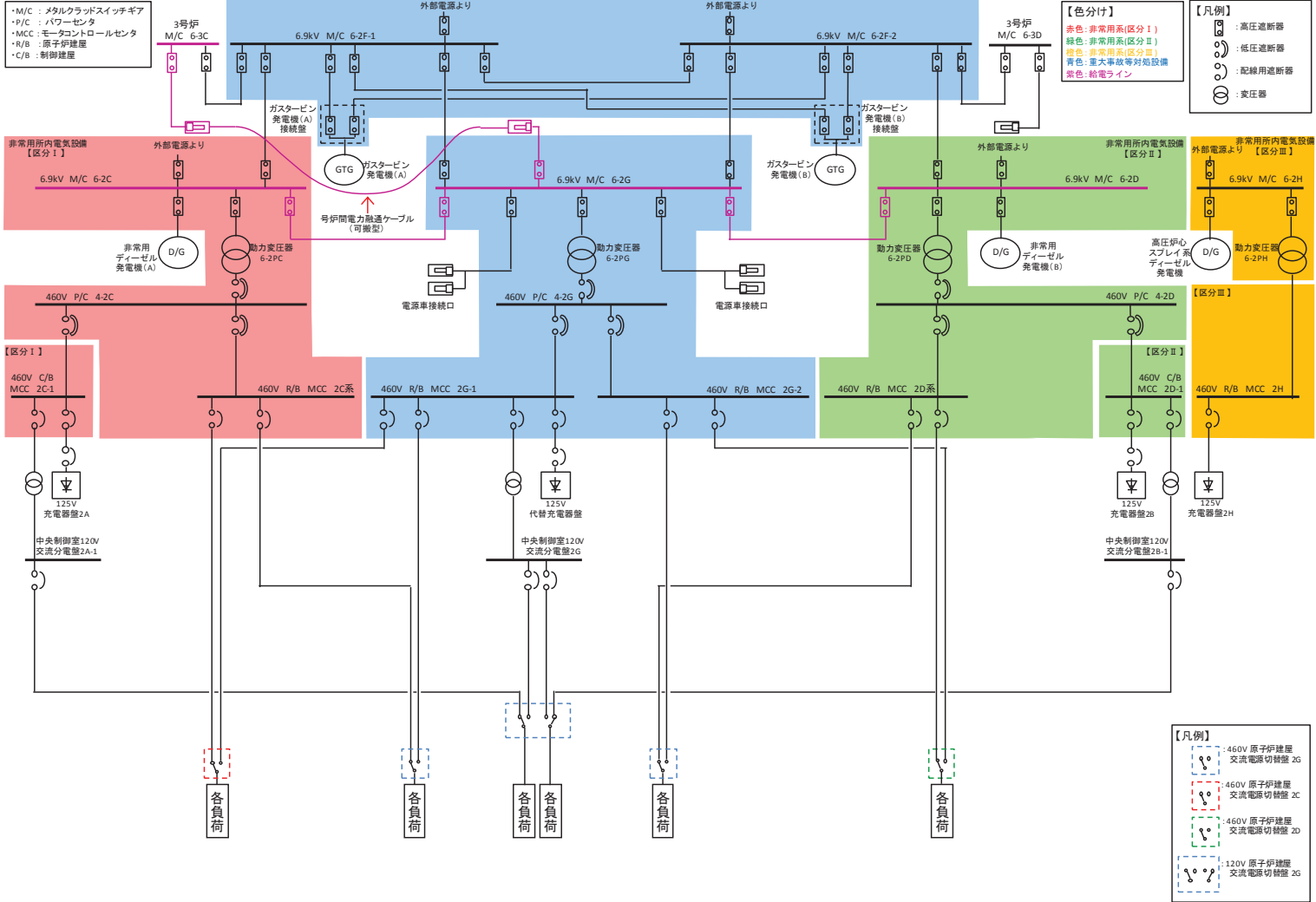
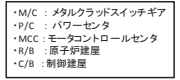
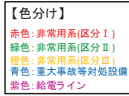


図 57-12-5 号炉間電力融通設備系統図

(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)

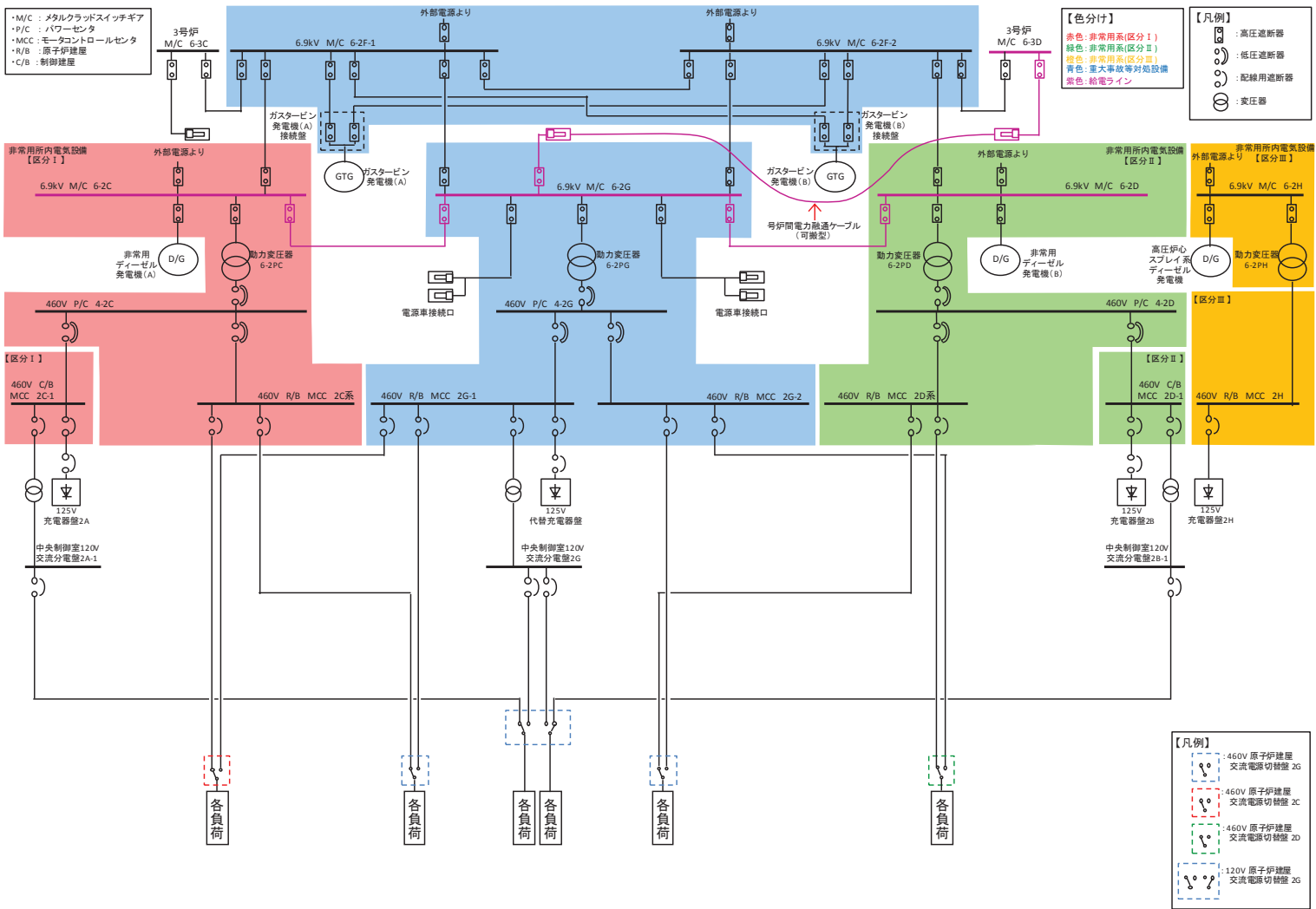


図 57-12-6 号炉間電力融通設備系統図

(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)

58 条

58-1 SA 設備基準適合性一覧表

58-2 単線結線図

58-3 配置図

58-4 系統図

58-5 試験及び検査

58-6 容量設定根拠

58-7 アクセスルート図

58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

58-9 可搬型計器について

58-10 主要パラメータの耐環境性について

58-11 パラメータの抽出について

58-1

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58条：計装設備			原子炉压力容器温度	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	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			原子炉圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		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		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		58-3 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		58-5 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		58-4 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		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		58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			原子炉水位（広帯域）	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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		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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		原子炉水位（燃料域）		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		58-3 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		58-5 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		58-4 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		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		58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			高压代替注水系ポンプ出口流量	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		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)		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	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		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)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	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	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		代替循環冷却ポンプ出口流量		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		58-3 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		58-5 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		58-4 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		58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		残留熱除去系ポンプ出口流量		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		58-3 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		58-5 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		58-4 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		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		58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		原子炉格納容器下部注水流量		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		58-3 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		58-5 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		58-4 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		58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の 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			58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		原子炉格納容器代替スプレイ流量		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	58-3 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	58-5 試験及び検査			
		第4号	切替性		本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 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	58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			ドライウェル温度	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		圧力抑制室内空気温度		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	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		58-3 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		58-5 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		58-4 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		58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			サブレーションプール水温度	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	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		58-3 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		58-5 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		58-4 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		58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			ドライウェル圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			圧力抑制室圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	A e	
				その他 (飛散物)	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			圧力抑制室水位	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	A e	
				その他 (飛散物)	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			原子炉格納容器下部水位	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉格納容器内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			ドライウェル水位	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	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			格納容器内水素濃度 (D/W)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉格納容器内	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	58-3 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	58-5 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		58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			格納容器内水素濃度 (S/C)	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	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			格納容器内雰囲気水素濃度	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		58-3 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		58-3 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		58-5 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		58-4 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		中央制御室操作	B	
			関連資料		58-3 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		58-6 容量設定根拠	
			第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
				関連資料		—	
			第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			起動領域モニタ	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	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			平均出力領域モニタ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉格納容器内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			フィルタ装置入口圧力（広帯域）	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	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		フィルタ装置出口圧力（広帯域）		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		58-3 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		58-5 試験及び検査		
		第4号	切替性		本来の用途として使用一切替不要	B b
	関連資料		58-4 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		58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		フィルタ装置水位（広帯域）		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			フィルタ装置水温度	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		フィルタ装置出口水素濃度		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	58-3 配置図			
		第2号	操作性		中央制御室操作 弁操作	A B f	
			関連資料	58-3 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	58-5 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	58-4 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		現場操作 (遠隔で操作可能) 中央制御室操作	A b B		
		関連資料	58-3 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	58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		フィルタ装置出口放射線モニタ		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	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	58-3 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	58-5 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		58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			原子炉補機冷却水系系統流量	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	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			残留熱除去系ポンプ出口圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			復水貯蔵タンク水位	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)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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)－屋外	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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			高压代替注水系ポンプ出口圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	A e	
				その他 (飛散物)	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	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	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			復水移送ポンプ出口圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	A e	
				その他 (飛散物)	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	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	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		代替循環冷却ポンプ出口圧力		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	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の 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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			原子炉建屋内水素濃度	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の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		58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			格納容器内雰囲気酸素濃度	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	58-3 配置図			
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料	58-3 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	58-5 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	58-4 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		中央制御室操作	B	
			関連資料	58-3 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	58-6 容量設定根拠		
			第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
				関連資料	—		
			第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		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	58-3 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	58-5 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		58-4 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	58-3 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備			使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルブ式）	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		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43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	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	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図，58-3 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（常設）

第58条：計装設備			使用済燃料プール監視カメラ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 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	58-5 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	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	A e	
				その他 (飛散物)	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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（常設）

第58条：計装設備		安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ収集装置, SPDS伝送装置, SPDS表示装置)		類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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		58-3 配置図		
		第2号	操作性		操作不要 (SPDS表示装置を除く), 操作スイッチ操作 (緊急時対策所, SPDS表示装置)	対象外, B d	
		関連資料		58-3 配置図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		通信連絡設備	M	
		関連資料		58-5 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		58-4 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 (SPDS表示装置を除く) 現場 (設置場所) (緊急時対策所, SPDS表示装置)	対象外 A a		
	関連資料		58-3 配置図				
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		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 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 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58条：計装設備			可搬型計測器	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・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		58-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		
		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		58-5 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		58-9 可搬型計測器について		
	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		58-3 配置図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
	関連資料		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について			
	第3項	第1号	可搬SAの容量		その他設備	C
			関連資料		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について	
		第2号	可搬SAの接続性		ボルト・ネジ接続	A
			関連資料		58-9 可搬型計測器について	
		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		58-9 可搬型計測器について	
		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				58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		
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		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		
第6号		アクセスルート		(アクセス不要)	対象外	
		関連資料		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a	
		サポート系要因		サポート系なし	対象外	
	関連資料		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について			

58-2
単線結線図

- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モーターコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

- 【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)
 - 青色: 重大事故等対処設備
- 【凡例】
- ⏏: 高圧遮断器
 - ⏏: 低圧遮断器
 - ⏏: 配線用遮断器
 - ⊕: 変圧器

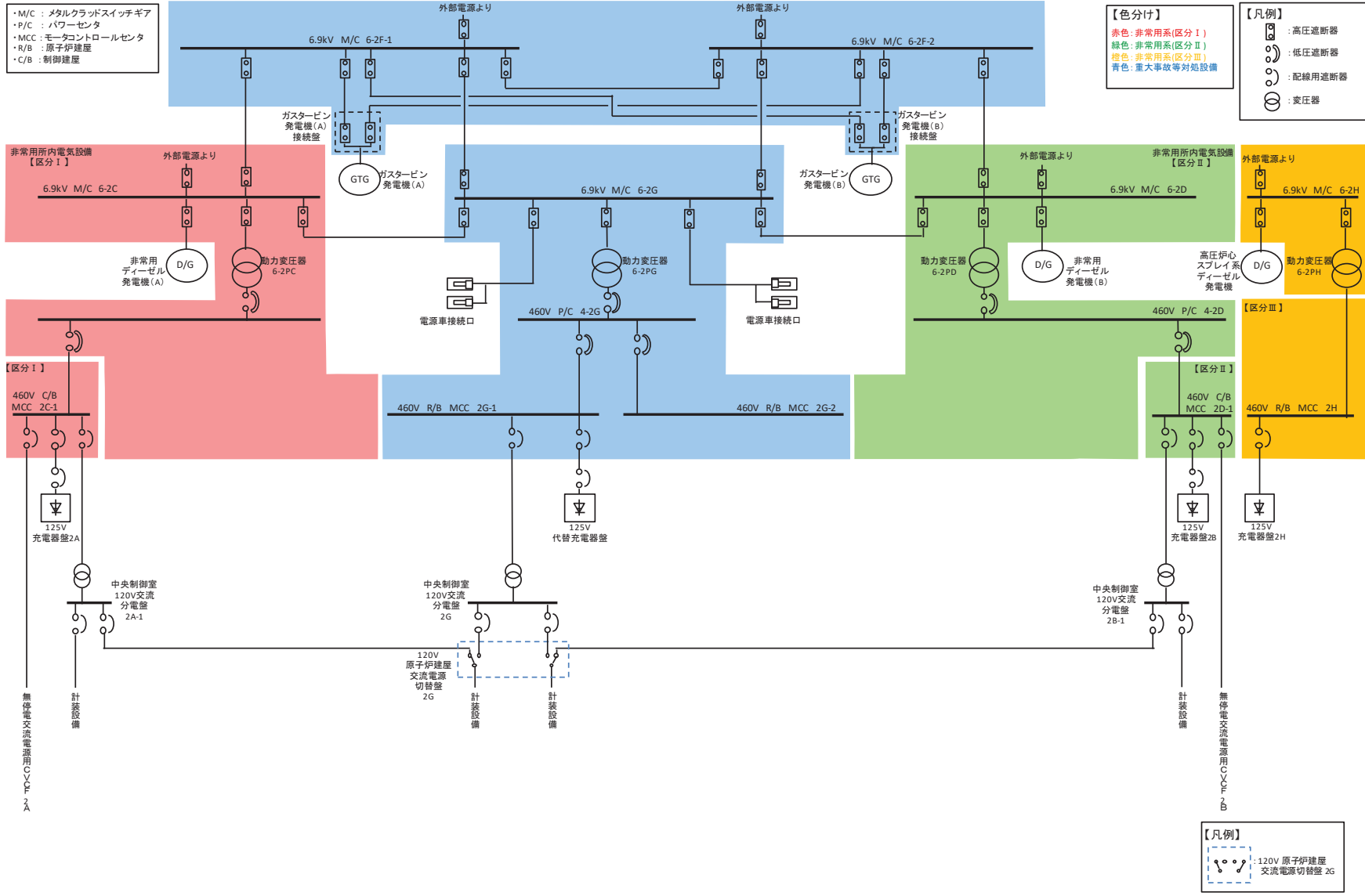


図 58-2-1 単線結線図 (交流)

- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モータコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

- 【色分け】
- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 - 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 - 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 - 青色: 重大事故等対処設備
- 【凡例】
- : 高圧遮断器
 - : 低圧遮断器
 - : 配線用遮断器
 - : 変圧器

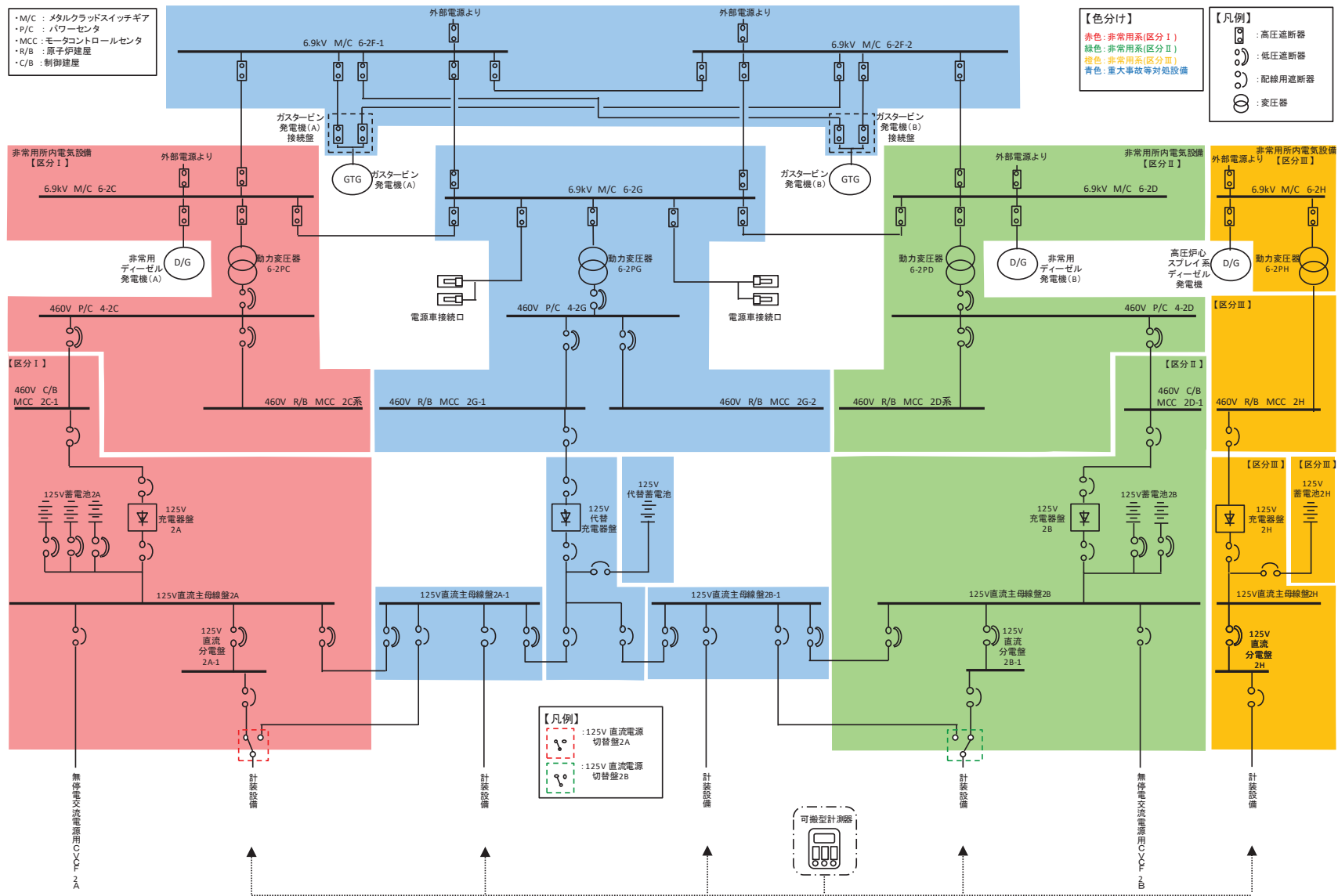


図 58-2-2 単線結線図 (直流)

58-3
配置图

表 58-3-1 配置図一覧表(1/3)

名称	取付箇所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	図58-3-3, 4, 5
原子炉圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4
高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
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	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1
原子炉水位 (広帯域)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
原子炉水位 (燃料域)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
高压代替注水系ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1
高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
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)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
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)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4
直流駆動低压注水ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	図58-3-1
代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1
低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (A及びB) 原子炉建屋 [] (C) (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1, 2
原子炉格納容器下部注水流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
原子炉格納容器代替スプレイ流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4
ドライウエル温度	原子炉格納容器内	図58-3-2, 3, 4, 5
圧力抑制室内空気温度	原子炉格納容器内	図58-3-2
サプレッションプール水温度	原子炉格納容器内	図58-3-1
ドライウエル圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5
圧力抑制室圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
圧力抑制室水位	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1
原子炉格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図58-3-2

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 58-3-1 配置図一覧表(2/3)

名称	取付箇所	図番号
ドライウエル水位	原子炉格納容器内	図58-3-2
格納容器内水素濃度(D/W)	原子炉格納容器内	図58-3-5
格納容器内水素濃度(S/C)	原子炉格納容器内	図58-3-2
格納容器内雰囲気水素濃度	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5
格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図58-3-7
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図58-3-7
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	図58-3-4
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4
フィルタ装置水位(広帯域)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
フィルタ装置水温度	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4
フィルタ装置出口水素濃度	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5
フィルタ装置出口放射線モニタ	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	図58-3-5
原子炉補機冷却水系系統流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	図58-3-1
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
残留熱除去系ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (A及びB) 原子炉建屋 [] (C) (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1, 2
復水貯蔵タンク水位	屋外 (CST連絡トレンチ/バルブ室)	図58-3-8
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1
復水移送ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	図58-3-1

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 58-3-1 配置図一覧表(3/3)

名称	取付箇所	図番号	
代替循環冷却ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	図58-3-1	
原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋 [] [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2, 3, 4, 6	
静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	
格納容器内雰囲気酸素濃度	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5	
使用済燃料プール水位／温度 (ヒートサーモ式)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	
使用済燃料プール水位／温度 (ガイドパルス式)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	
使用済燃料プール上部空間放射 線モニタ (高線量, 低線量)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	
使用済燃料プール監視カメラ	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	
安全パラメータ表 示システム (SPDS)	データ収 集装置	制御建屋 []	図58-3-9
	SPDS伝送 装置	緊急時対策建屋 []	図58-3-10
	SPDS表示 装置	緊急時対策建屋 []	図58-3-10
可搬型計測器	制御建屋 [] 緊急時対策建屋 []	図58-3-9, 10	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 58-3-1 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。

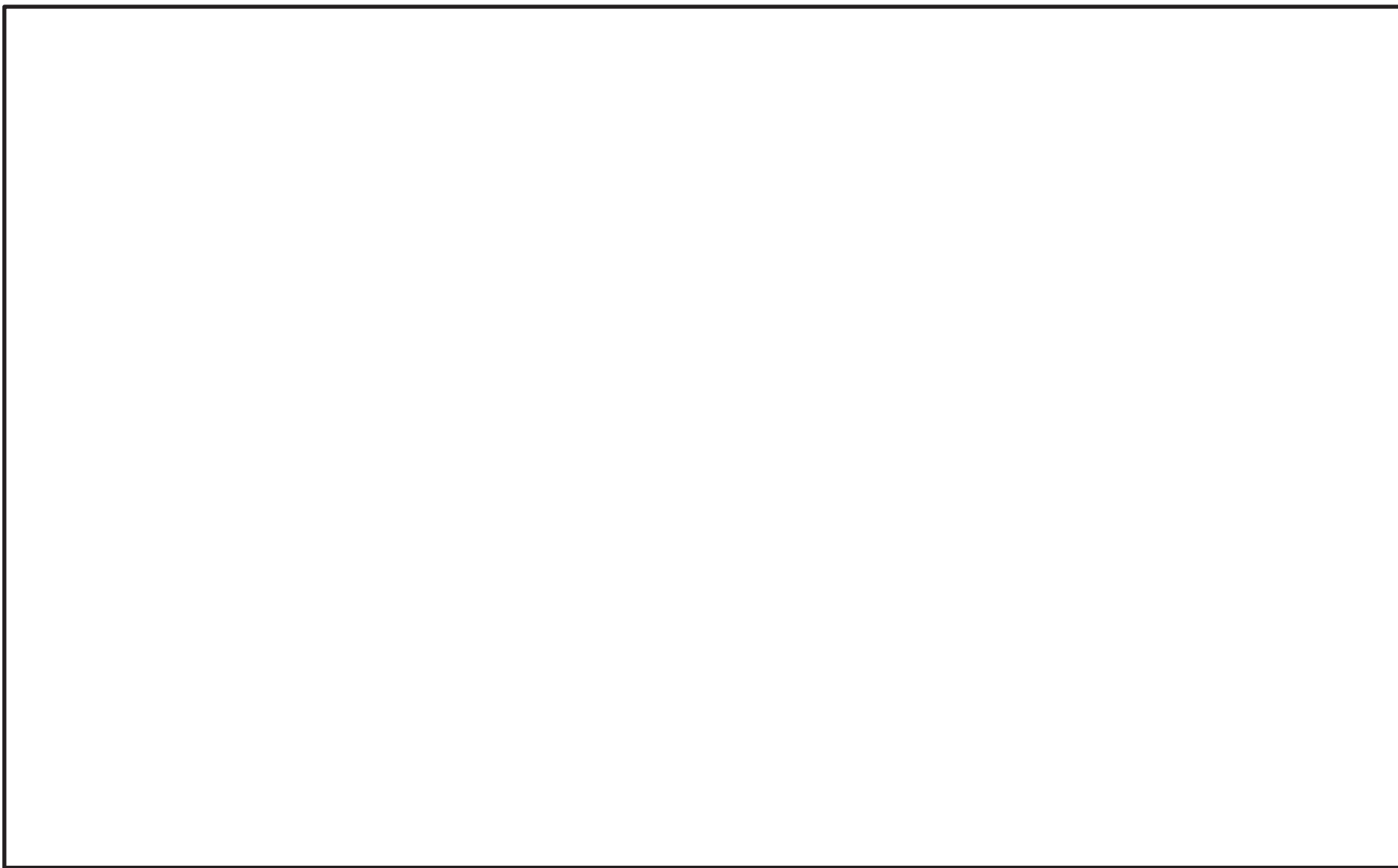


図 58-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1000

58-3-6

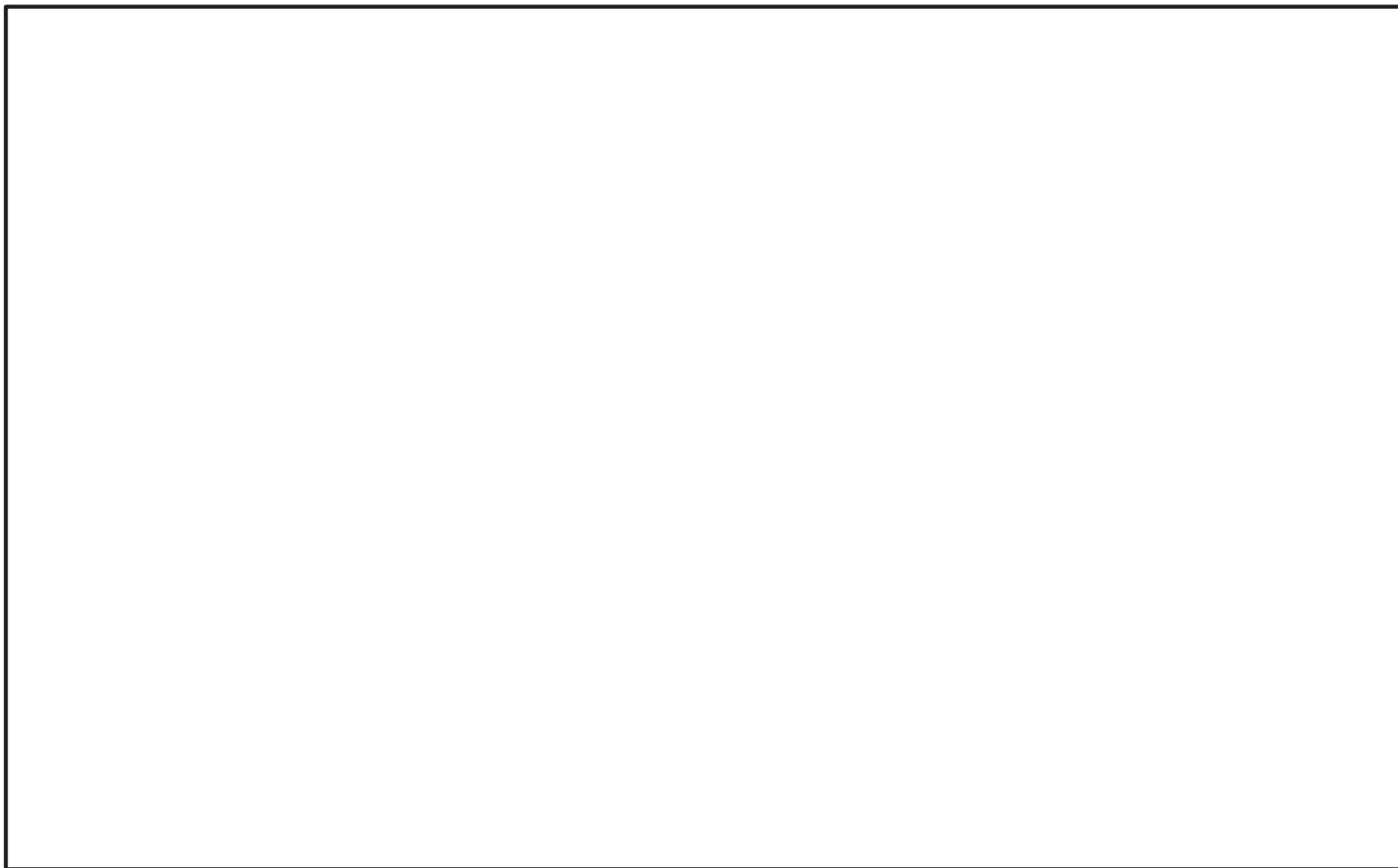


図 58-3-3 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

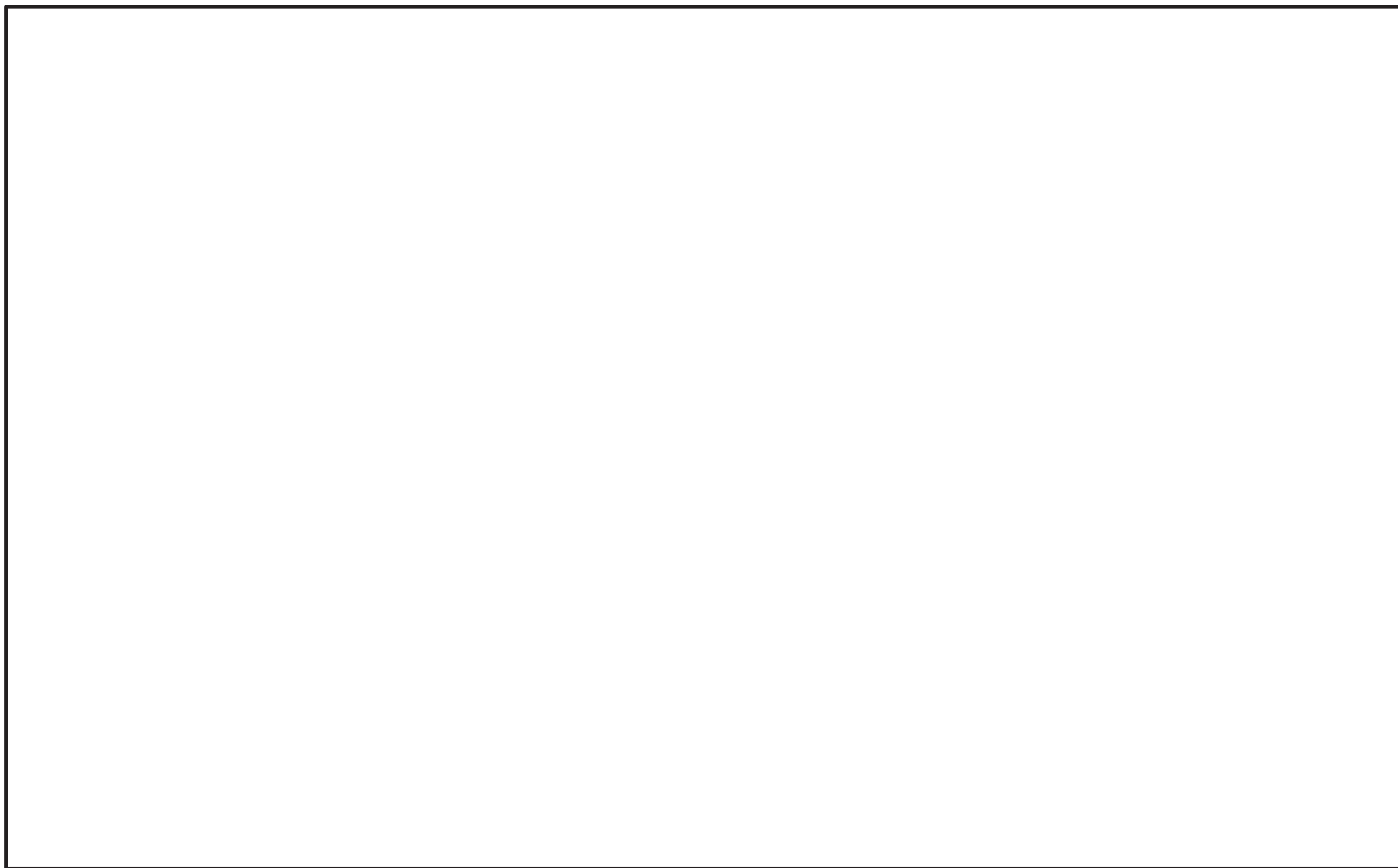


図 58-3-4 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 58-3-5 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。

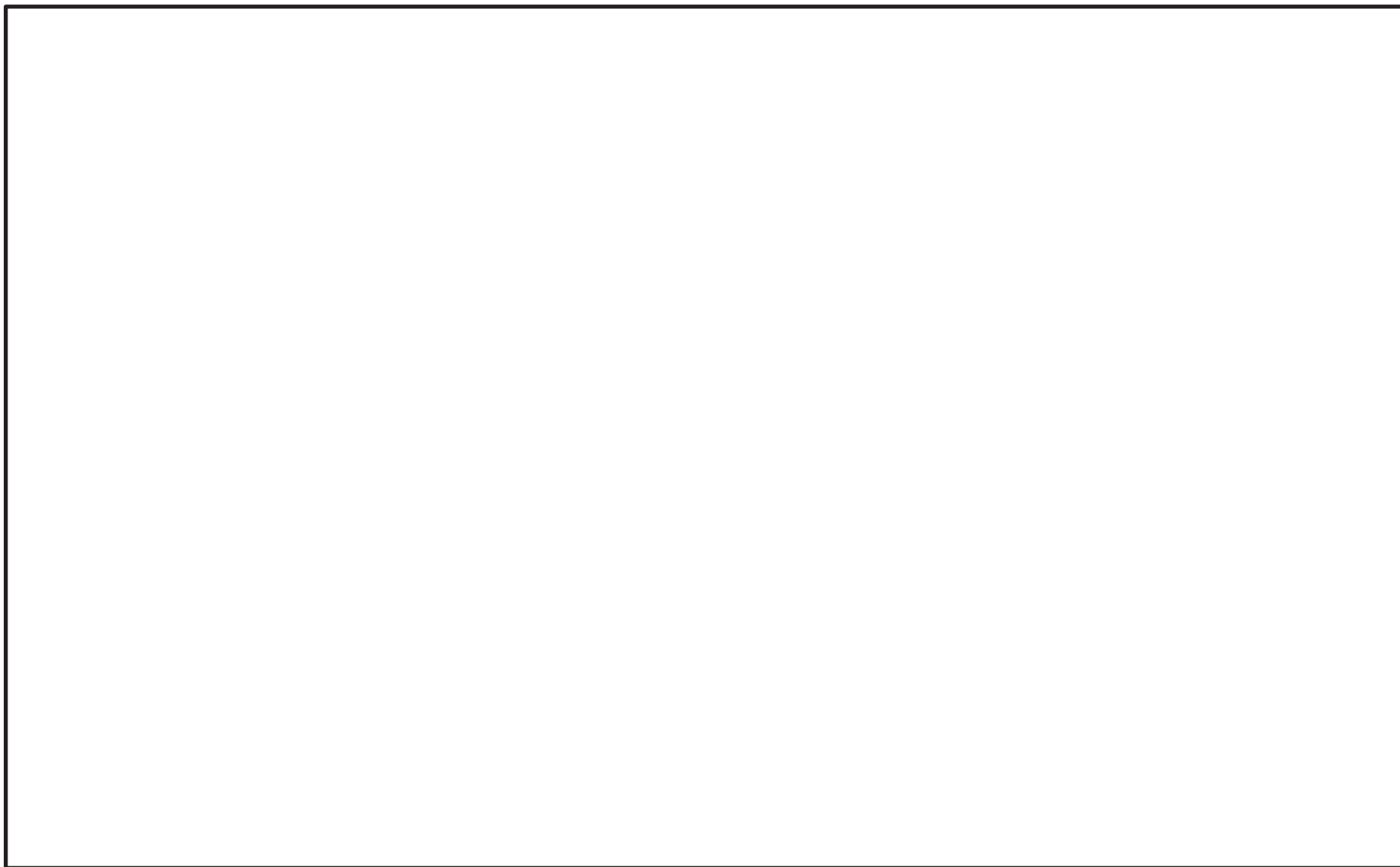
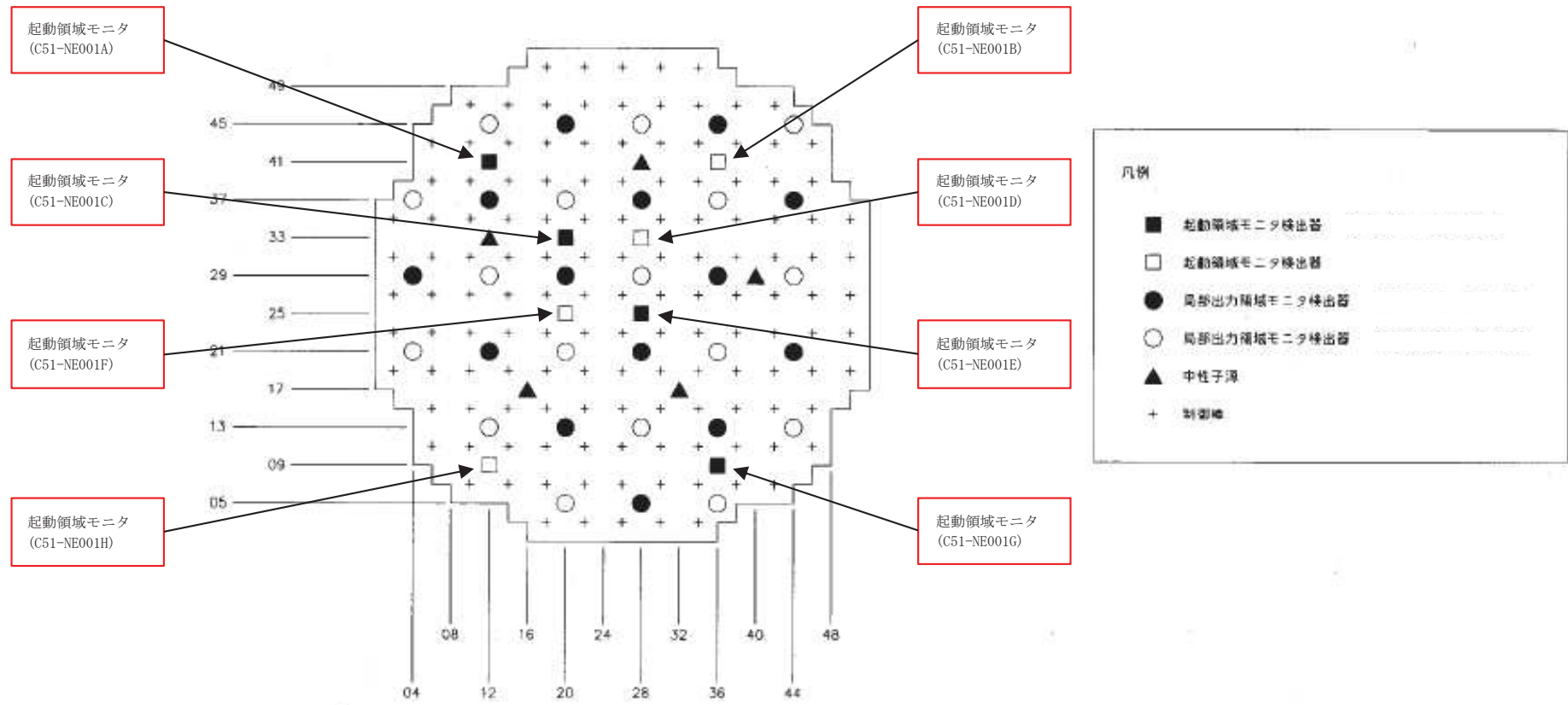


図 58-3-6 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



平均出力領域モニタは、あらかじめグループ分けした局部出力領域モニタの出力信号を平均化する機能で、6チャンネルを設ける。

図 58-3-7 配置図 (核計装配置図)

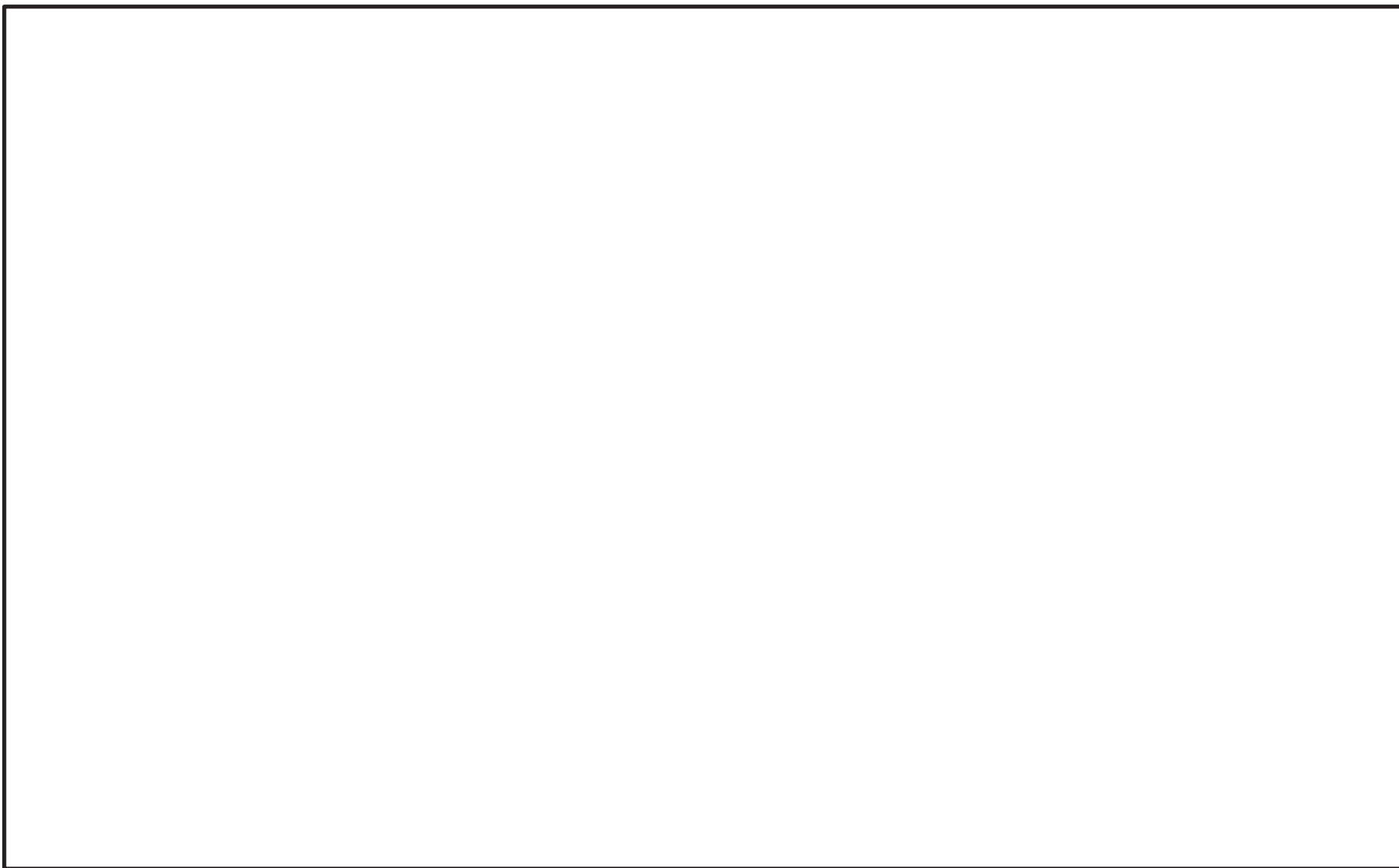


図 58-3-8 配置図 (屋外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

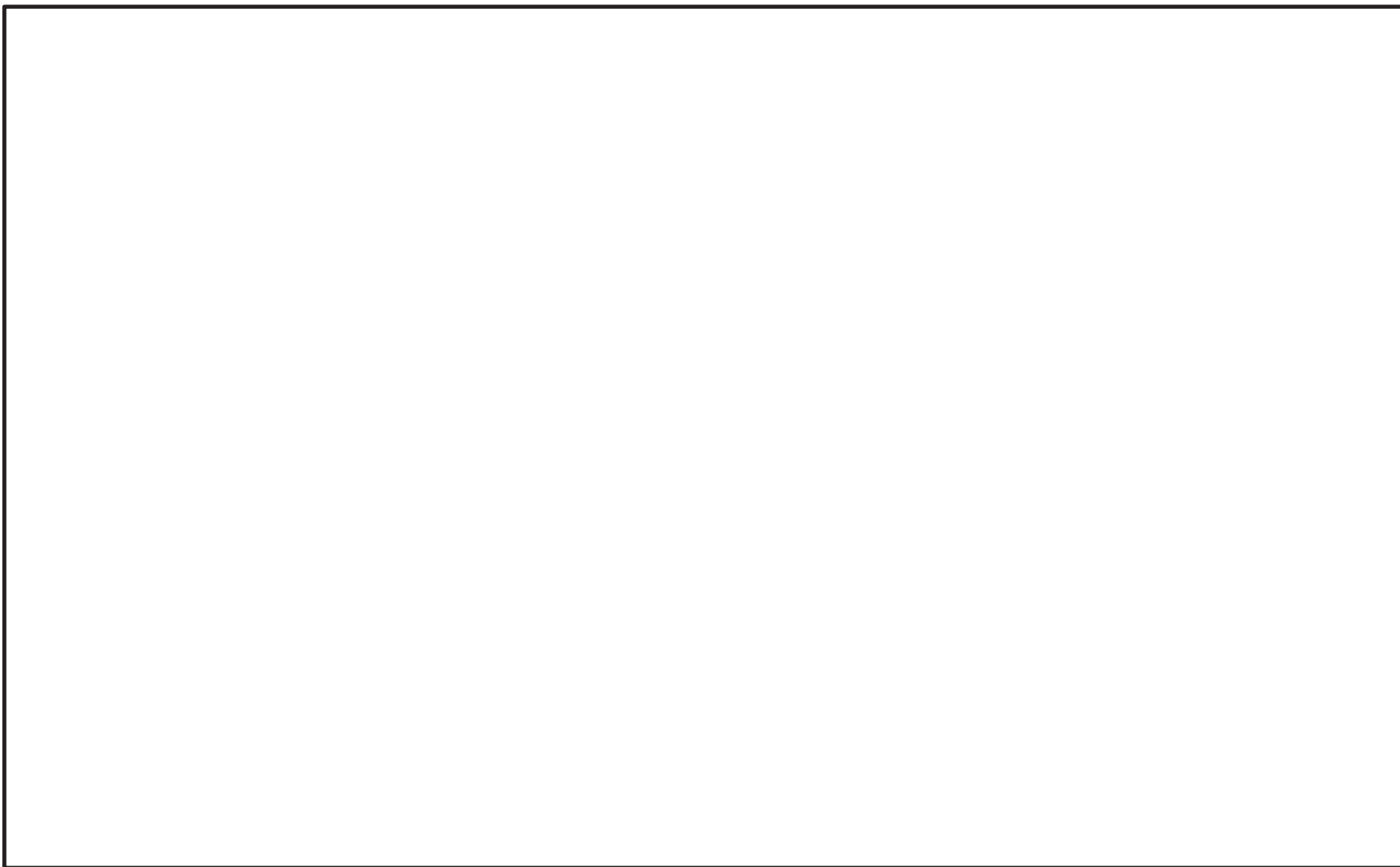


図 58-3-9 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 58-3-10 配置図（緊急時対策建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

58-4
系統図

- 【凡例】
- ①：原子炉圧力容器温度
 - ②：原子炉圧力
 - ③：原子炉水位（広帯域）
 - ④：原子炉水位（燃料域）
 - ⑤：ドライウエル温度
 - ⑥：圧力抑制室内空気温度
 - ⑦：サブプレッションプール水温度
 - ⑧：ドライウエル圧力
 - ⑨：圧力抑制室圧力
 - ⑩：圧力抑制室水位
 - ⑪：原子炉格納容器下部水位
 - ⑫：ドライウエル水位
 - ⑬：格納容器内雰囲気水素濃度
 - ⑭：格納容器内水素濃度 (D/W)
 - ⑮：格納容器内水素濃度 (S/C)
 - ⑯：格納容器内雰囲気酸素濃度
 - ⑰：格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
 - ⑱：格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
 - ⑲：起動領域モニタ
 - ⑳：平均出力領域モニタ

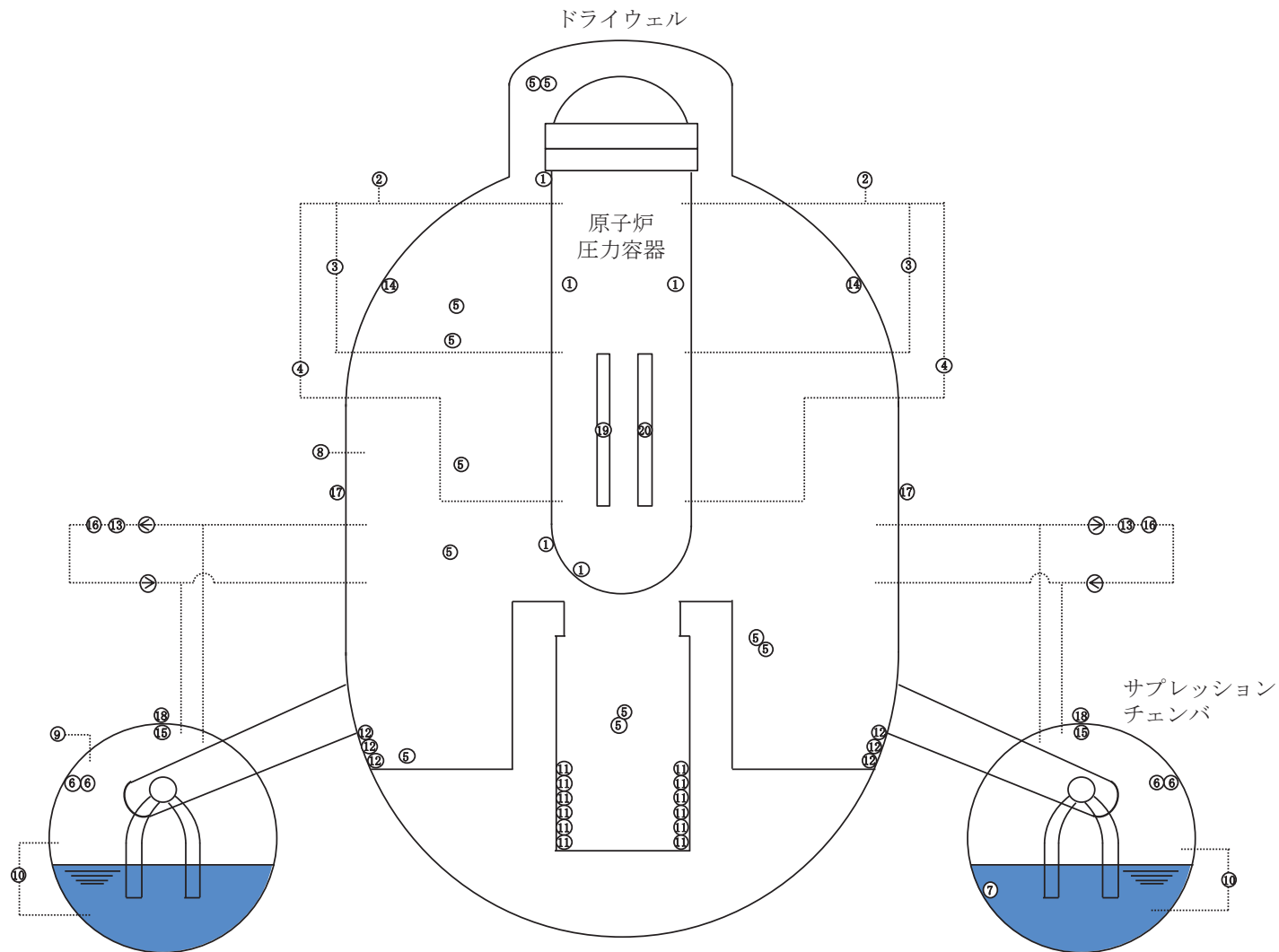


図 58-4-1 主要設備 概略系統図(1/3)

- 【凡例】
- ㉑：残留熱除去系ポンプ出口流量
 - ㉒：残留熱除去系ポンプ出口圧力
 - ㉓：原子炉補機冷却水系系統流量
 - ㉔：残留熱除去系熱交換器冷却水入流量
 - ㉕：復水貯蔵タンク水位
 - ㉖：高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
 - ㉗：高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力
 - ㉘：低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
 - ㉙：低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力
 - ㉚：原子炉格納容器ペニン入口蒸気圧力
 - ㉛：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
 - ㉜：原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
 - ㉝：高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
 - ㉞：高圧代替注水系ポンプ出口流量
 - ㉟：高圧代替注水系ポンプ出口圧力
 - ㊱：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ーライン洗浄流量)
 - ㊲：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)
 - ㊳：直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
 - ㊴：直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
 - ㊵：代替循環冷却ポンプ出口流量
 - ㊶：代替循環冷却ポンプ出口圧力
 - ㊷：復水移送ポンプ出口圧力
 - ㊸：原子炉格納容器代替スプレー流量
 - ㊹：原子炉格納容器下部注水流量
 - ㊺：原子炉建屋内水素濃度
 - ㊻：静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
 - ㊼：フィルタ装置入口圧力(広帯域)
 - ㊽：フィルタ装置出口圧力(広帯域)
 - ㊾：フィルタ装置水位(広帯域)
 - ㊿：フィルタ装置水温度
 - ①：フィルタ装置出口水素濃度
 - ②：フィルタ装置出口放射線モニタ
 - ③：使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)
 - ④：使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)
 - ⑤：使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)
 - ⑥：使用済燃料プール監視カメラ

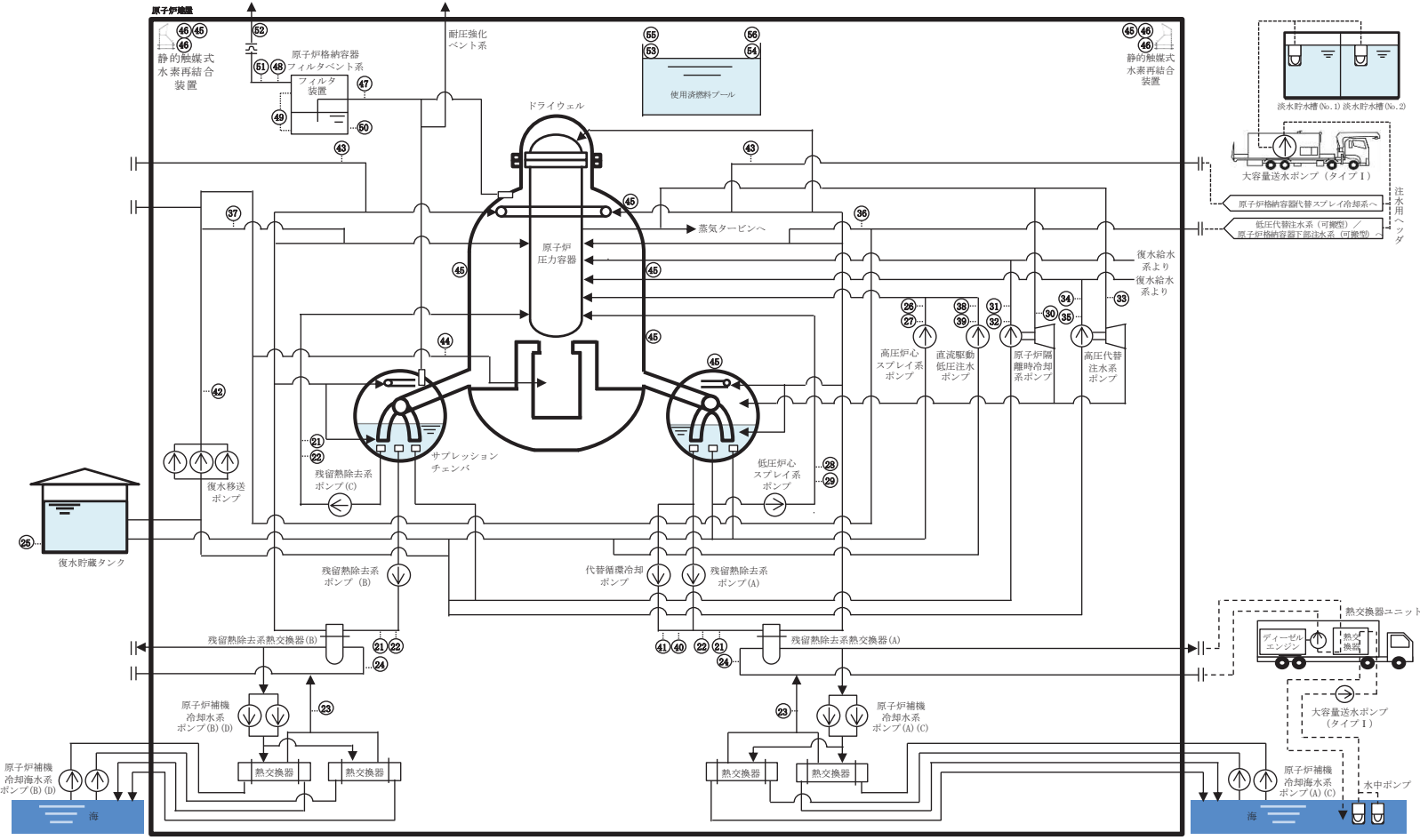
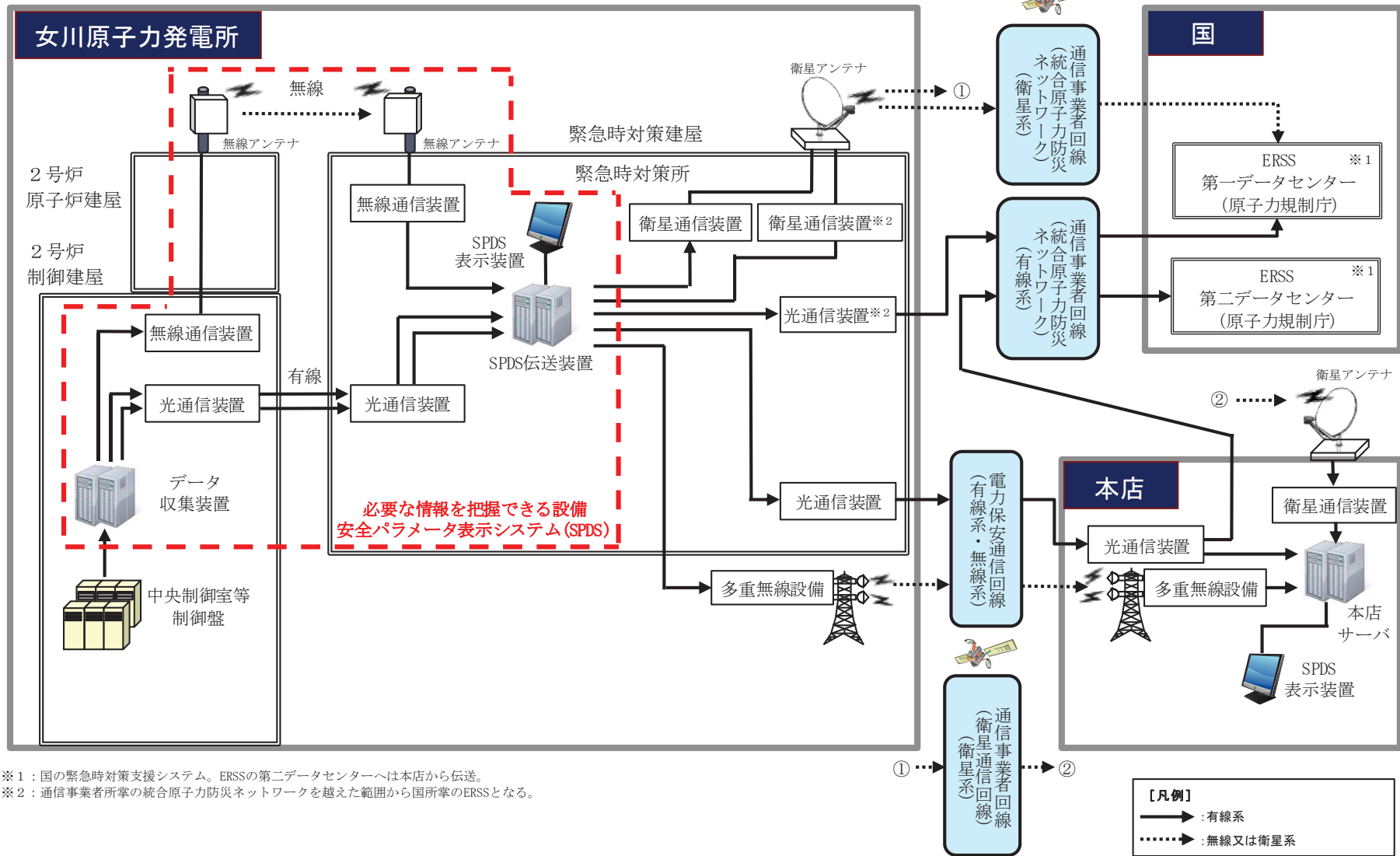


図 58-4-2 主要設備 概略系統図(2/3)



※1 : 国の緊急時対策支援システム。ERSSの第二データセンターへは本店から伝送。
 ※2 : 通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを越えた範囲から国所掌のERSSとなる。

図 58-4-3 主要設備 概略系統図 (3/3)

58-5
試験及び検査

計装設備の試験及び検査について

計装設備は、発電用原子炉の停止中又は計器を除外可能な期間に試験及び検査をすることとしており、試験及び検査内容は図 58-5-1～17 のとおりである。

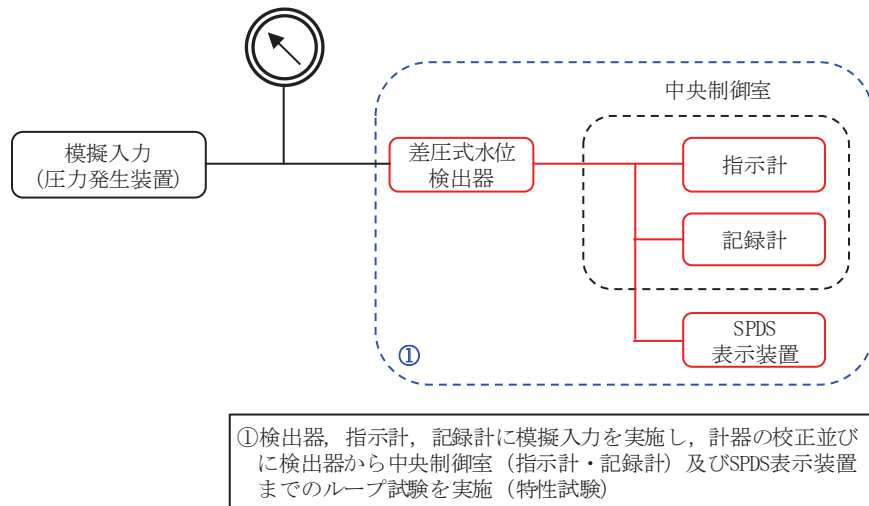


図 58-5-1 水位計の試験及び検査

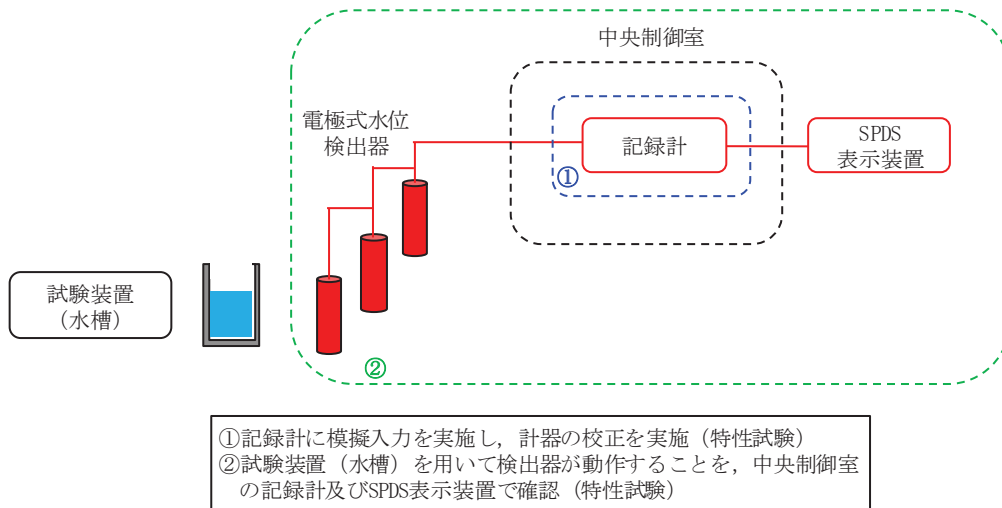
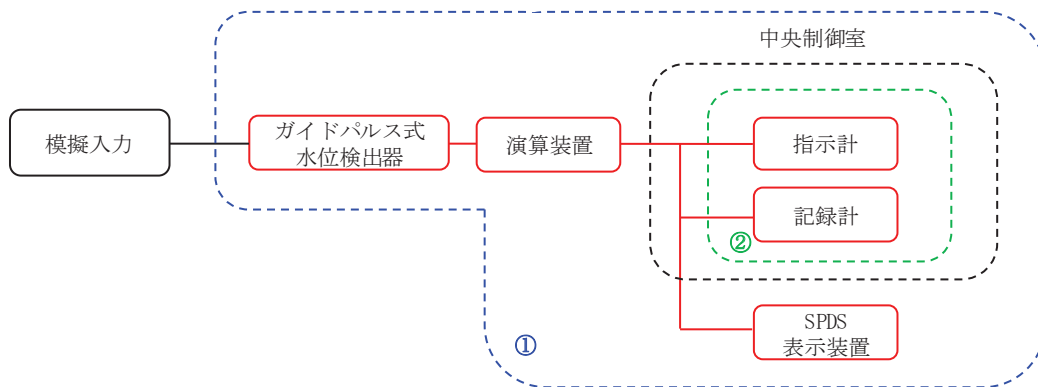
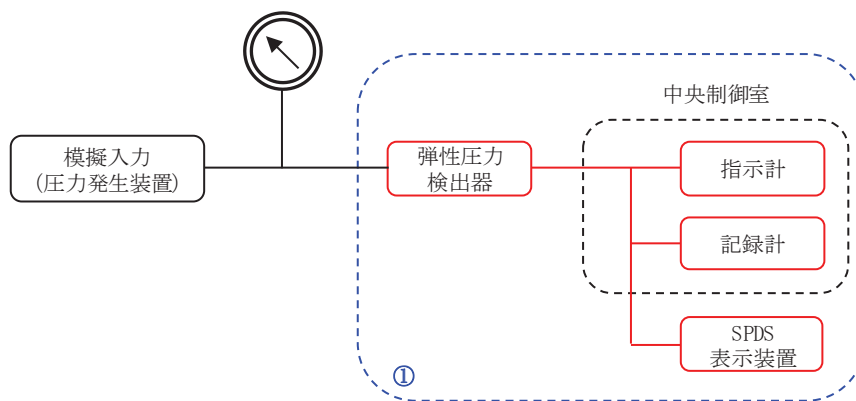


図 58-5-2 水位計の試験及び検査
 (原子炉格納容器下部水位，ドライウェル水位)



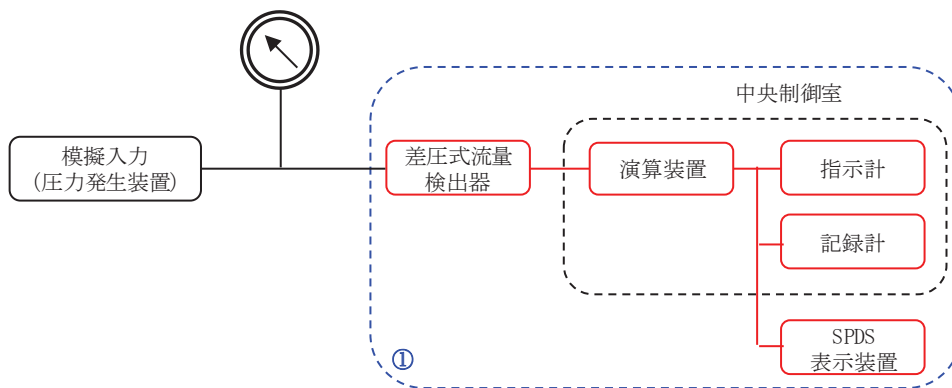
- ①検出器に模擬入力を実施し、検出器から中央制御室（指示計・記録計）並びにSPDS表示装置までの水位確認及び絶縁抵抗測定を実施（特性試験）
 ②指示計、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施（特性試験）

図 58-5-3 水位計の試験及び検査
 (使用済燃料プール水位 (ガイドパルス式))



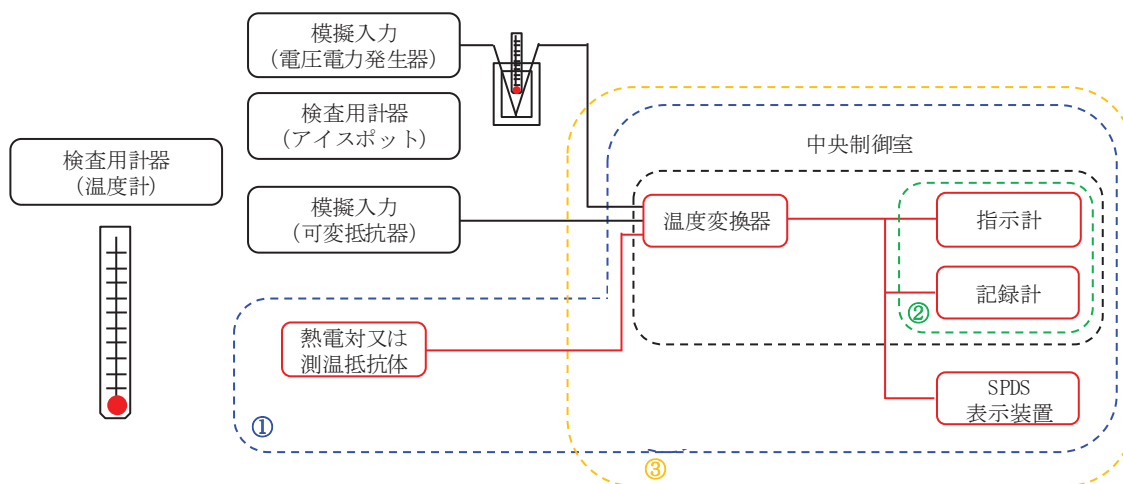
- ①検出器、指示計、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正並びに検出器から中央制御室（指示計・記録計）及びSPDS表示装置までのループ試験を実施（特性試験）

図 58-5-4 圧力計の試験及び検査



①検出器，指示計，記録計に模擬入力を実施し，計器の校正並びに検出器から中央制御室（指示計・記録計）及びSPDS表示装置までのループ試験を実施（特性試験）

図 58-5-5 流量計の試験及び検査



①検出器の温度確認，絶縁抵抗測定を実施（特性試験）
 ②指示計，記録計に模擬入力を実施し，計器の校正を実施（特性試験）
 ③温度変換器に電圧電流発生器を接続し，温度変換器から指示計，記録計及びSPDS表示装置までのループ試験（熱電対の場合），可変抵抗器を接続し，温度変換器から指示計，記録計及びSPDS表示装置までのループ試験（測温抵抗体の場合）を実施（特性試験）

図 58-5-6 温度計の試験及び検査

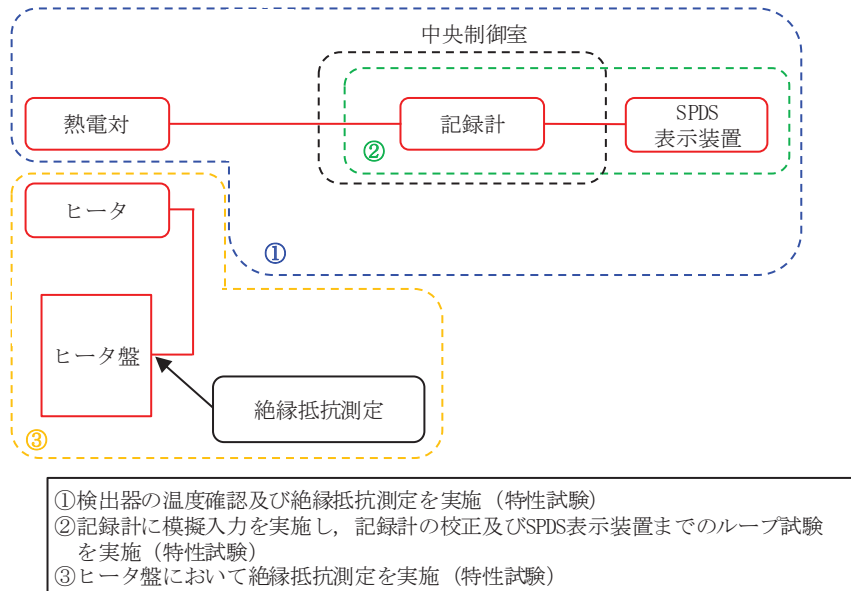


図 58-5-7 温度計の試験及び検査
 (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式))

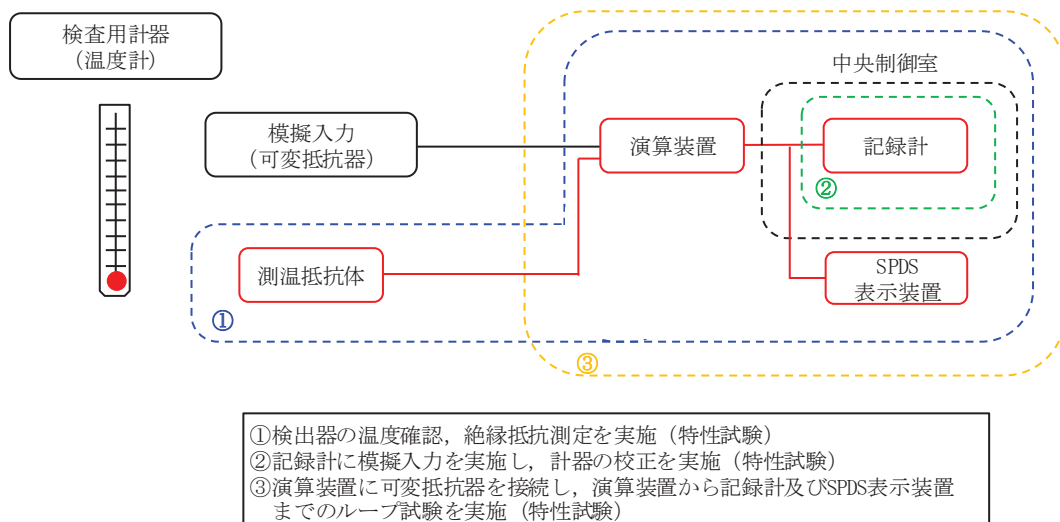


図 58-5-8 温度計の試験及び検査
 (使用済燃料プール温度 (ガイドパルス式))

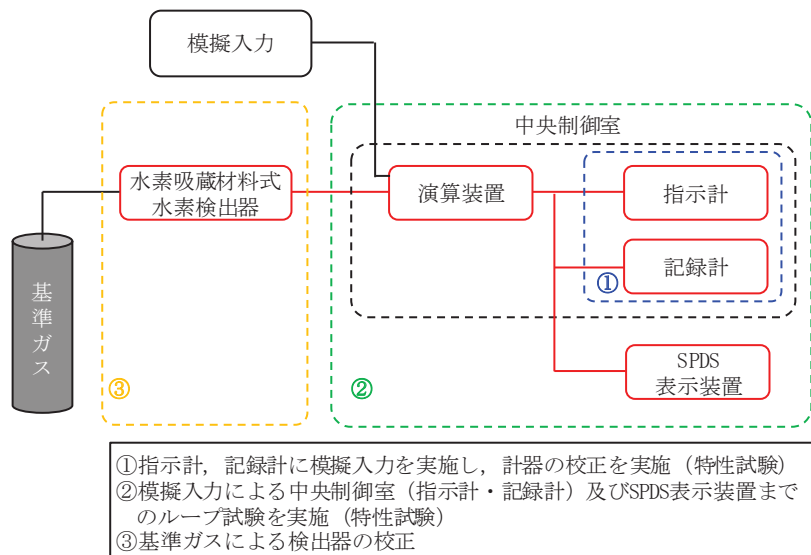


図 58-5-9 水素濃度計の試験及び検査
 (格納容器内水素濃度(D/W), 格納容器内水素濃度(S/C))

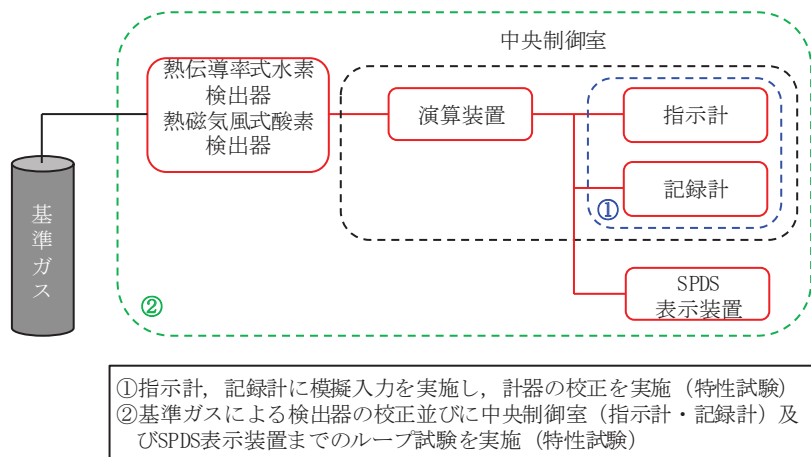
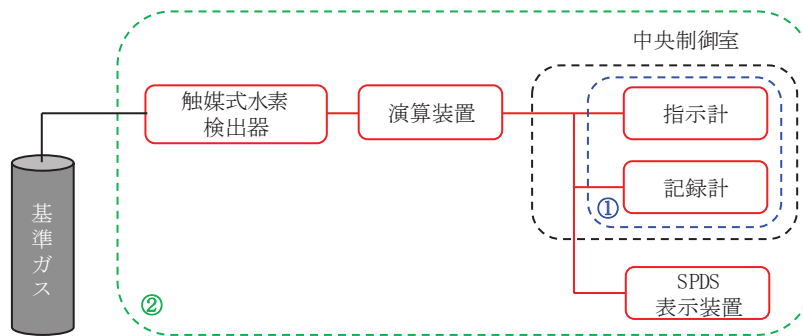
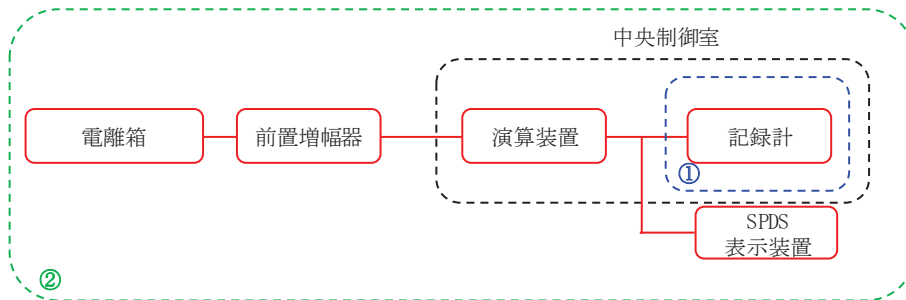


図 58-5-10 水素及び酸素濃度計の試験及び検査
 (格納容器内雰囲気水素濃度, 格納容器内雰囲気酸素濃度, フィルタ装置出口水素濃度及び原子炉建屋内水素濃度 (熱伝導率式))



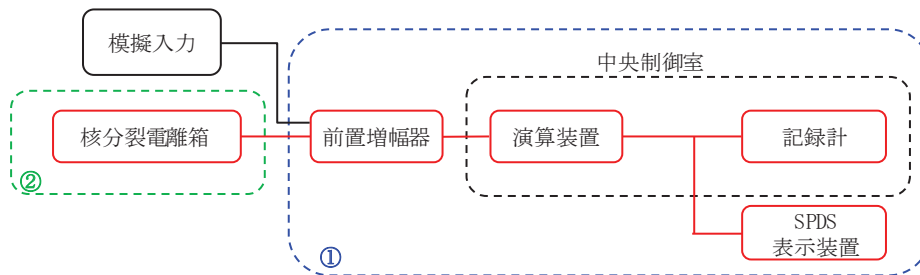
- ①指示計、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施（特性試験）
- ②基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室（指示計・記録計）及びSPDS表示装置までのループ試験を実施（特性試験）

図 58-5-11 水素濃度計の試験及び検査
（原子炉建屋内水素濃度（触媒式））



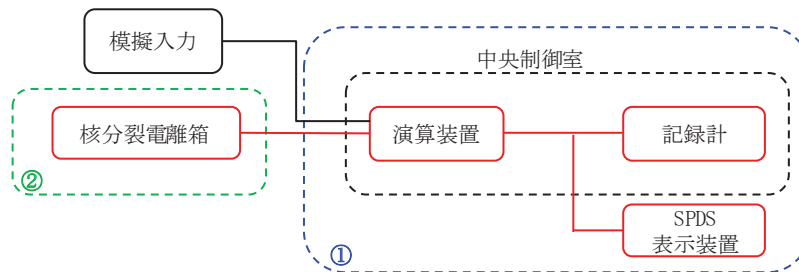
- ①記録計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施（特性試験）
- ②線源校正室にて標準線源を用いて検出器の線源校正並びに記録計及びSPDS表示装置までのループ試験を実施（特性試験）

図 58-5-12 放射線量率計の試験及び検査



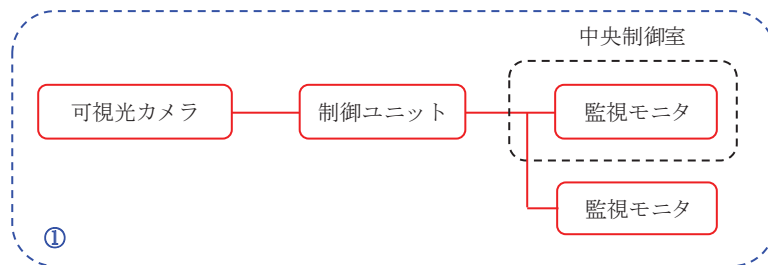
- ①計測機器，記録計に模擬入力を実施し，計器の校正及び計測機器から記録計のループ試験を実施（特性試験）
- ②検出器点検として，プラトー特性測定，絶縁抵抗測定を実施（特性試験）

図 58-5-13 原子炉出力の試験及び検査
(起動領域モニタ)



- ①計測機器，記録計に模擬入力を実施し，計器の校正及び計測機器から記録計及びSPDS表示装置までのループ試験を実施（特性試験）
- ②検出器点検として，プラトー特性測定，絶縁抵抗測定を実施（特性試験）

図 58-5-14 原子炉出力の試験及び検査
(平均出力領域モニタ)



①使用済燃料プール監視カメラの外観確認
及び映像確認を実施（機能・性能試験）

図 58-5-15 使用済燃料プール監視カメラの試験及び検査

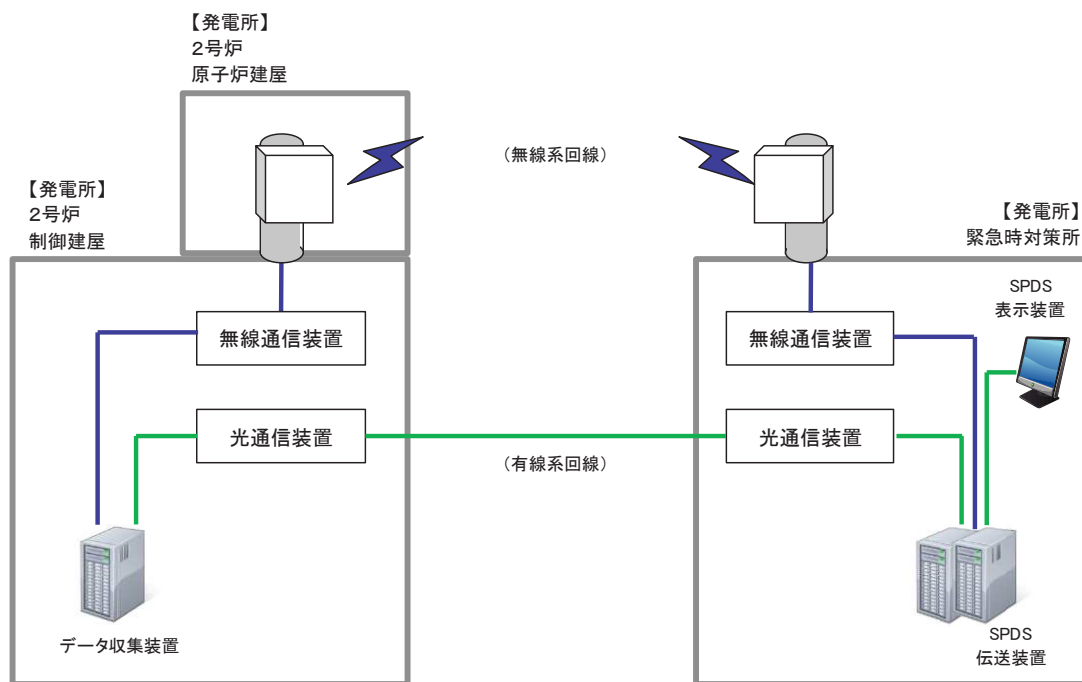
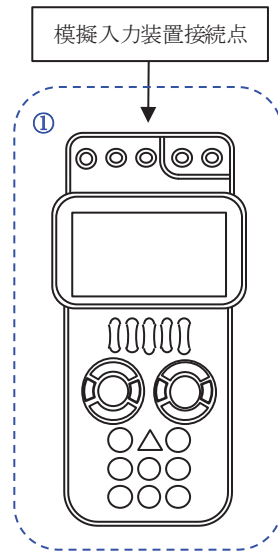


図 58-5-16 安全パラメータ表示システム (SPDS) の試験及び検査



①可搬型計測器に模擬入力を実施し、計器の校正を実施（特性試験）

図 58-5-17 可搬型計測器の試験及び検査

58-6
容量設定根拠

1. 概要

本説明書は、計測制御系統施設、放射線管理施設、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の以下の計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

- (1) 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置、中間領域計測装置）及び出力領域計測装置
- (2) 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置
- (3) 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置
- (4) 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置
- (5) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
- (6) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
- (7) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置
- (8) 原子炉格納容器本体内の放射線物質濃度を計測する装置
- (9) 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排気中の放射性物質濃度を計測する装置
- (10) 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置
- (11) 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位を監視する装置
- (12) その他重大事故等対処設備の計測装置

2. 基本方針

重大事故等時において、発電用原子炉施設の主要なプロセス量を計測して、その計測結果を中央制御室において監視する目的で以下に示す計測装置を設置する。また、重大事故等時において期待されるパラメータに対して、その計測結果を中央制御室において監視する目的で、以下に示す計測装置を設置する。

2.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置、中間領域計測装置）及び出力領域計測装置

本計測装置は、炉心中性子束レベル（起動領域（中性子源領域、中間領域）及び出力領域）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

本計測装置は、原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力（高压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、高压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、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力、代替循環冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口圧力)、温度(原子炉圧力容器温度)及び流量(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ーライン洗浄流量)、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)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、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、高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量、低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量)を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉圧力容器本体内の圧力(原子炉圧力)及び水位(原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域))を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体内の圧力(ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力)、温度(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)、酸素ガス濃度(格納容器内雰囲気酸素濃度)及び水素ガス濃度(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)を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.5 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体への冷却材流量(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ー流量)を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.6 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体の水位(圧力抑制室水位)を計測して、その結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

原子炉格納容器本体の水位(原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位)を計測する装置は、熔融炉心の冷却に必要な水深があることを計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は、原子炉建屋内の水素濃度を計測して、その計測結果を中央制御

室に指示し、記録する目的で設置する。

2.8 原子炉格納容器本体内の放射線物質濃度を計測する装置

本計測装置は、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)、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C))を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.9 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排気中の放射性物質濃度を計測する装置

本計測装置は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排気ガスの放射線量率(フィルタ装置出口放射線モニタ)を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.10 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置

本計測装置は、使用済燃料プールエリアの放射線量率(使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量))を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.11 使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位を監視する装置

本計測装置は、使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位(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))を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.12 その他重大事故等対処設備の計測装置

本計測装置は、その他重大事故等の対処に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ(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, 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, 復水貯蔵タンク水位, 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置), 使用済燃料プール監視カメラを計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

3. 計測装置の構成

3.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置）及び出力領域計測装置

3.1.1 起動領域計測装置

(1) 起動領域モニタ

起動領域モニタは，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，起動領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱にて中性子束レベルをパルス信号として検出する。検出したパルス信号は，前置増幅器で増幅し，演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後，中性子束レベルを中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-1「起動領域モニタの概略構成図」参照。）

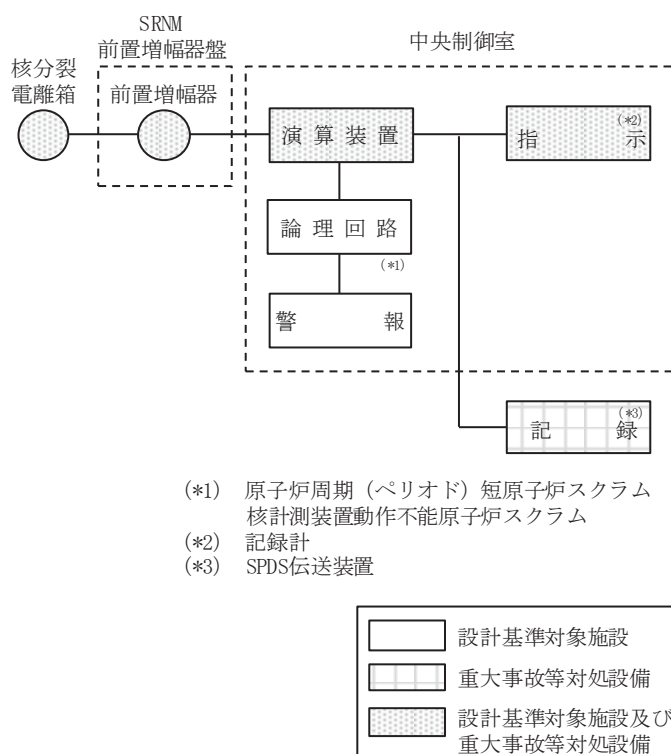


図58-6-1 起動領域モニタの概略構成図

3.1.2 出力領域計測装置

(1) 平均出力領域モニタ

平均出力領域モニタは、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、出力領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱にて中性子束レベルを電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-2「平均出力モニタの概略構成図」参照。）

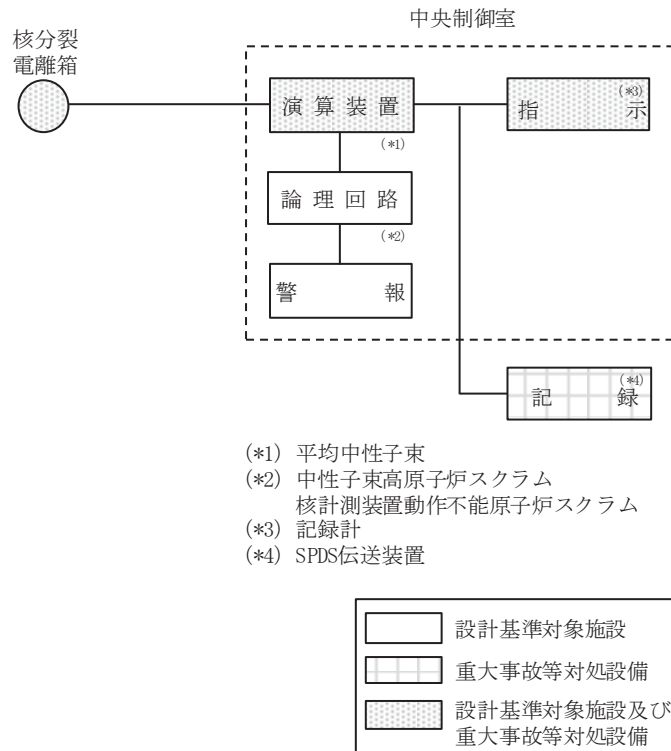


図58-6-2 出力領域モニタの概略構成図

3.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

3.2.1 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力

(1) 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力

高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力は、重大事故等対処設備として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として検出する。検出した電流信号（圧力）は、高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-3「高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力の概略構成図」参照。）

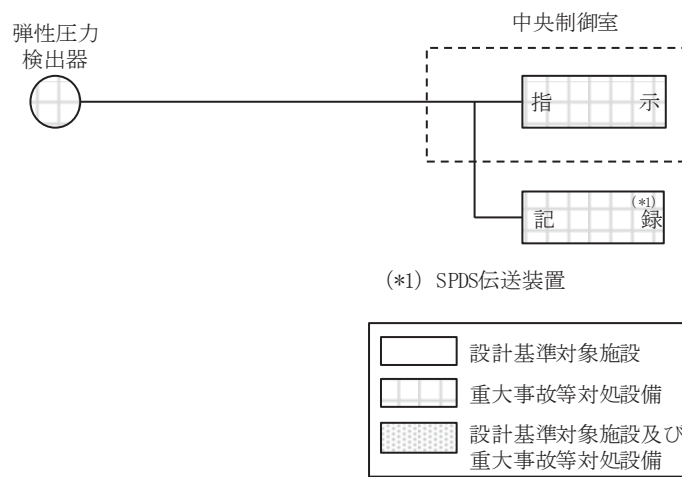


図58-6-3 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力の概略構成図

(2) 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駆動用タービン入口蒸気圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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として検出する。検出した電流信号（圧力）は、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として中央制御室に指示し、記録する。

(図58-6-4「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の概略構成図」参照。)

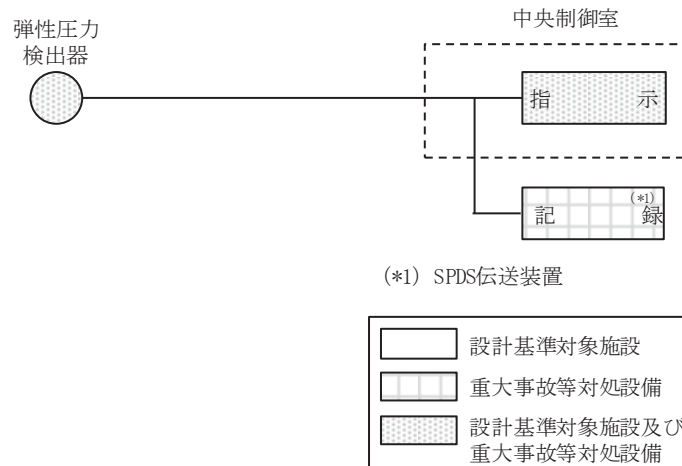


図58-6-4 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力の概略構成図

(3) 高压代替注水系ポンプ出口圧力

高压代替注水系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備として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として検出する。検出した電流信号（圧力）は、高压代替注水系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-5「高压代替注水系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

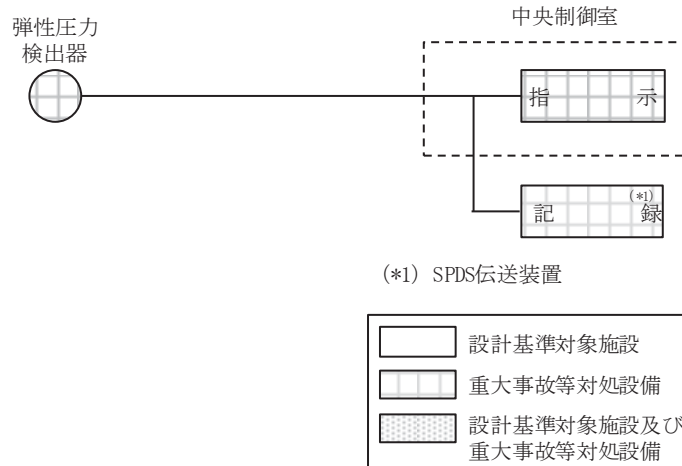


図58-6-5 高压代替注水系ポンプ出口圧力の概略構成図

(4) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力

原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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として検出する。検出した電流信号（圧力）は、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-6「原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

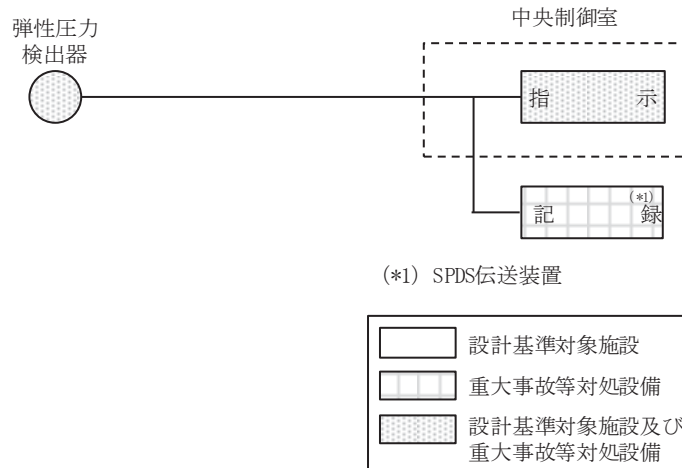


図58-6-6 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の概略構成図

(5) 復水移送ポンプ出口圧力

復水移送ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備として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として検出する。検出した電流信号(圧力)は、復水移送ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-7「復水移送ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)

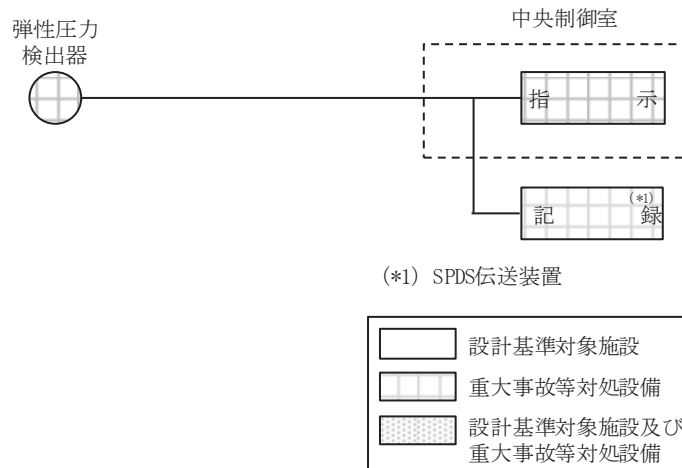


図58-6-7 復水移送ポンプ出口圧力の概略構成図

(6) 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力

直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備として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として検出する。検出した電流信号（圧力）は、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-8「直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

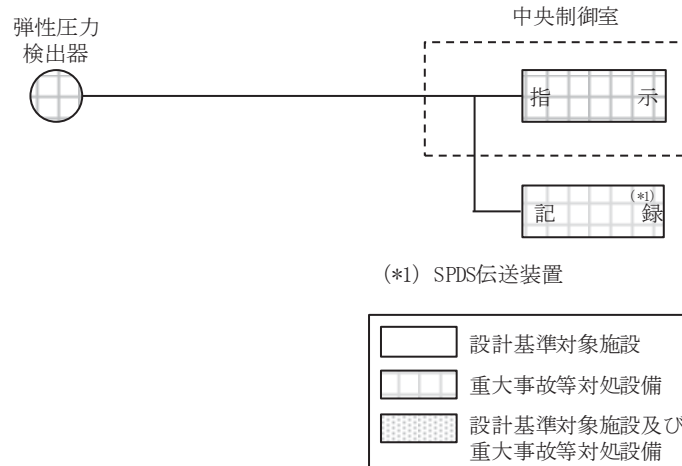


図58-6-8 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力の概略構成図

(7) 代替循環冷却ポンプ出口圧力

代替循環冷却ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備として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として検出する。検出した電流信号（圧力）は、代替循環冷却ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-9「代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

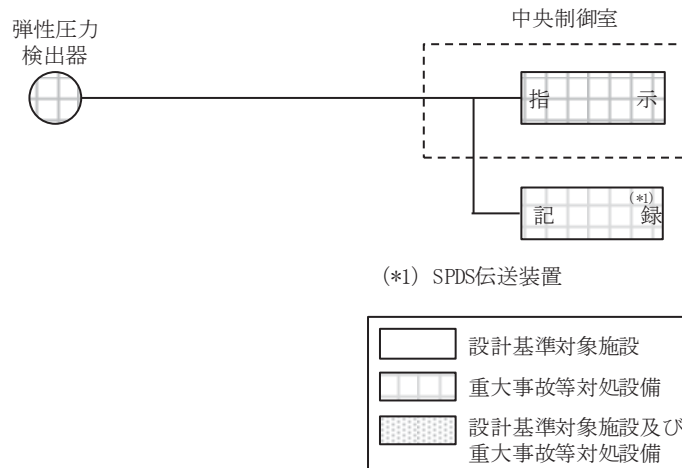


図58-6-9 代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図

(8) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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として検出する。検出した電流信号（圧力）は、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-10「高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

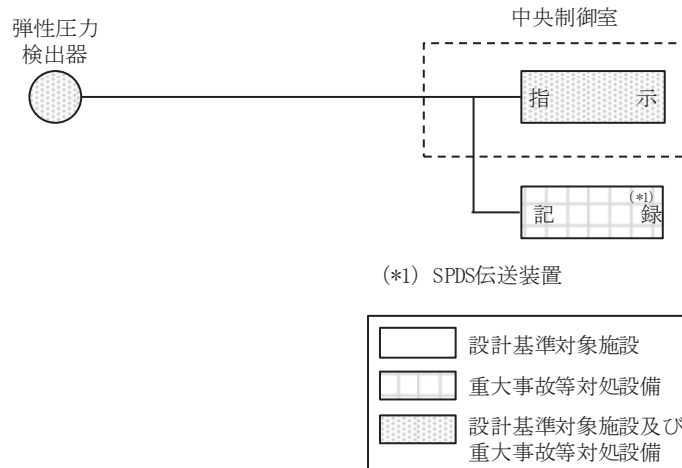


図 58-6-10 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図

(9) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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として検出する。検出した電流信号（圧力）は、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-11「低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

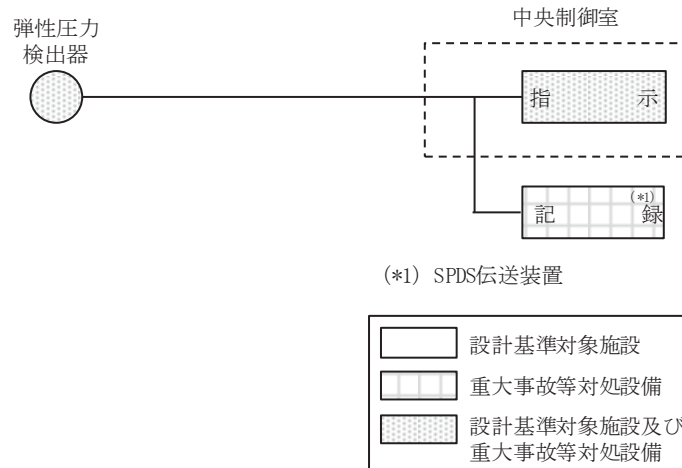


図58-6-11 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図

(10) 残留熱除去系ポンプ出口圧力

残留熱除去系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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として検出する。検出した電流信号（圧力）は、残留熱除去系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-12「残留熱除去系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

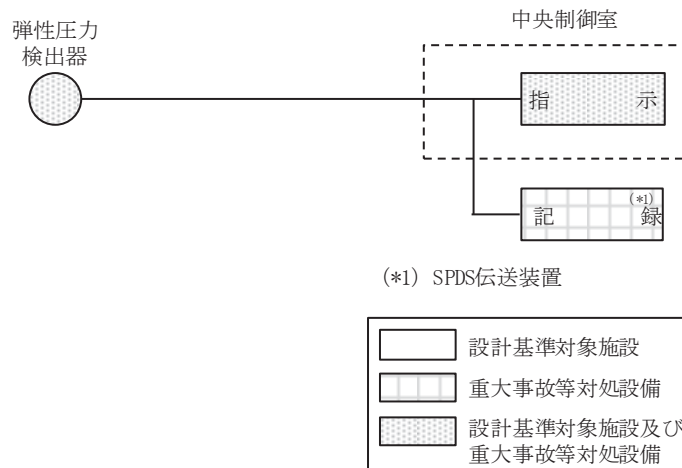


図58-6-12 残留熱除去系ポンプ出口圧力の概略構成図

3.2.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

(1) 原子炉压力容器温度

原子炉压力容器温度は、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（温度）は、原子炉压力容器温度として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-13「原子炉压力容器温度の概略構成図」参照。）

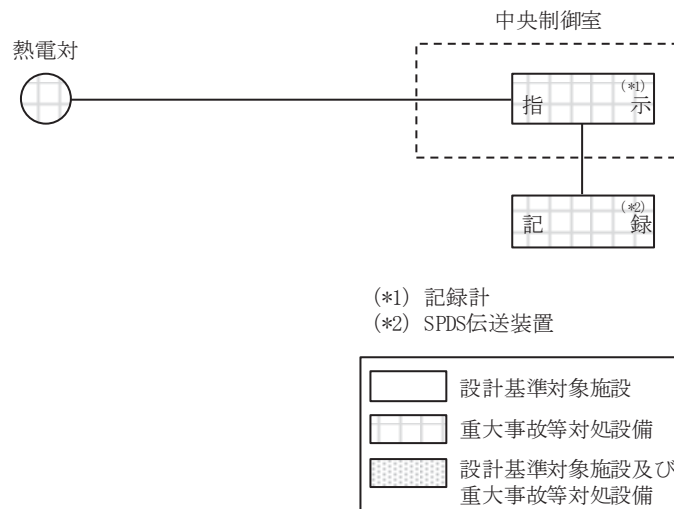


図58-6-13 原子炉压力容器温度の概略構成図

3. 2. 3 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

(1) 高圧代替注水系ポンプ出口流量

高圧代替注水系ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-14「高圧代替注水系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）

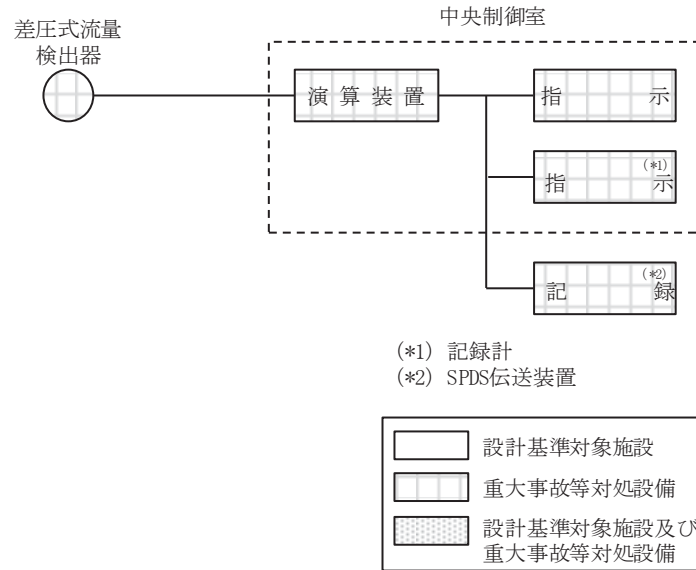


図58-6-14 高圧代替注水系ポンプ出口流量の概略構成図

(2) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量

原子炉隔離冷却系ポンプ出口流量は、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、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-15「原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）

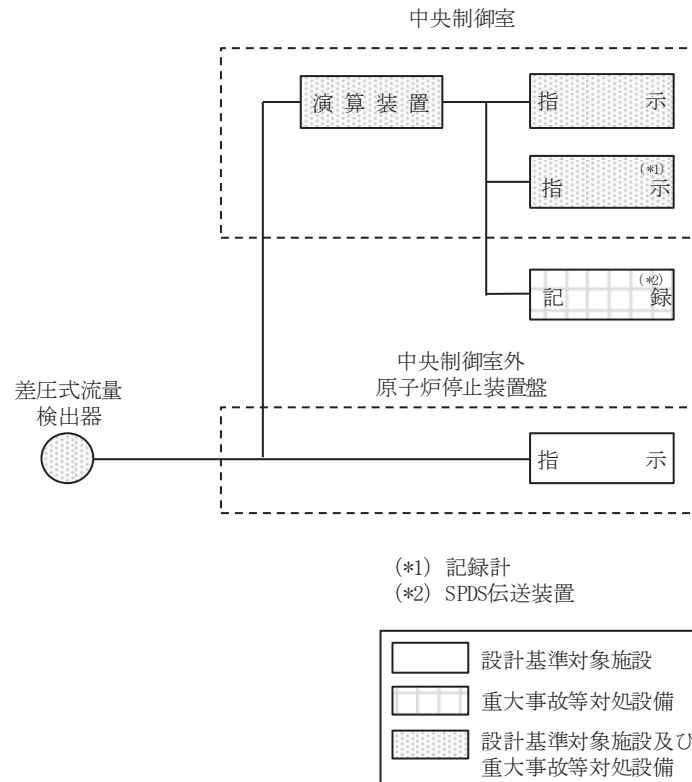


図58-6-15 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の概略構成図

(3) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、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、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-16「高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）

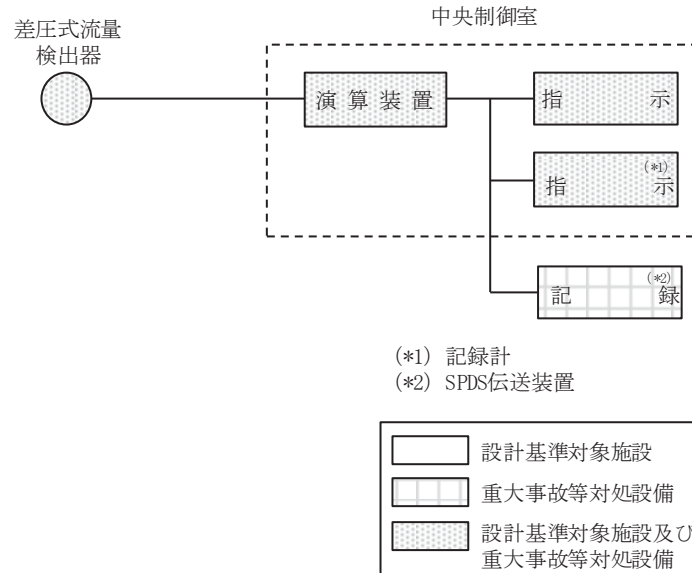


図58-6-16 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図

(4) 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（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、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）として中央制御室に指示し、記録する。

（図58-6-17「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）の概略構成図」参照。）

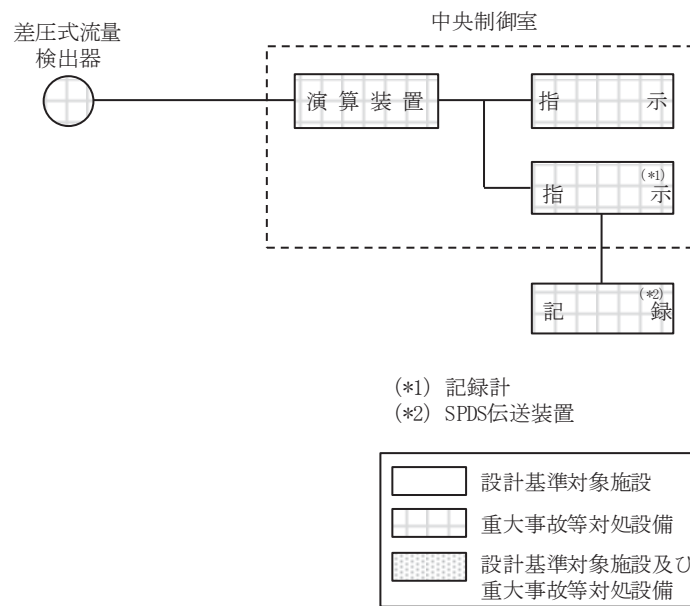


図58-6-17 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の概略構成図

(5) 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）

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）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、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）として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-18「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）の概略構成図」参照。）

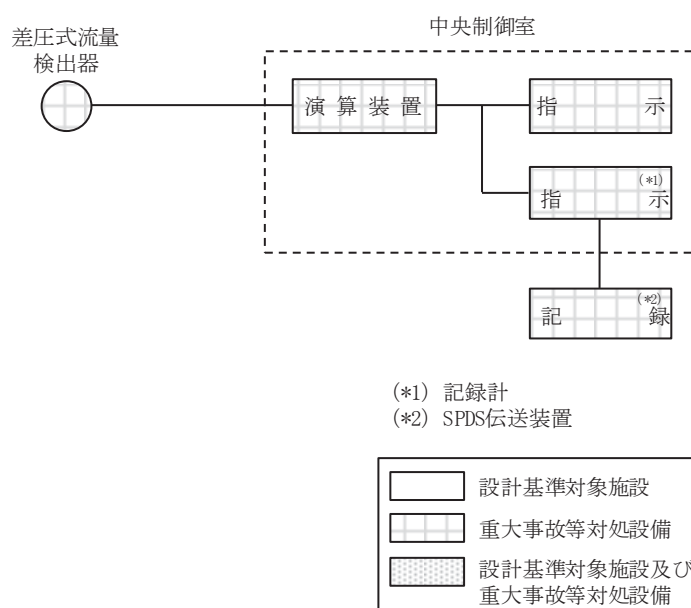


図58-6-18 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）の概略構成図

(6) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量

直流駆動低圧注水ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-19「直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）

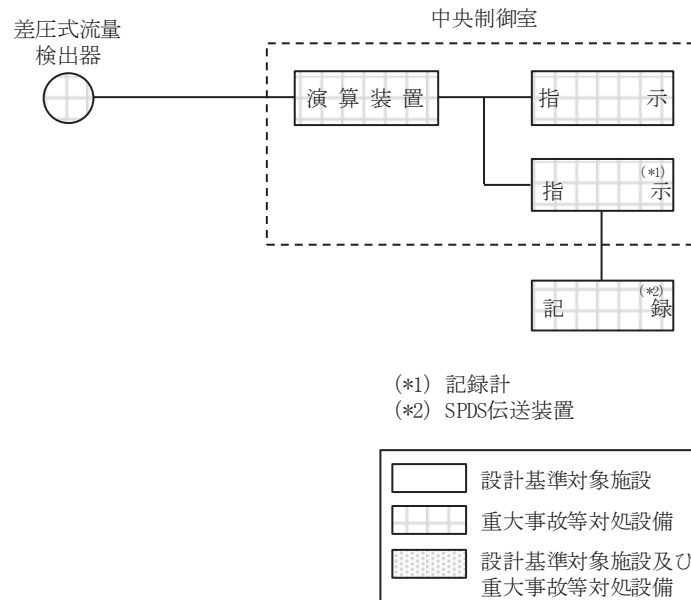


図58-6-19 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の概略構成図

(7) 代替循環冷却ポンプ出口流量

代替循環冷却ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-20「代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）

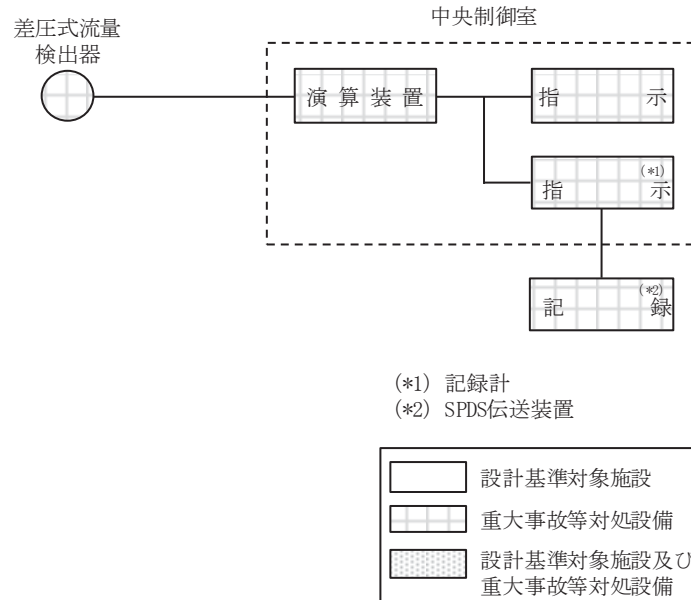


図58-6-20 代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図

(8) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、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、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-21「低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)

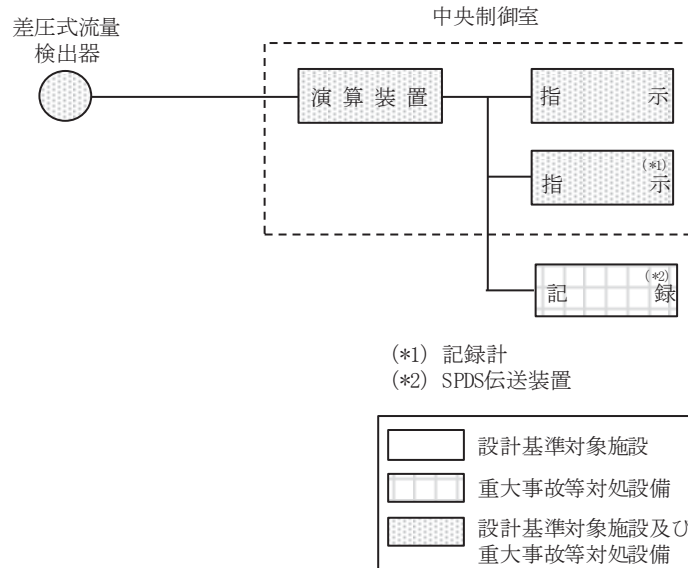


図58-6-21 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図

(9) 残留熱除去系ポンプ出口流量

残留熱除去系ポンプ出口流量は、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、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-22「残留熱除去系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）

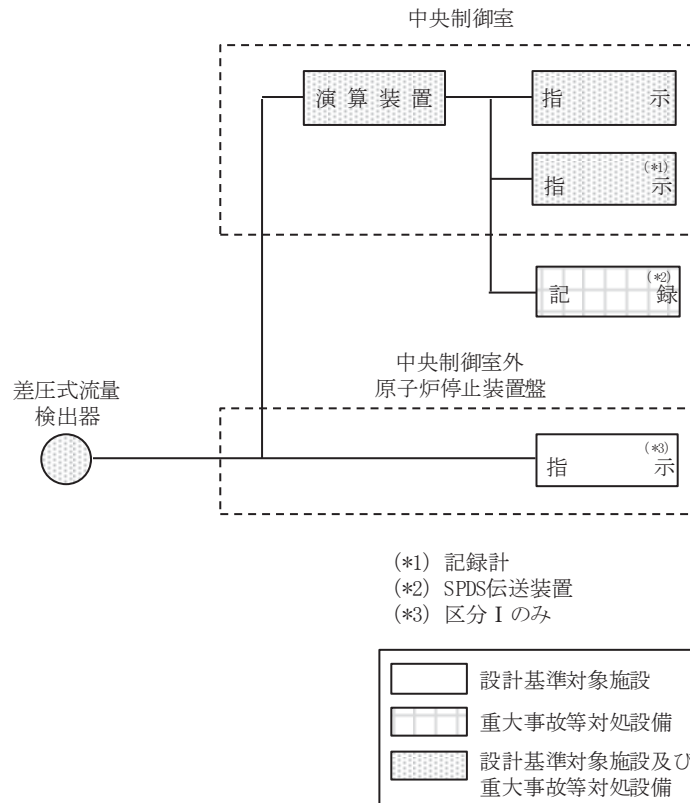


図58-6-22 残留熱除去系ポンプ出口流量の概略構成図

3.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

3.3.1 原子炉压力容器本体内の圧力

(1) 原子炉圧力

原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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として検出する。検出した電流信号（圧力）は、原子炉圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-23「原子炉圧力の概略構成図」参照。）

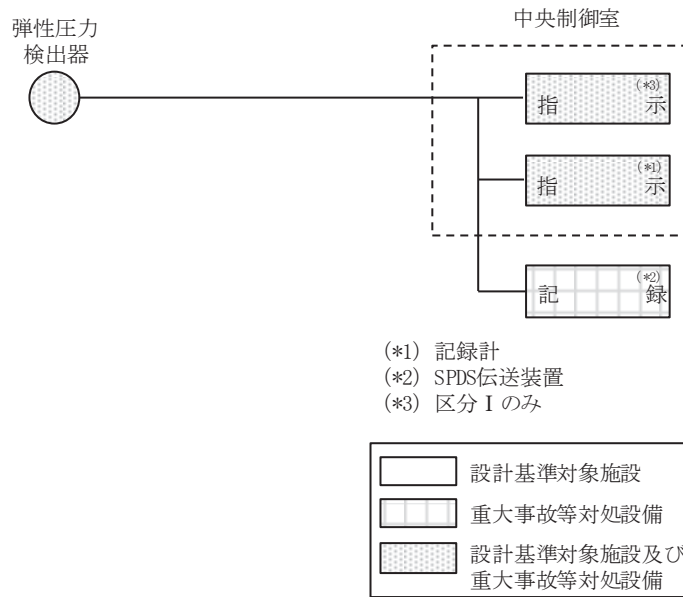


図58-6-23 原子炉圧力の概略構成図

3.3.2 原子炉压力容器本体内の水位

(1) 原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）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，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は，原子炉水位（広帯域）として中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-24「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」参照。）

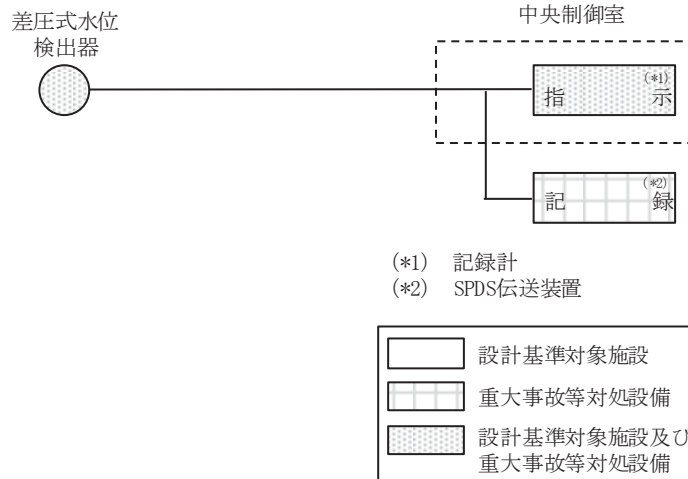


図58-6-24 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

(2)原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）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，差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は，原子炉水位（燃料域）として中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-25「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」参照。）

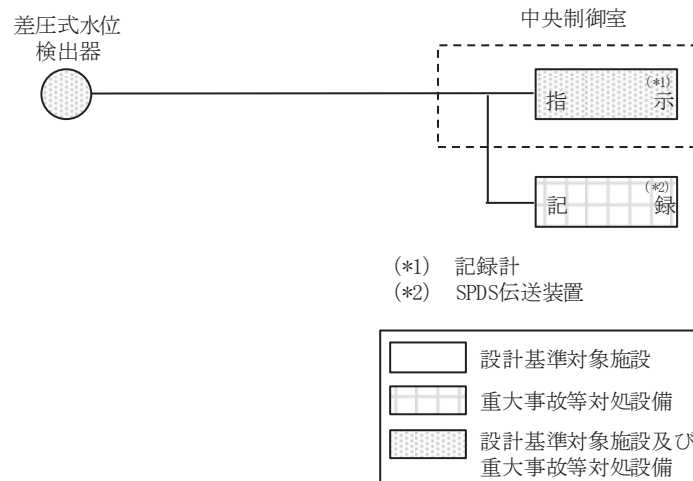


図58-6-25 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

3.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

3.4.1 原子炉格納容器本体内の圧力

(1) ドライウェル圧力

ドライウェル圧力は，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として検出する。検出した電流信号（圧力）は，ドライウェル圧力として中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-26「ドライウェル圧力の概略構成図」参照。）

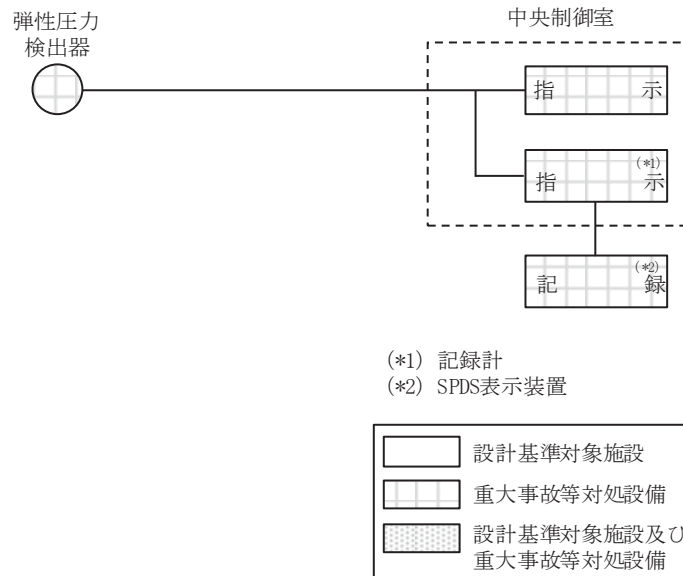


図58-6-26 ドライウェル圧力の概略構成図

(2) 圧力抑制室圧力

圧力抑制室圧力は、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として検出する。検出した電流信号（圧力）は、圧力抑制室圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-27「圧力抑制室圧力の概略構成図」参照。）

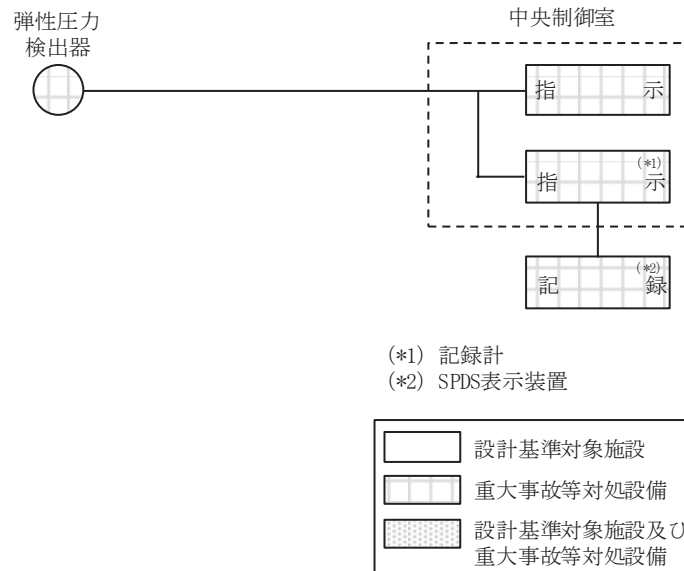


図58-6-27 圧力抑制室圧力の概略構成図

3.4.2 原子炉格納容器本体内の温度

(1) ドライウエル温度

ドライウエル温度は、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、ドライウエル温度として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-28「ドライウエル温度の概略構成図」参照。）

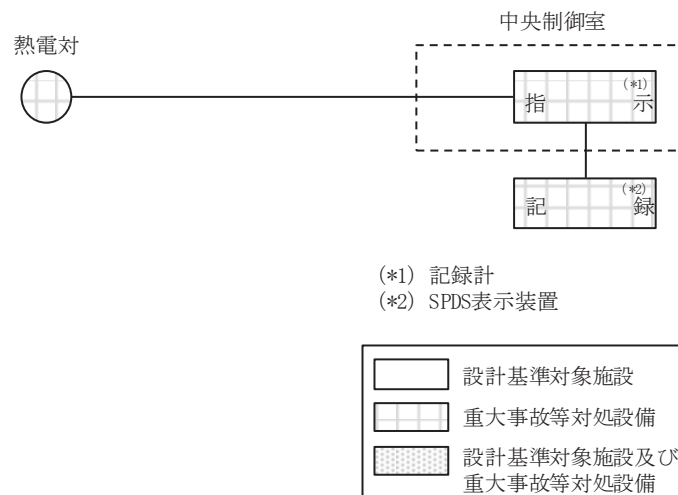


図58-6-28 ドライウエル温度の概略構成図

(2) 圧力抑制室内空気温度

圧力抑制室内空気温度は、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、圧力抑制室内空気温度として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-29「圧力抑制室内空気温度の概略構成図」参照。）

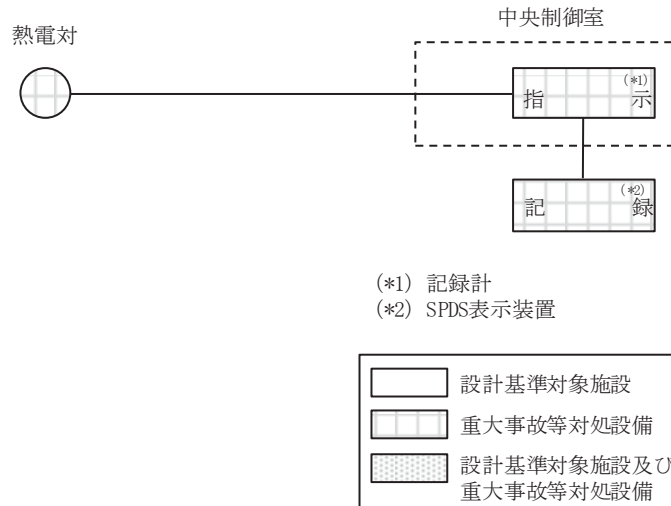


図58-6-29 圧力抑制室内空気温度の概略構成図

(3) サプレッションプール水温度

サプレッションプール水温度は，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，サプレッションプール水温度として中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-30「サプレッションプール水温度の概略構成図」参照。）

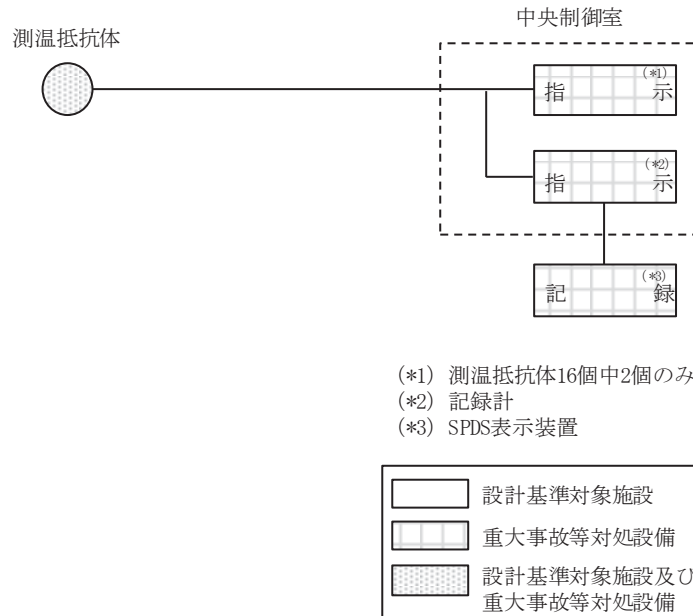


図58-6-30 サプレッションプール水温度の概略構成図

3.4.3 原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度

(1) 格納容器内雰囲気酸素濃度

格納容器内雰囲気酸素濃度は、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、熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて酸素濃度信号に変換した後、格納容器内雰囲気酸素濃度として中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-31「格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図」参照。)

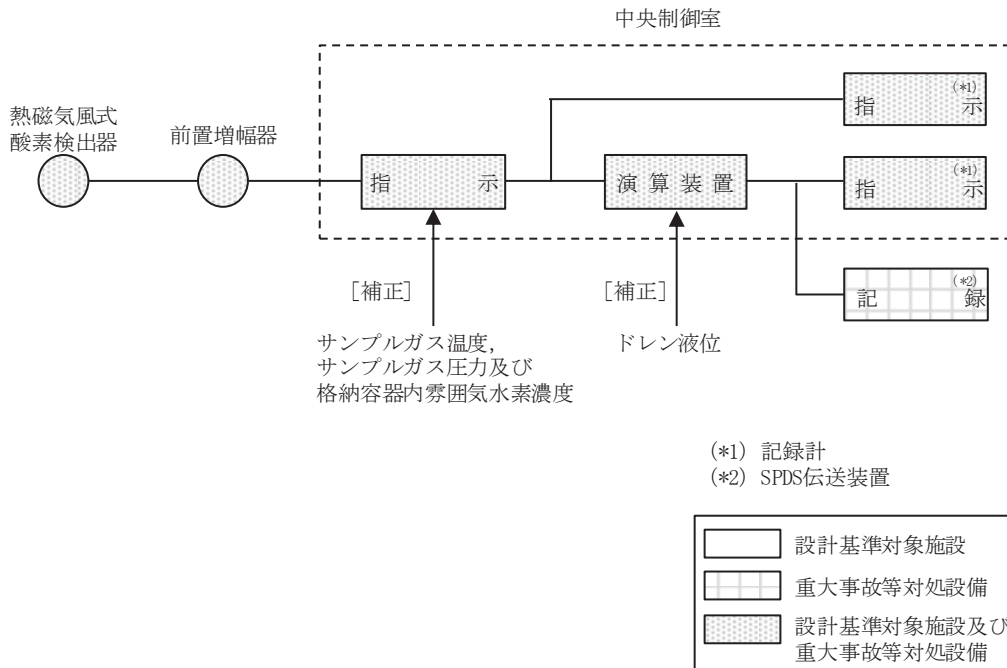


図58-6-31 格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図

3. 4. 4 原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度

(1) 格納容器内水素濃度 (D/W)

格納容器内水素濃度 (D/W) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内水素濃度 (D/W) として中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-32「格納容器内水素濃度 (D/W) の概略構成図」参照。)

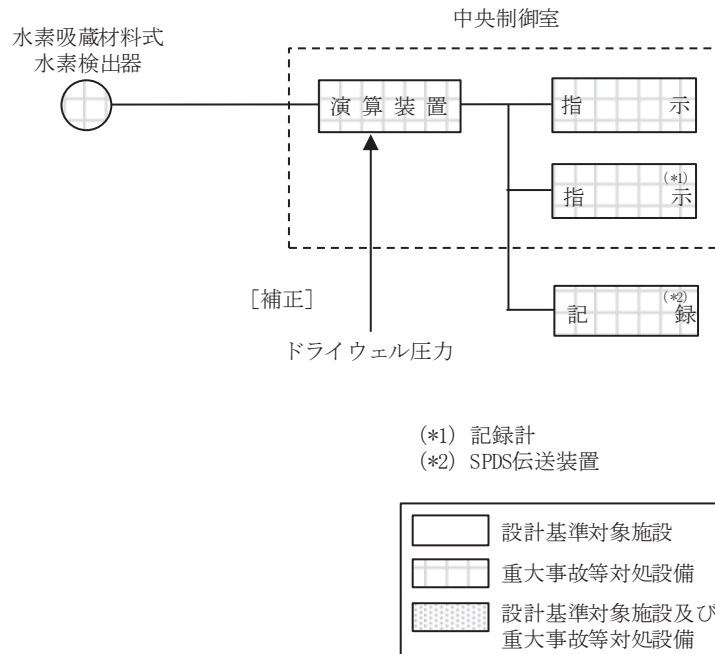


図58-6-32 格納容器内水素濃度 (D/W) の概略構成図

(2) 格納容器内水素濃度 (S/C)

格納容器内水素濃度 (S/C) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内水素濃度 (S/C) として中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-33「格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図」参照。)

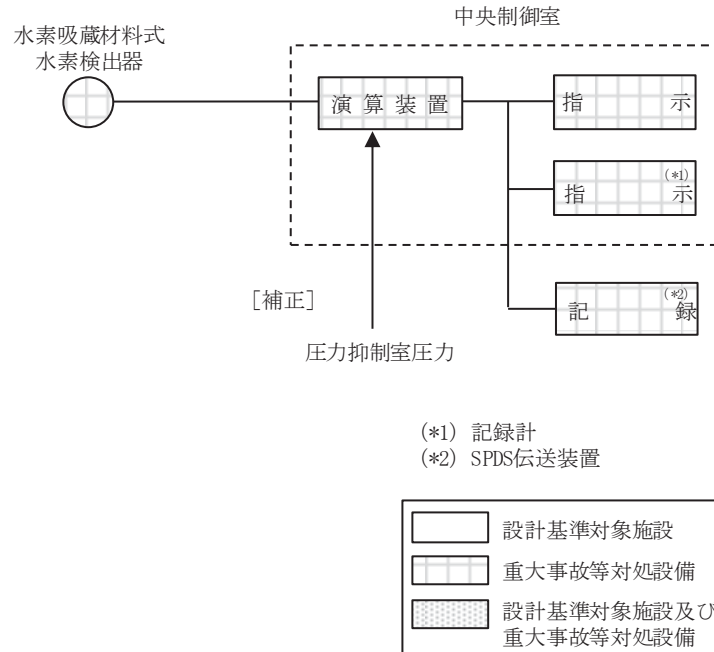


図58-6-33 格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図

(3) 格納容器内雰囲気水素濃度

格納容器内雰囲気水素濃度は、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、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、格納容器内雰囲気水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-34「格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図」参照。）

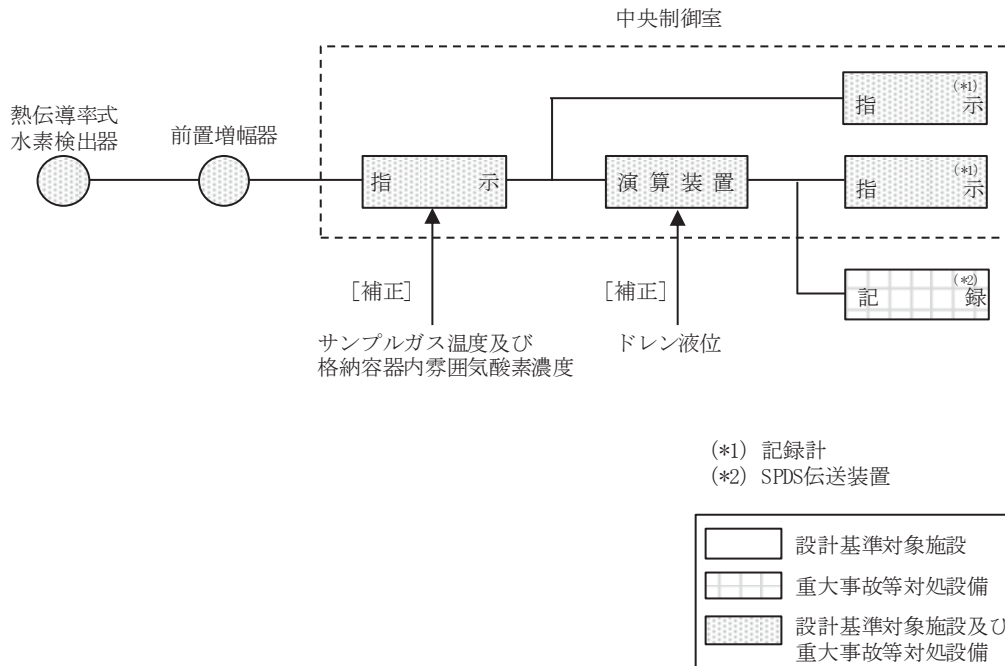


図58-6-34 格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図

3.5 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 原子炉格納容器下部注水流量

原子炉格納容器下部注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器下部注水流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-35「原子炉格納容器下部注水流量の概略構成図」参照。）

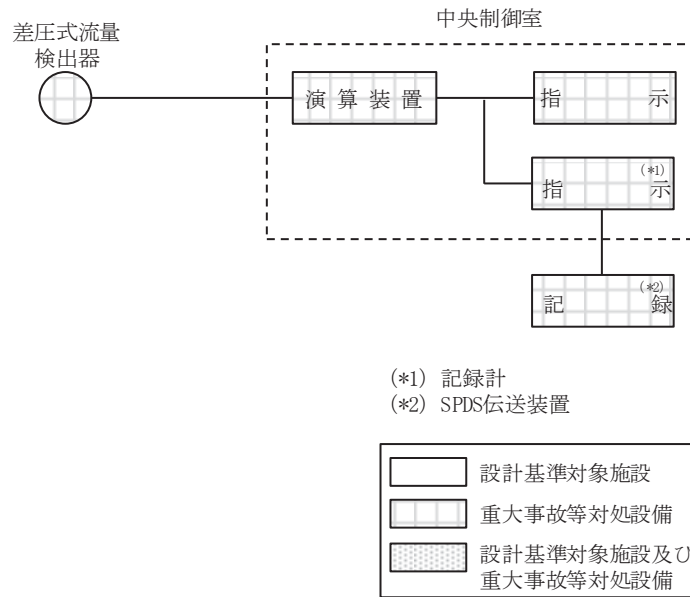


図58-6-35 原子炉格納容器下部注水流量の概略構成図

(2) 原子炉格納容器代替スプレイ流量

原子炉格納容器代替スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器代替スプレイ流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-36「原子炉格納容器代替スプレイ流量の概略構成図」参照。）

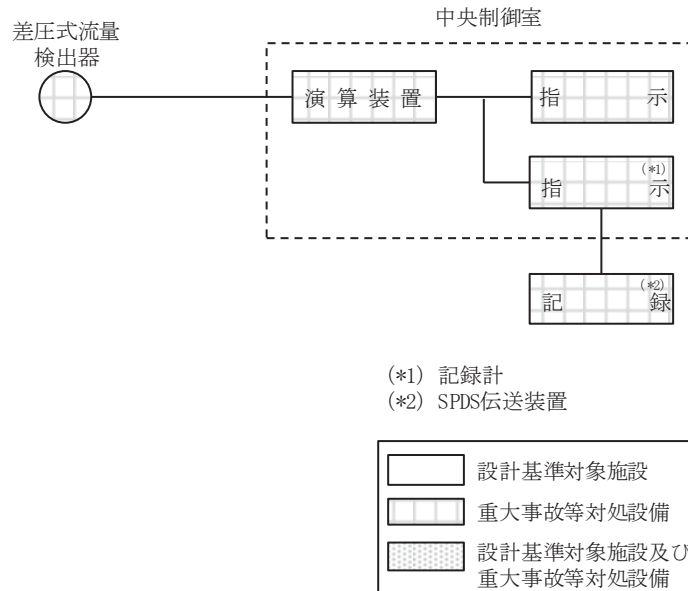


図58-6-36 原子炉格納容器代替スプレイ流量の概略構成図

3.6 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) 圧力抑制室水位

圧力抑制室水位は、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として検出する。検出した電流信号（差圧）は、圧力抑制室水位として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-37「圧力抑制室水位の概略構成図」参照。）

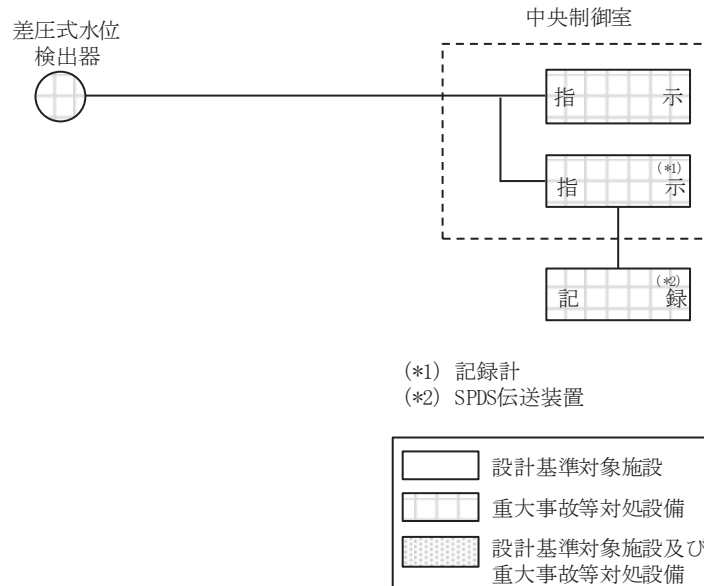


図58-6-37 圧力抑制室水位の概略構成図

(2) 原子炉格納容器下部水位

原子炉格納容器下部水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電極式水位検出器にて水位状態をON-OFF信号として検出する。検出したON-OFF信号は、原子炉格納容器下部水位として、中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-38「原子炉格納容器下部水位の概略構成図」参照。)

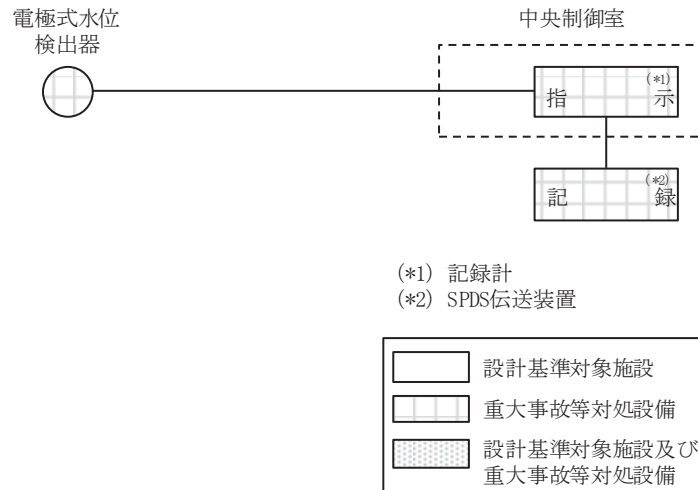


図58-6-38 原子炉格納容器下部水位の概略構成図

(3) ドライウェル水位

ドライウェル水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，電極式水位検出器にて水位状態をON-OFF信号として検出する。検出したON-OFF信号は，ドライウェル水位として，中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-39「ドライウェル水位の概略構成図」参照。）

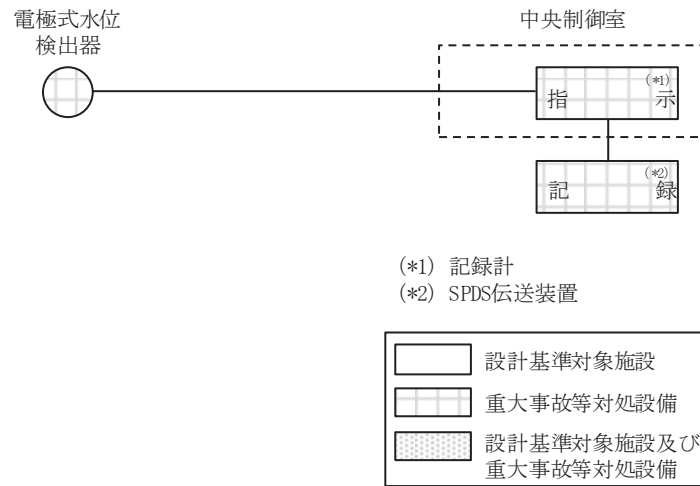


図58-6-39 ドライウェル水位の概略構成図

3.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(1) 原子炉建屋内水素濃度

原子炉建屋内水素濃度（触媒式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、触媒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、原子炉建屋内水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-40及び図58-6-41「原子炉建屋水素濃度（触媒式）の概略構成図」参照。）

原子炉建屋内水素濃度（熱伝導率式）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、原子炉建屋内水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-42「原子炉建屋水素濃度（熱伝導率式）の概略構成図」参照。）

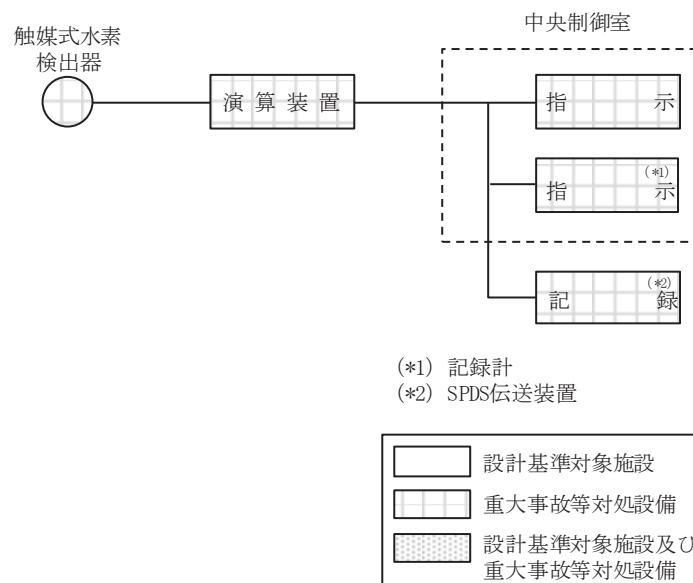


図58-6-40 原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図
(原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

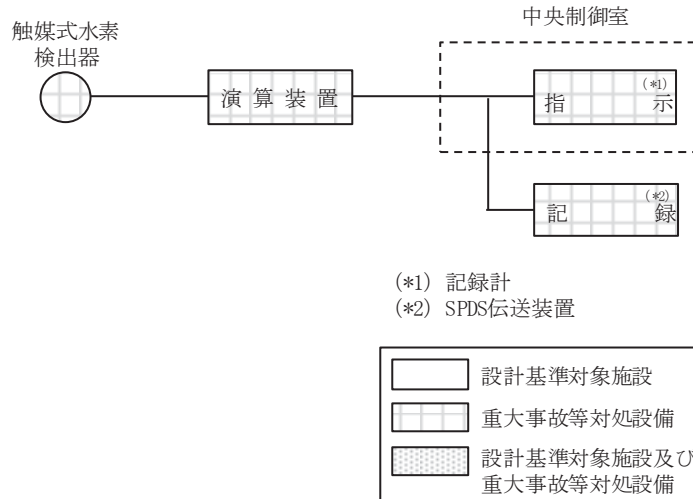


図58-6-41 原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図
(原子炉建屋)

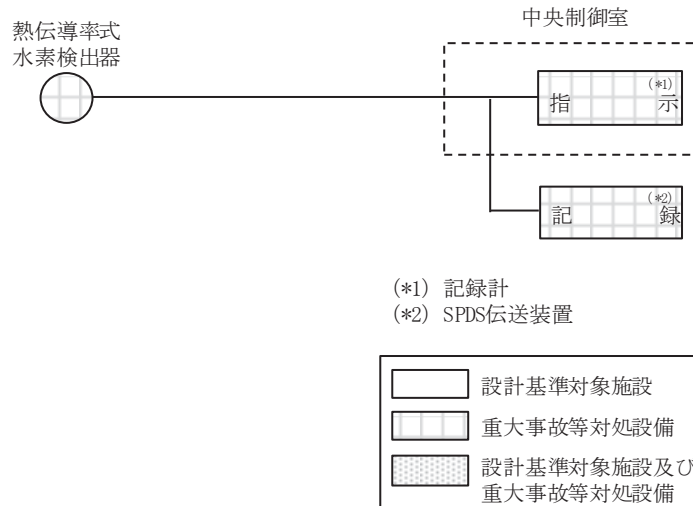


図58-6-42 原子炉建屋内水素濃度（熱伝導率式）の概略構成図
(原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.8 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置

(1) 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 (D/W) 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、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58-6-43「格納容器内雰囲気モニタ (D/W) 概略構成図」参照。)

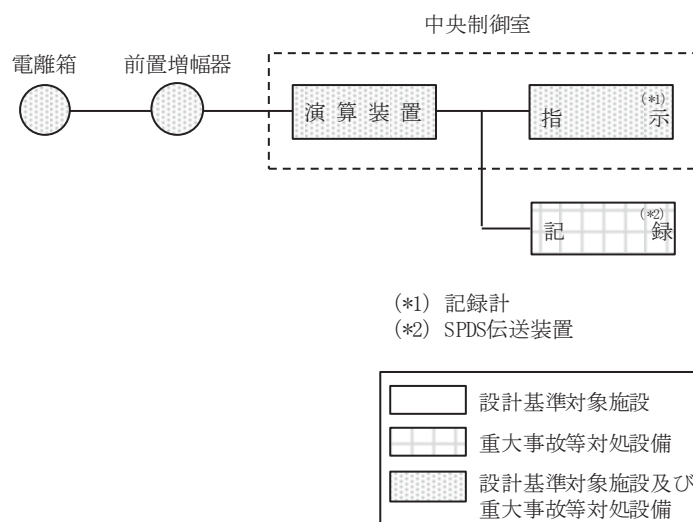


図58-6-43 格納容器内雰囲気モニタ (D/W) の概略構成図

(2) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)

格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) 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、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58-6-44「格納容器内雰囲気モニタ (S/C) 概略構成図」参照。)

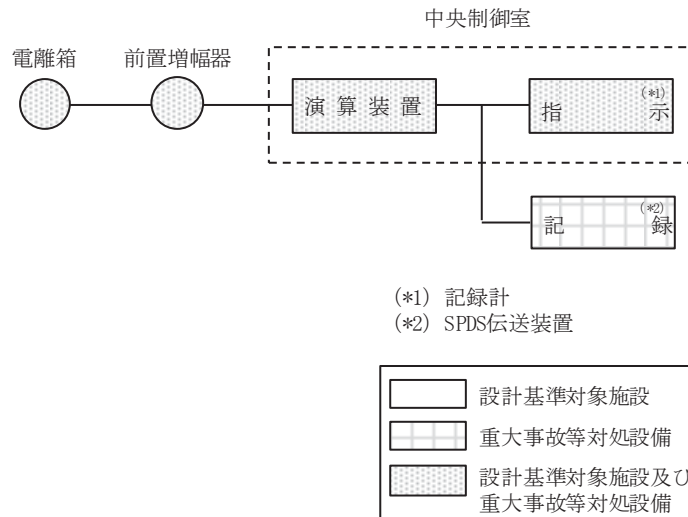


図58-6-44 格納容器内雰囲気モニタ (S/C) の概略構成図

3.9 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排気中の放射性物質濃度を計測する装置

(1) 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。（図58-6-45「フィルタ装置出口放射線モニタ概略構成図」参照。）

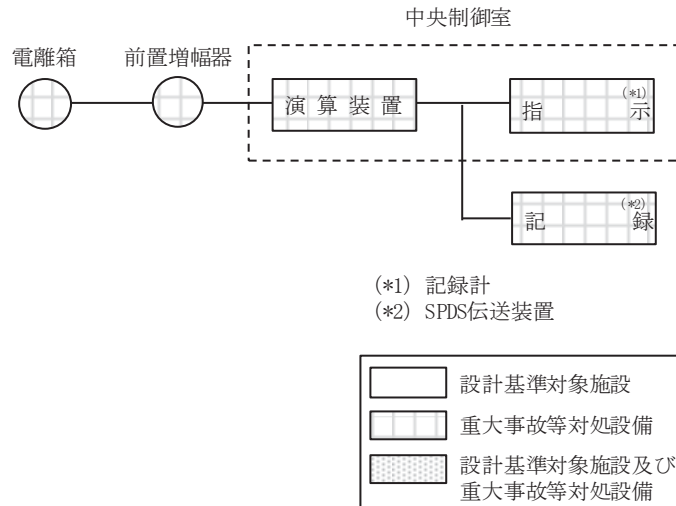


図58-6-45 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成

3.10 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置

(1) 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。（図58-6-46「使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）概略構成図」参照。）

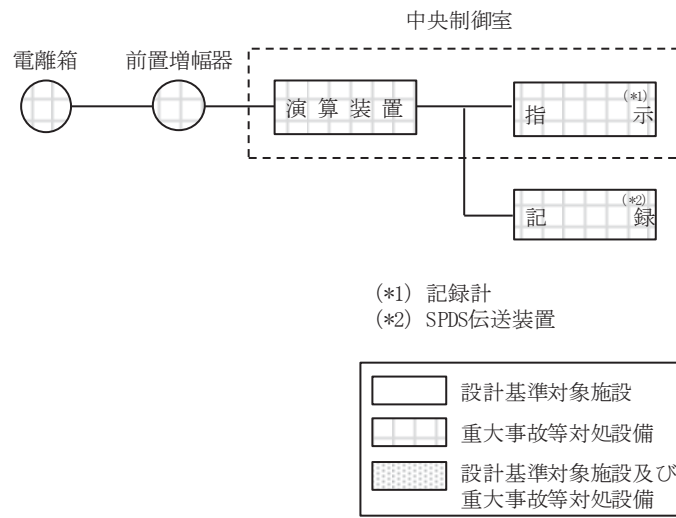


図58-6-46 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の概略構成図

3.11 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位を監視する装置

(1) 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（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近傍（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。

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58-6-47「使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の概略構成図」参照。）

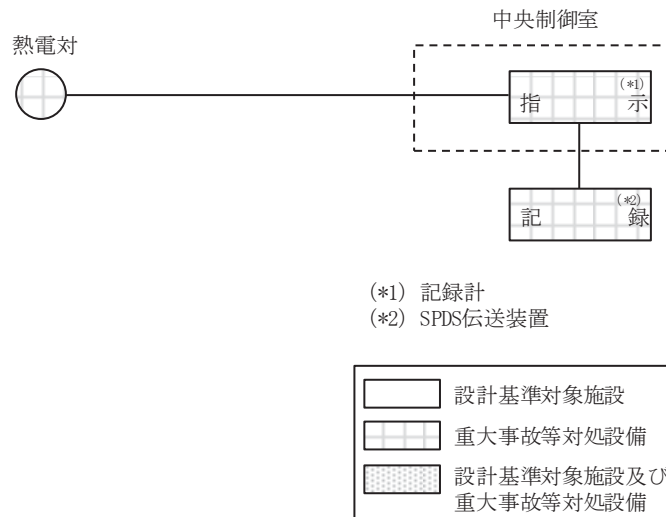


図58-6-47 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の概略構成図

(2) 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換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。

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、演算装置にて温度信号へ変換した後、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58-6-48「使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図」及び図58-6-49「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。）

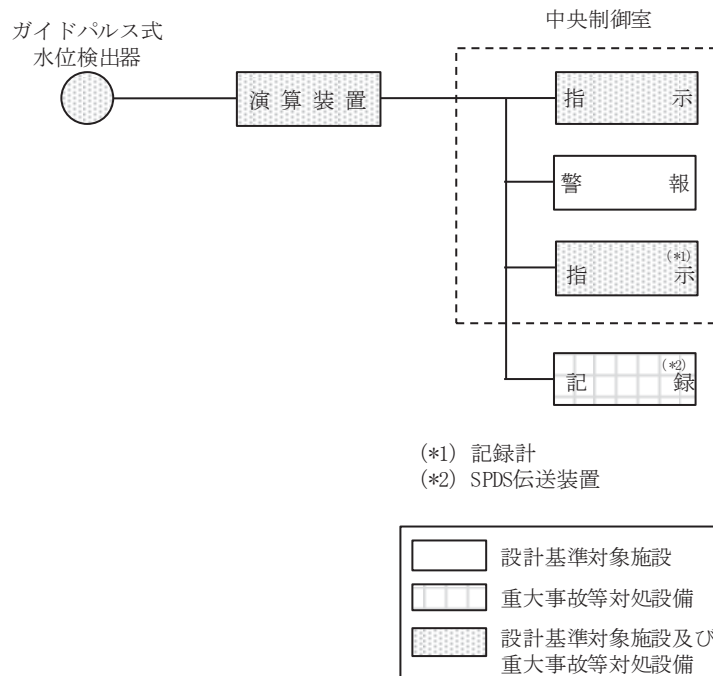
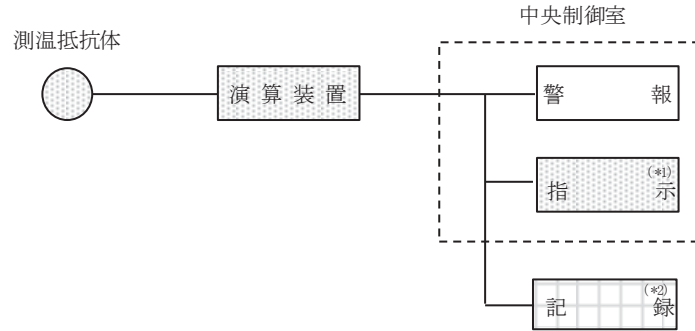


図58-6-48 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図



(*) 記録計
 (*) SPDS伝送装置

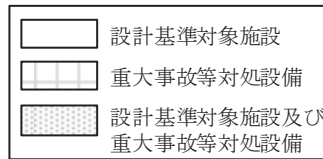


図58-6-49 使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図

3.12 その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) 原子炉補機冷却水系系統流量

原子炉補機冷却水系系統流量は、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、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水系系統流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-50「原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図」参照。）

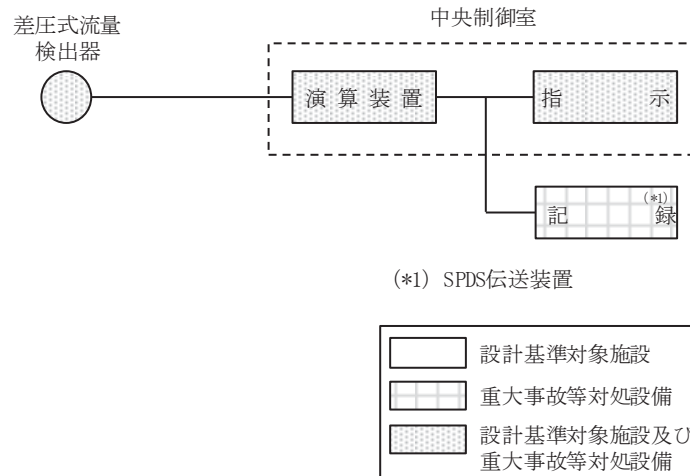


図58-6-50 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

(2) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量

残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量は、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、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-51「残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の概略構成図」参照。）

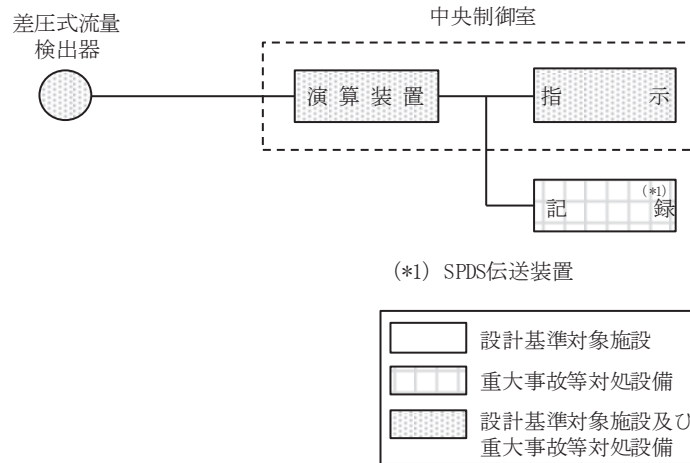


図58-6-51 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の概略構成図

(3) 復水貯蔵タンク水位

復水貯蔵タンク水位は，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，復水貯蔵タンク水位として中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-52「復水貯蔵タンク水位の概略構成図」参照。）

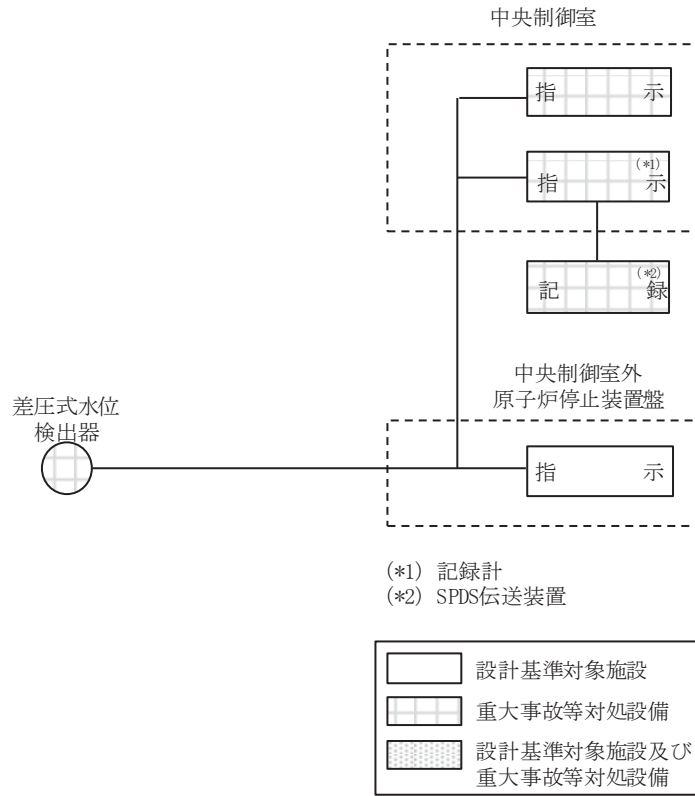


図58-6-52 復水貯蔵タンク水位の概略構成図

(4) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、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、静的触媒式水素再結合装置動作監視として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-53「静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図」参照。）

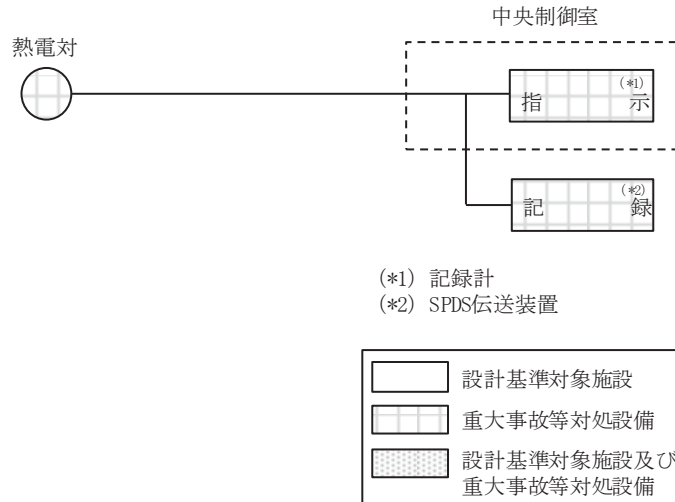


図58-6-53 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図

(5) 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。（図58-6-54「フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図」参照。）

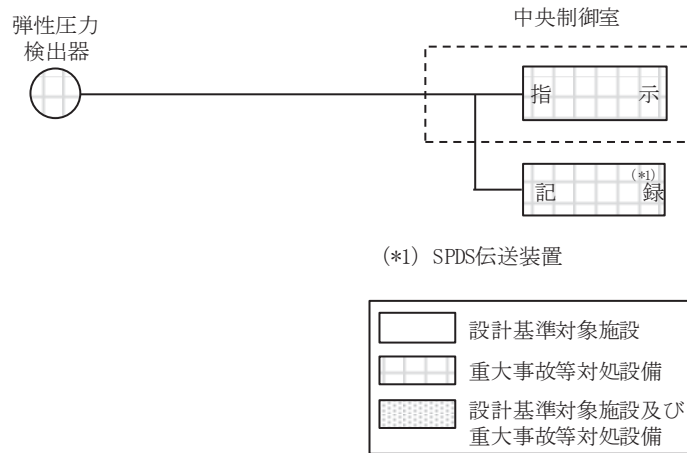


図58-6-54 フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図

(6) 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。（図58-6-55「フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図」参照。）

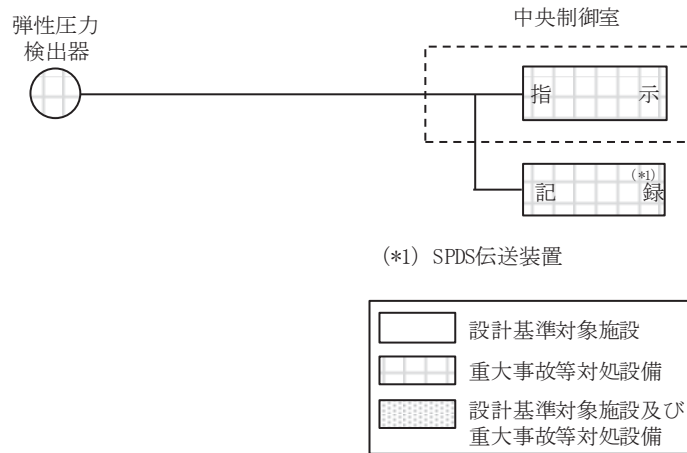


図58-6-55 フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図

(7) 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。（図58-6-56フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図」参照。）

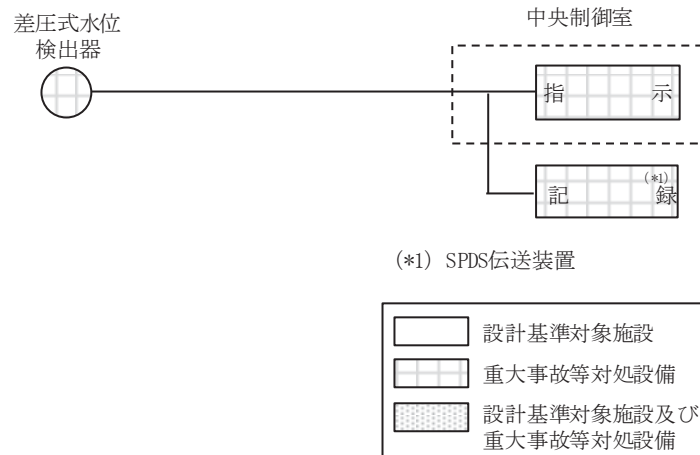


図58-6-56 フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図

(8) 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。（図58-6-57「フィルタ装置水温度の概略構成図」参照。）

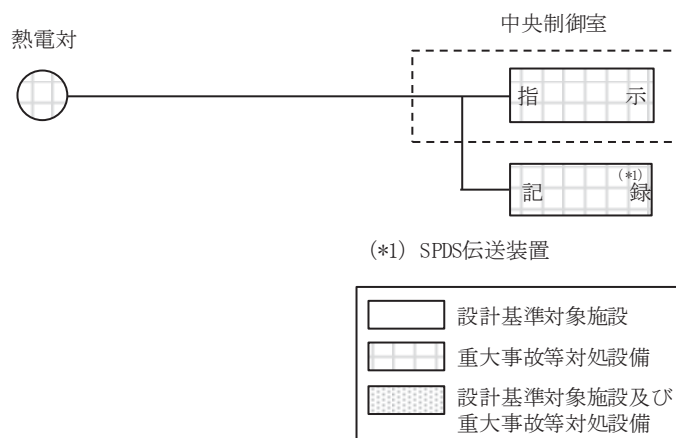


図58-6-57 フィルタ装置水温度の概略構成図

(9) 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。（図58-6-58「フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図」参照。）

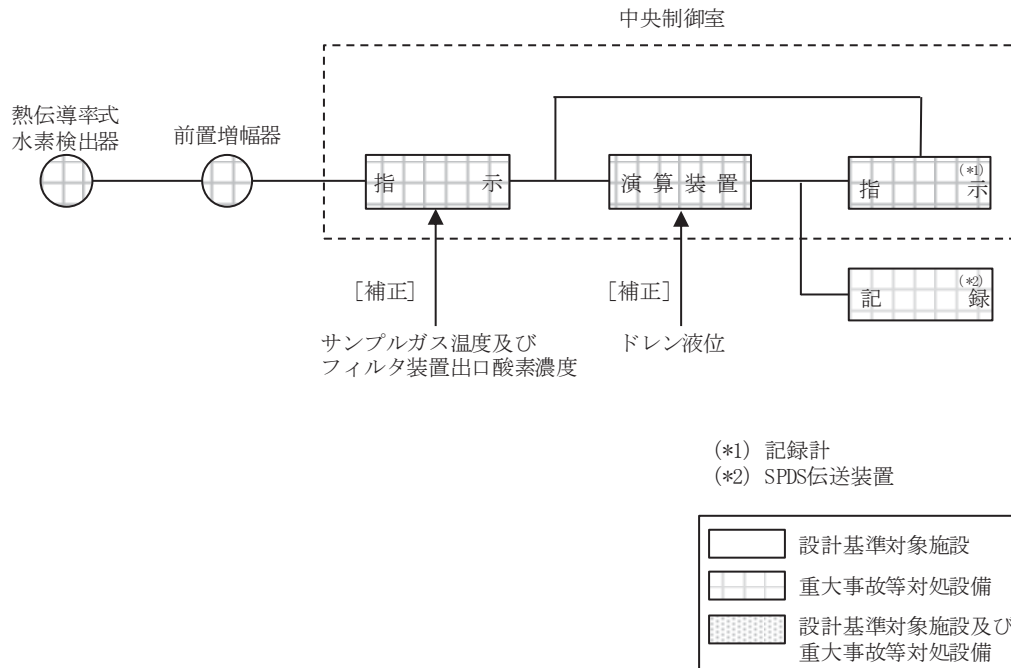
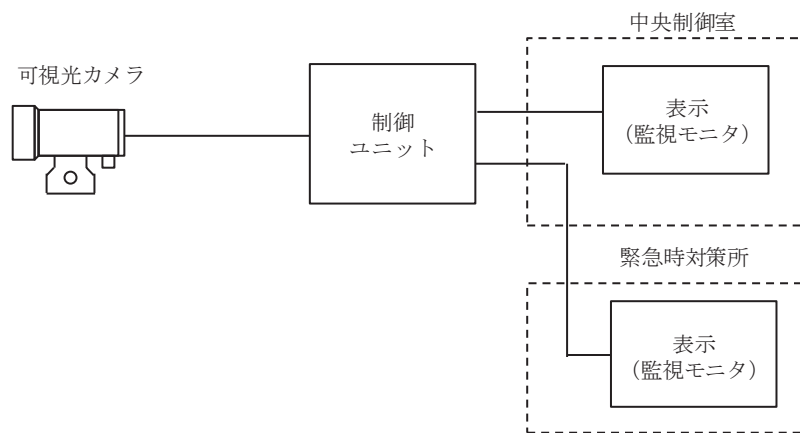


図58-6-58 フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図

(10) 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できるよう高所に設置し、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であり、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58-6-59「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58-6-59 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

(11) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に、特に重要なパラメータとして、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを抵抗値又は電気信号として計測する。

その計測結果を、換算表を用いて温度、圧力、水位及び流量に換算し監視するとともに、記録用紙に記録する。（図58-6-60「可搬型計測器の概略構成図」及び表58-6-1「可搬型計測器の測定対象パラメータ」参照。）

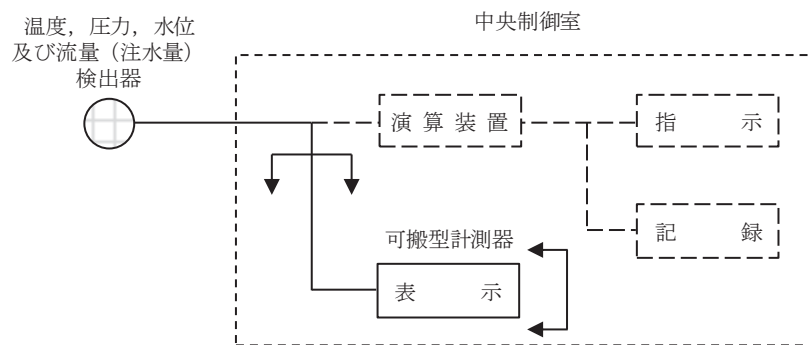


図58-6-60 可搬型計測器の概略構成図

表 58-6-1 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
原子炉圧力容器温度	圧力抑制室圧力
原子炉圧力	圧力抑制室水位
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	原子炉格納容器下部水位
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	ドライウエル水位
原子炉水位（広帯域）	フィルタ装置入口圧力（広帯域）
原子炉水位（燃料域）	フィルタ装置出口圧力（広帯域）
高圧代替注水系ポンプ出口流量	フィルタ装置水位（広帯域）
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	フィルタ装置水温度
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	原子炉補機冷却水系系統流量
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）	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
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）	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
代替循環冷却ポンプ出口流量	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流量	復水貯蔵タンク水位
残留熱除去系ポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口圧力
原子炉格納容器下部注水流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
原子炉格納容器代替スプレイ流量	復水移送ポンプ出口圧力
ドライウエル温度	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
圧力抑制室内空気温度	代替循環冷却ポンプ出口圧力
サプレッションプール水温度	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
ドライウエル圧力	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲及び警報動作範囲について、表58-6-2及び表58-6-3に示す。

表58-6-2 計測装置の計測範囲(1/7)

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		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
起動領域モニタ	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{nv}$)	約 $100 \sim 10^4 \text{cps}$ 前後	定格出力の約8倍	定格出力の約5%	-	原子炉の停止時から起動時の中性子束(約 $100 \sim 10^4 \text{cps}$ 前後)を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ に設定している。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域モニタ(中性子源領域)が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域モニタ(中間領域)、平均出力領域モニタによって監視可能。
	中間領域 0~40%又は 0~125% ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv}$)	$1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv}$				原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv}$ に設定している。
平均出力領域モニタ	0~125% ^{*2} ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{nv}$)	0~100%	定格出力の約6.8倍	-	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として0~125%に設定している。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても代替原子炉再循環ポンプトリップ機能等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。 「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と併せて重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。	

表 58-6-2 計測装置の計測範囲(2/7)

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		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	0～15MPa[gage]	6.93MPa[gage]	最大値： 約8.11MPa[gage]	最大値： 約9.26MPa[gage]	最大値： 約7.40MPa[gage]	高圧代替注水系タービンの最高使用圧力(8.62MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。 重大事故等時の変動範囲は、計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても原子炉圧力の代替パラメータとして監視可能。
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	0～15MPa[gage]	6.93MPa[gage]	最大値： 約8.11MPa[gage]	最大値： 約9.26MPa[gage]	最大値： 約7.40MPa[gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの最高使用圧力(8.62MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。 重大事故等時の変動範囲は、計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても原子炉圧力の代替パラメータとして監視可能。
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	0～15MPa[gage]	—	—	最大値： 14.0MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧代替注水系の運転時における高圧代替注水系ポンプの最高使用圧力(14.0MPa[gage])を監視可能。
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	0～15MPa[gage]	0～11.8MPa[gage]	最大値： 11.8MPa[gage]	最大値： 11.8MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系の運転時における原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力(11.8MPa[gage])を監視可能。
復水移送ポンプ出口圧力	0～1.5MPa[gage]	—	—	最大値： 1.37MPa[gage]	最大値： 1.37MPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧代替注水系(常設)の運転時における復水移送ポンプの最高使用圧力(1.37MPa[gage])を監視可能。
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	0～1.5MPa[gage]	—	—	最大値： 1.37MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、直流駆動低圧注水系の運転時における直流駆動低圧注水ポンプの最高使用圧力(1.37MPa[gage])を監視可能。
代替循環冷却ポンプ出口圧力	0～4MPa[gage]	—	—	—	最大値： 3.73MPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、代替循環冷却系の運転時における代替循環冷却ポンプの最高使用圧力(3.73[gage])を監視可能。
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0～12MPa[gage]	0～10.8MPa[gage]	最大値： 10.8MPa[gage]	最大値： 10.8MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイ系の運転時における高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力(10.8MPa[gage])を監視可能。
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0～5MPa[gage]	0～4.41MPa[gage]	最大値： 4.41MPa[gage]	最大値： 4.41MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧炉心スプレイ系運転時における低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力(4.41MPa[gage])を監視可能。
残留熱除去系ポンプ出口圧力	0～4MPa[gage]	0～3.73MPa[gage]	最大値： 3.73MPa[gage]	最大値： 3.73MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系運転時における残留熱除去系ポンプの最高使用圧力(3.73MPa[gage])を監視可能。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲(3/7)

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		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力容器温度	0～500℃	286℃	最大値：約297℃ (原子炉冷却材ポンプ の軸固着)	最大値：約307℃	最大値：300℃*3	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準(300℃)に対して、原子炉圧力容器温度(0～500℃)を設定する。
高圧代替注水系ポンプ出口流量	0～120m ³ /h	—	—	0～90.8m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧代替注水系ポンプの最大注水量(90.8m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～90.8m ³ /h	0～90.8m ³ /h	0～90.8m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量(90.8m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,050m ³ /h	(高圧側)0～318m ³ /h (低圧側)0～1,050m ³ /h	(高圧側)0～318m ³ /h (低圧側)0～1,050m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量(318m ³ /h,1,050m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
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)	0～220m ³ /h	—	—	0～145m ³ /h	0～120m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧代替注水系(残留熱除去系A系ライン)による最大注水量(145m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
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)	0～220m ³ /h	—	—	0～145m ³ /h	0～120m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧代替注水系(残留熱除去系B系ライン)による最大注水量(145m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	0～100m ³ /h	—	—	0～80m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、直流駆動低圧注水ポンプの最大注水量(80m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—	—	—	0～150m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、代替循環冷却ポンプの最大注水量(150m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,050m ³ /h	0～1,050m ³ /h	0～1,050m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量(1,050m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,136m ³ /h	0～1,136m ³ /h	0～1,136m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系ポンプの最大注水量(1,136m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲(4/7)

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		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0～10MPa[gage]	6.93MPa[gage]	最大値： 約8.11MPa[gage]	最大値： 約9.26MPa[gage] (ATWS) ^{*4}	最大値： 約7.40MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (9.26MPa [gage]) を包絡するように、原子炉圧力 (0～10MPa [gage]) を設定する。
原子炉水位 (広帯域)	-3,800～1,500mm ^{*5}	980mm ^{*5}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832～1,470mm) ^{*5}		980mm以下 ^{*5}	炉心の冷却状態を確認する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3～レベル8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能 ^{*13} 。
原子炉水位 (燃料域)	-3,800～1,300mm ^{*6}	5,600mm ^{*6}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702～5,600mm) ^{*6}		5,600mm以下 ^{*6}	
ドライウエル圧力	0～1MPa[abs]	5kPa[gage]	最大値： 330kPa[gage]	最大値： 421kPa[gage]	最大値： 854kPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 854kPa[gage]) に余裕を見込んだ設定とする。
圧力抑制室圧力	0～1MPa[abs]	5kPa[gage]	最大値： 210kPa[gage]	最大値： 427kPa[gage]	最大値： 823kPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 854kPa[gage]) に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウエル温度	0～300℃	57℃以下	最大値： 146℃	最大値： 155℃	最大値： 180℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) に余裕を見込んだ設定とする。
圧力抑制室内空気温度	0～300℃	32℃以下	最大値： 97℃	最大値： 154℃	最大値： 155℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッションプール水温度	0～200℃	32℃以下	最大値： 97℃	最大値： 149℃	最大値： 150℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 854kPa[gage]) におけるサブプレッションプールの飽和温度 (約178℃) に余裕を見込んだ設定とする。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (5/7)

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		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内雰囲気酸素濃度	0~30vol%	2.5vol%以下	約4.3vol%	2.5vol%以下	約3.6vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。
格納容器内水素濃度 (D/W)	0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%	0~24.1vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能。 炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~100vol%) を監視可能。
格納容器内水素濃度 (S/C)	0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%		
格納容器内雰囲気気水素濃度	0~30vol% 0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%		
原子炉格納容器下部注水流量	0~110m ³ /h	—	—	—	0~35m ³ /h ^{*7} 0~50m ³ /h ^{*8}	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器下部注水系による最大注水量 (35m ³ /h, 50m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m ³ /h	—	—	0~88m ³ /h	0~88m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器代替スプレイ系による最大注水量 (88m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
圧力抑制室水位	0~5m (O. P. -3900~1100mm)	0.05m (O. P. -3850mm)	0.05m (O. P. -3850mm)	0.05~2.27m (O. P. -3850~-1630mm)	0.05~2.27m (O. P. -3850~-1630mm)	外部水源注水量限界 (通常運転水位+約2m (O. P. -1914mm)) を把握する範囲を監視可能。 重大事故等時において、変動する可能性のある範囲 (0.05~2.27m) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m ^{*9} (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—	—	—	3.4m ^{*9} (O. P. 900mm)	重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水によるベDESTAL部への蓄水状況を確認できる位置に設置する。
ドライウエル水位	0.02m, 0.23m, 0.34m ^{*10} (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	—	—	—	0.46m ^{*10} (O. P. 1610mm)	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できる位置に設置する。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲(6/7)

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		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉建屋内水素濃度	0~10vol%	—	—	—	4vol%以下	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能である(なお、静的触媒式水素再結合装置にて、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。
格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	バックグラウンドレベル	10Sv/h未満 ^{*11}	10Sv/h未満 ^{*11}	10 ⁴ Sv/h程度	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h)及び炉心損傷割合の推定値(原子炉停止直後に炉心損傷100%の場合は、10 ⁴ Sv/h程度)を把握する上で監視可能(上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。
格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	バックグラウンドレベル	10Sv/h未満 ^{*11}	10Sv/h未満 ^{*11}	10 ⁴ Sv/h程度	
フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	—	—	10Sv/h未満 ^{*11}	1.9×10 ³ mSv/h	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による原子炉格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(1.9×10 ³ mSv/h)を監視可能。
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 ~10 ⁸ mSv/h	—	—	約8.9×10 ⁻¹ mSv/h		重大事故等時において、変動する可能性のある範囲(5.4×10 ⁻² ~10 ⁷ mSv/h)にわたり放射線量率を監視可能。
	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h					
使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	-4,240~7,010mm ^{*12} (O.P.21680~32930mm)	O.P. 32895mm	—	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。
使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)	-4,300~7,300mm ^{*12} (O.P.21620~33220mm)	O.P. 32895mm	O.P. 32895mm	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。
	0~120℃	52℃以下	最大値:65℃	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。
原子炉補機冷却水系系統流量	0~4,000m ³ /h	0~1,400m ³ /h	0~2,800m ³ /h	0~2,800m ³ /h	—	原子炉補機冷却水ポンプ2台の定格流量(2,800m ³ /h)に余裕を見込んだ設定としている。
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	0~1,500m ³ /h	—	0~950m ³ /h	0~950m ³ /h	0~382m ³ /h	原子炉補機冷却水ポンプでの残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量(950m ³ /h)に余裕を見込んだ設定としている。 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)の運転を行う場合に必要流量(392m ³ /h)を監視可能。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲(7/7)

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		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
復水貯蔵タンク水位	0～3,200m ³ (O.P. 9586～ 19772mm)	1,600m ³ 以上 (O.P. 14679mm)	0～3,173m ³ (O.P. 9586～19686mm)	0～3,173m ³ (O.P. 9586～19686mm)	0～3,173m ³ (O.P. 9586～19686mm)	重大事故等時において、復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル(0～3,173m ³)を監視可能。
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0～500℃	—	—	—	最大値：300℃	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合装置動作時に想定される温度範囲を監視可能。
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	-0.1～1MPa[gage]	—	—	最大値： 427kPa[gage]	最大値： 854kPa[gage]	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa[gage])を監視可能。
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	-0.1～1MPa[gage]	—	—	最大値： 427kPa[gage]	最大値： 854kPa[gage]	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa[gage])を監視可能。
フィルタ装置水位(広帯域)	<input type="text"/>	—	—	<input type="text"/>		原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置底部を計測範囲の零とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位 <input type="text"/> 及び下限水位 <input type="text"/> を監視可能。
フィルタ装置水温度	0～200℃	—	—	最大値：154℃	最大値：178℃	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用温度(200℃)を監視可能。
フィルタ装置出口水素濃度	0～30vol%	—	—	0vol%	0～2.4vol%	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ベント後に窒素による掃気を実施し、原子炉格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(4vol%)未満であることを監視可能。
	0～100vol%					
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	—	—		重大事故等時において、使用済燃料プールの状況を監視可能。

* 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：計画的に行なわれる起動、停止、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も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：定格出力時の値に対する比率で示す。

* 3：500℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。

* 4：ATWS=発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象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。

* 5：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。

* 6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。

* 7：溶融炉心の冷却時における注水量。

* 8：原子炉格納容器下部への初期水張り時における注水量。

* 9：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部(ベデスタル底部)(O.P.-2500mm)のところとする。

*10：計測範囲の零は、ドライウェル床面(O.P.1150mm)のところとする。

*11：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*12：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)のところとする。

*13：計器の計測範囲において計測が可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 58-6-3 計測装置の警報動作範囲(1/1)

名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
起動領域モニタ（中間領域）	ペリオド：10秒以上	プラント起動運転時の制御棒誤引抜等に伴う異常反応度付与による燃料損傷を防止するため、出力の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち、最も大きなものは制御棒誤引抜であり、この制御棒引抜過渡変化に対して、燃料が安全限界を超える前に原子炉をスクラムさせるよう設定するものとし、また、起動領域モニタシステムの許容されるバイパス条件も考慮し、10秒以上を設定値とする。
平均出力領域モニタ	定格出力の120%以下（原子炉モードスイッチ「運転」位置）	プラント運転時の異常反応度付与による燃料損傷に対する保護を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。運転モードで異常な過渡変化が生じても燃料・プラントの健全性を保ちつつ、通常の運転での中性子束の変動による不必要なスクラムを避ける値として120%以下とする。
	定格出力の15%以下（原子炉モードスイッチ「運転」位置以外）	プラント起動時の異常反応度付与による燃料損傷に対する保護を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。起動モードにおける安全限界である定格出力の約25%に対し、充分大きな熱的余裕を持つ値として15%とする。
	自動可変設定 0.62W+62%以下又は115%以下※ ※：Wは定格炉心流量に対する再循環流量（%）	給水加熱喪失等による燃料被覆管表面熱流速の異常な過渡変動に対し、燃料の熱的限界を超えないよう、熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。熱出力信号を再循環流量の関数として自動可変設定とし、燃料の健全性が保たれるよう熱的に充分な余裕を持つ値として0.68W+62%以下又は115%以下とする。

原子炉水位，使用済燃料プール水位の概要図と計測範囲との関係

1. 原子炉水位



図 58-6-59 原子炉水位の概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 使用済燃料プール水位

(1) 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

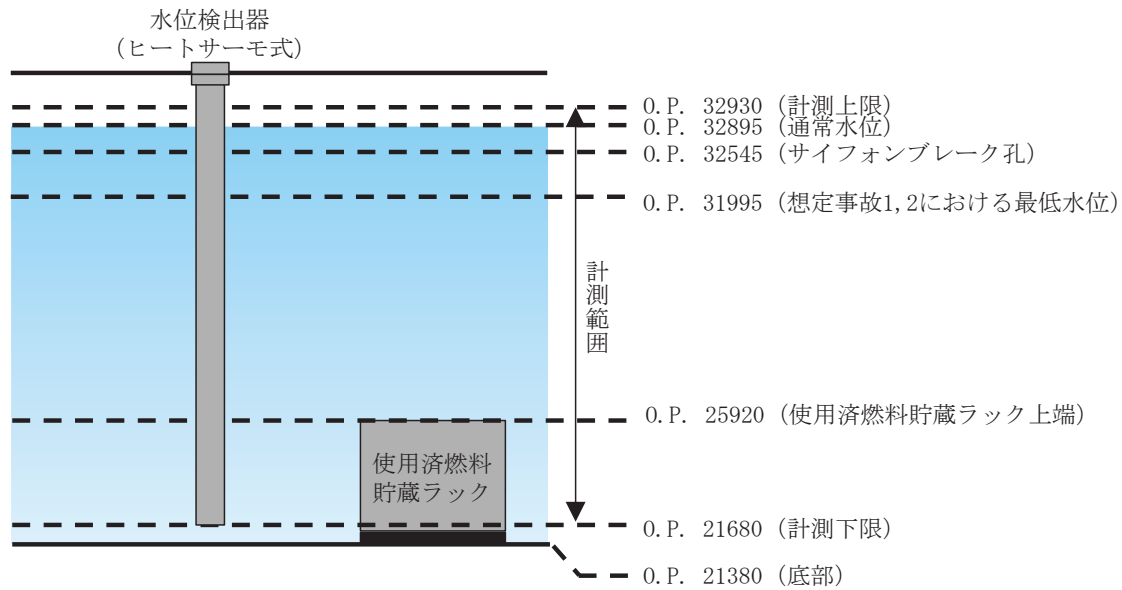


図 58-6-60 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の概要図

(2) 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

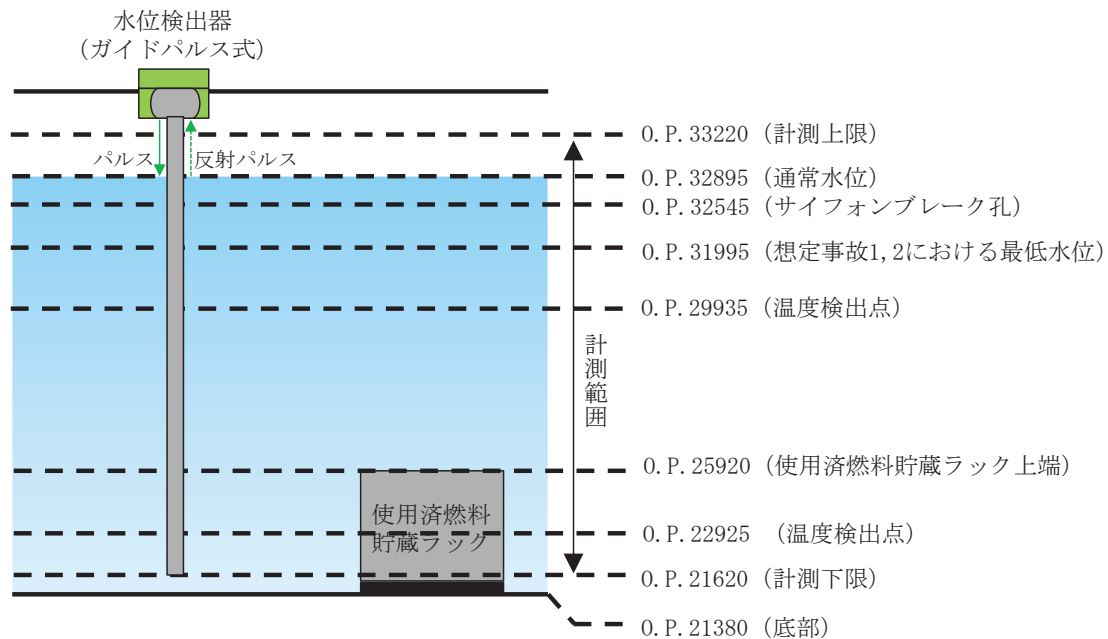


図 58-6-61 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の概要図

58-7
アクセスルート図

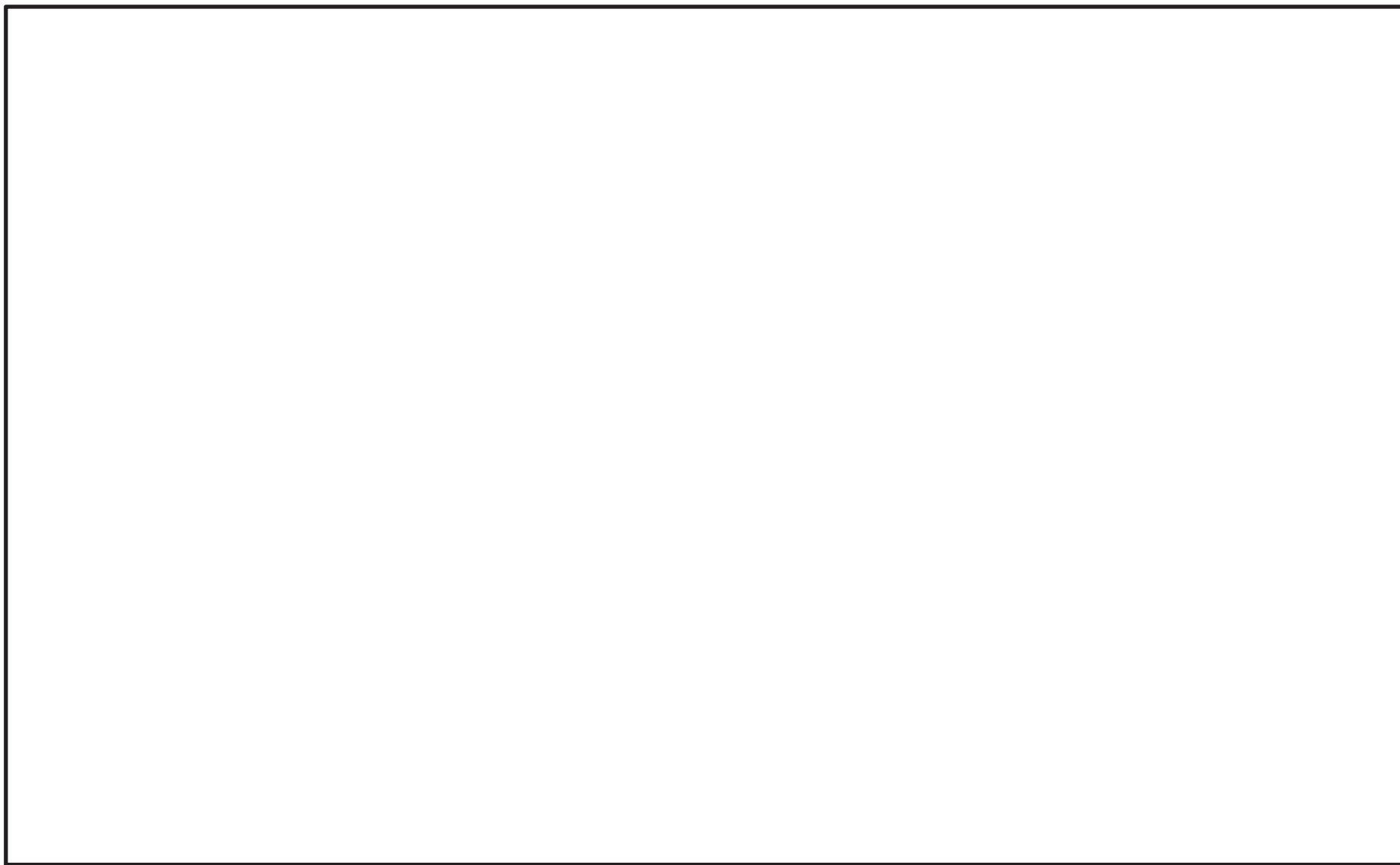


図 58-7-1 フィルタ装置出口水素濃度操作場所へのアクセスルート（制御建屋 ）

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

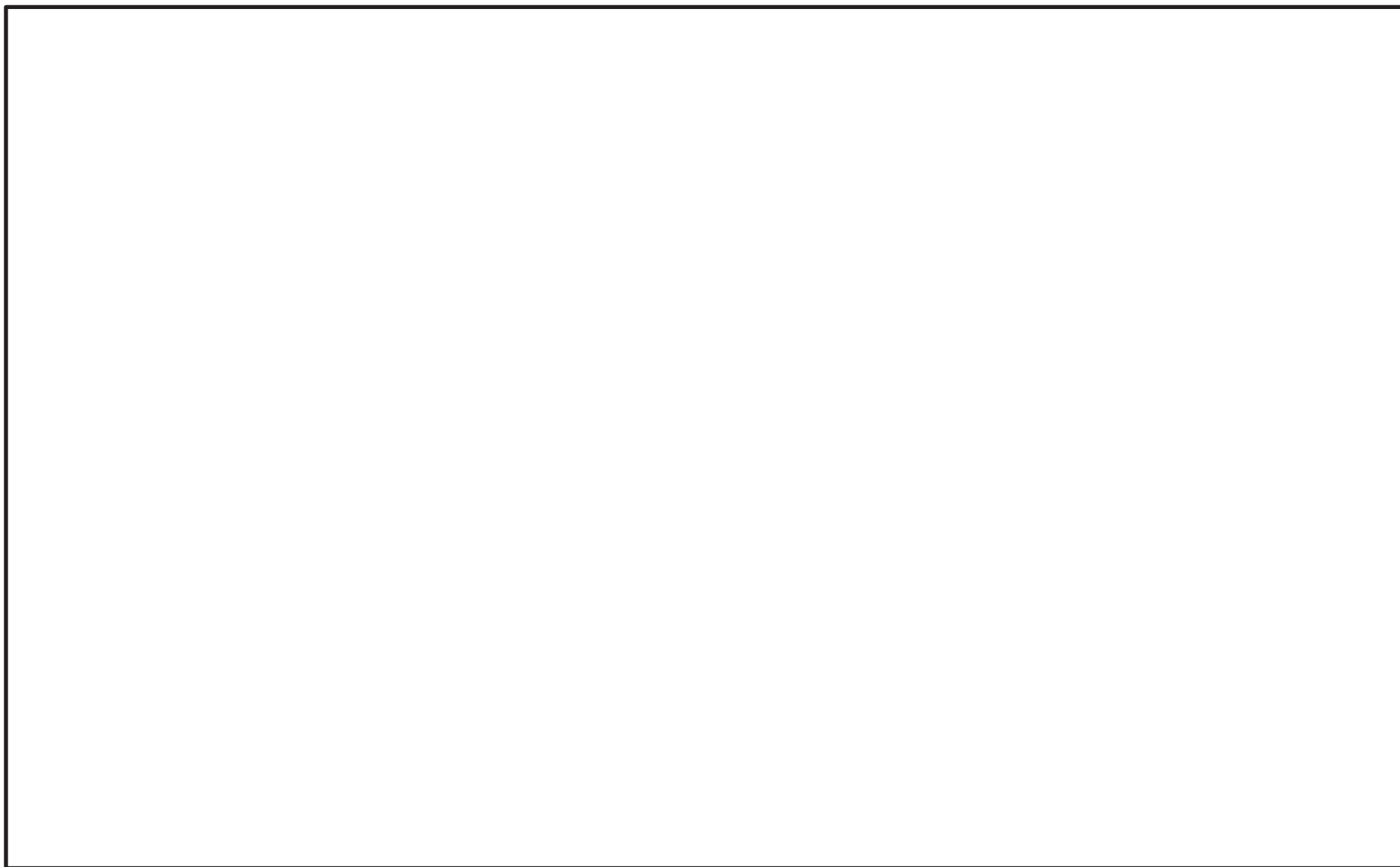


図 58-7-2 フィルタ装置出口水素濃度操作場所へのアクセスルート（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

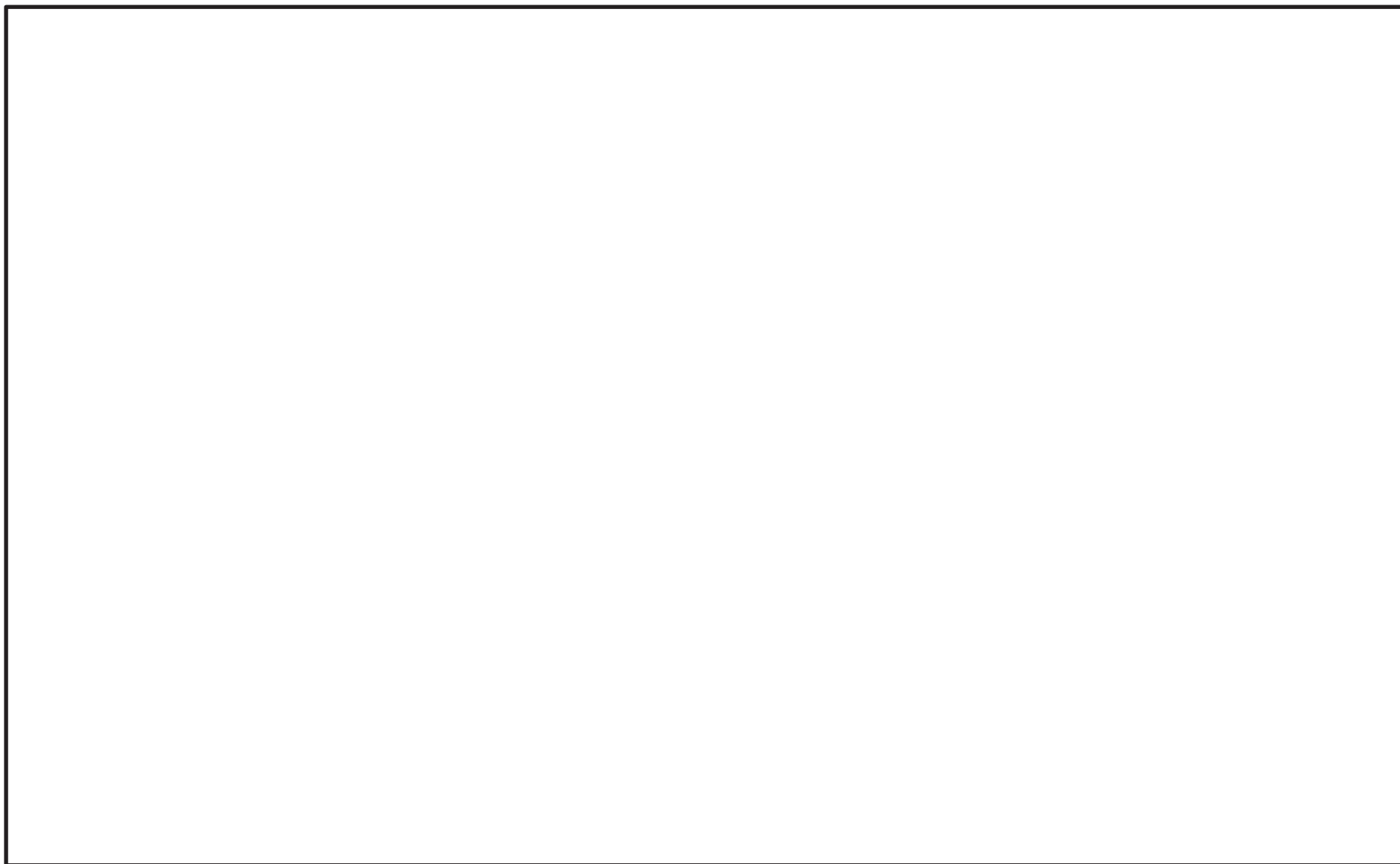


図 58-7-3 フィルタ装置出口水素濃度操作場所へのアクセスルート（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

58-8

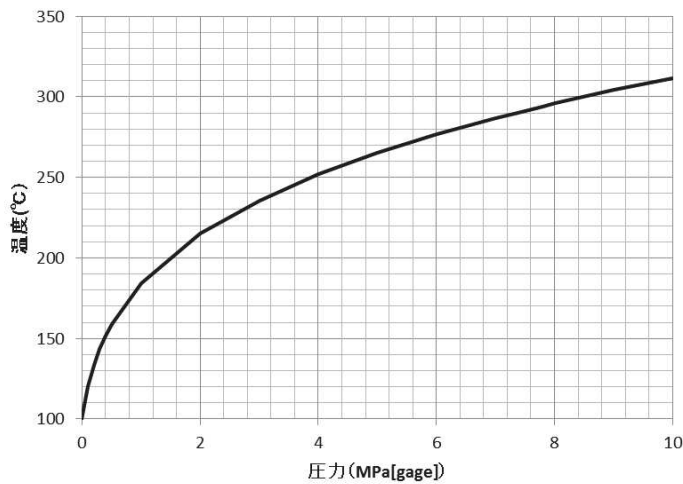
主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の温度）

*有効監視パラメータ

項目	原子炉压力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉压力容器温度	0～500℃	最大値： 約 297℃
代替 パラメータ	①原子炉圧力 (原子炉压力容器温度の代替)	0～10MPa [gage]	最大値： 約 8.11MPa [gage]
	①原子炉水位（広帯域）	-3,800～ 1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
	①原子炉水位（燃料域）	-3,800～ 1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}
	①原子炉压力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0～500℃	最大値： 約 297℃
	② [残留熱除去系熱交換器入口温度] * (原子炉压力容器温度の代替)	0～300℃	最大値： 186℃
	*1：計測範囲の零は、原子炉压力容器零レベルより 1,313cm 上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。 *2：計測範囲の零は、原子炉压力容器零レベルより 900cm 上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。		
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉压力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の温度の主要パラメータである原子炉压力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)に到達してからの経過時間より原子炉压力容器内の温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度（有効監視パラメータ）により測定可能。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉圧力、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図 58-8-1 を用いて原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定可能範囲：100～312℃</p>		

推定方法



飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])
297	8.1	308	9.5
298	8.3	309	9.6
299	8.4	310	9.8
300	8.5	311	9.9
305	9.1	312	10.0

図 58-8-1 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）
 原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以下の場合には，原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以下になった時間から発生する崩壊熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。
 （専用入力シートに原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)に到達した時間を入力することによって，原子炉圧力容器内の温度を推定する。）

※推定概要
 <推定方法>
 図 58-8-2 に示すシートに原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)に到達した時間を入力することによって，原子炉圧力容器内の温度を推定する。

[注意事項]
 原子炉圧力容器内温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出される可能性がある，

炉心平均温度/蒸気温度/原子炉水位推定シート

【入力データ】
TAF到達時間 60min

時間 [min]	原子炉水位 (TAF=0mm) (BAF=-3700mm) [mm]	炉心平均温度 [°C]	蒸気温度 [°C]
60	0.0	286.0	286.0
62	-440.8	309.2	302.7
64	-829.0	334.2	320.4
66	-1171.1	361.3	339.2
68	-1472.3	390.5	359.0
70	-1737.7	422.1	380.0
72	-1971.5	456.3	402.2
74	-2177.4	493.3	425.7
76	-2358.8	533.2	450.6
78	-2518.6	576.4	476.9
80	-2659.3	623.1	504.8
82	-2783.3	673.5	534.3
84	-2892.5	728.1	565.6
86	-2986.7	787.0	598.6
88	-3073.4	850.8	633.7
90	-3148.1	919.6	670.7
92	-3213.8	994.1	709.9
94	-3271.7	1074.6	751.4
96	-3322.8	1161.6	795.4
98	-3367.7	1255.7	841.9
100	-3407.3	1357.4	891.1
102	-3442.2	1467.3	943.2
104	-3472.9	1586.1	998.3
106	-3499.9	1714.6	1056.7
108	-3523.8	1853.8	1118.5
110	-3544.8	2003.5	1183.9
112	-3563.3	2165.7	1253.1
114	-3579.5	2341.1	1326.3
116	-3593.9	2530.7	1403.9
118	-3606.5	2735.6	1486.0
120	-3617.7	2957.2	1572.9
122	-3627.5	3196.6	1664.8
124	-3636.1	3455.5	1762.1
126	-3643.7	3735.3	1865.2
128	-3650.4	4037.8	1974.2
130	-3656.3	4364.9	2089.7
132	-3661.5	4718.2	2211.8

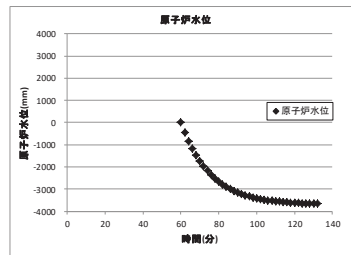
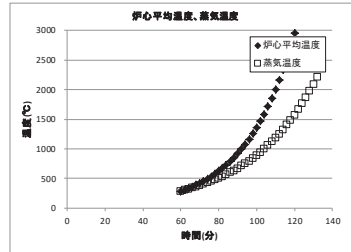


図 58-8-2 原子炉圧力容器内温度推定計算シート

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度（有効監視パラメータ）により原子炉水の温度を計測可能である。

推定の評価

①原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）

原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は飽和温度/圧力の関係により推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。

原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以下の場合には，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導率を考慮していないため定量的な評価は困難だが原子炉圧力容器内温度推定計算シートは，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により原子炉水の温度を計測可能である。

[誤差による影響について]

原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域））による推定では，圧力を温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（原子炉圧力容器の定格圧力：約 7MPa[gage]（飽和温度：約 286°C）に対して，原子炉圧力の誤差：約±0.07MPa[gage]から温度に換算した場合は 286±1°C程度。原子炉圧力容器内温度相違低計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導率等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出されることを考慮して対応することで，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

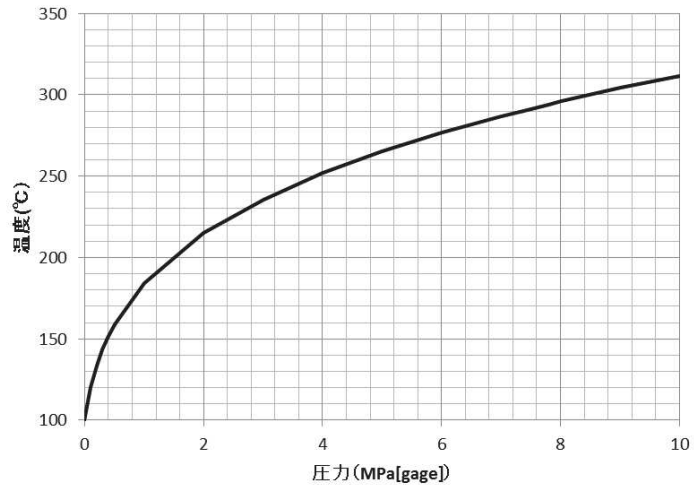
代替パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度（有効監視パラメータ））による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(b) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の圧力）

項目	原子炉压力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値： 約 8.11MPa[gage]
代替パラメータ	① 高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	0～10MPa[gage]	最大値： 約 8.11MPa[gage]
	① 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	0～10MPa[gage]	最大値： 約 8.11MPa[gage]
	② 原子炉压力容器温度	0～500℃	最大値： 約 297℃
	② 原子炉水位（広帯域）	-3,800～1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
	② 原子炉水位（燃料域）	-3,800～1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}
	* 1：計測範囲の零は、原子炉压力容器零レベルより 1,313cm 上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。 * 2：計測範囲の零は、原子炉压力容器零レベルより 900cm 上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を実施することである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、高压代替注水系タービン入口蒸気圧力又は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により原子炉圧力を推定する。</p> <p>原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 高压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 高压代替注水系タービン入口蒸気圧力又は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の指示値が得られる場合は、それを原子炉圧力と推定する。</p> <p>② 原子炉压力容器温度 飽和温度／圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉压力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉格納容器の破損に至っていないことを原子炉格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。</p> <p>推定可能範囲：全範囲</p>		

推定方法



飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])
297	8.1	308	9.5
298	8.3	309	9.6
299	8.4	310	9.8
300	8.5	311	9.9
305	9.1	312	10.0

図 58-8-3 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

推定の評価

①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
原子炉圧力容器内の圧力を直接的に計測することにより推定する。

②原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度による推定手順は，原子炉圧力容器内が飽和状態にあることに限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。

[誤差による影響について]

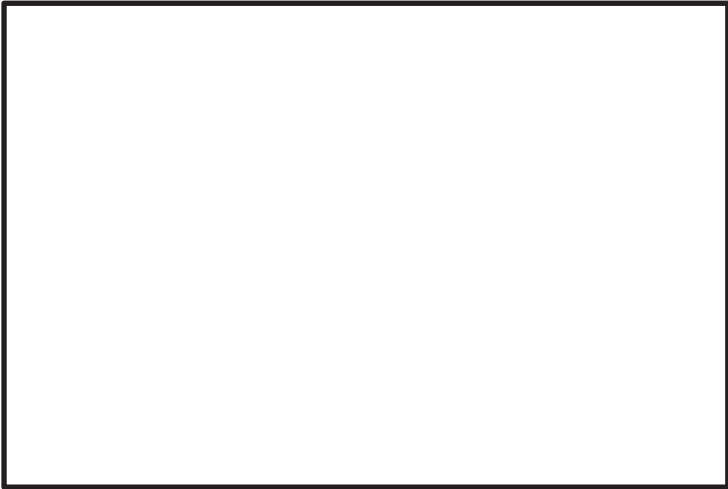

原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握することであり，代替パラメータ（高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力又は原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差（原子炉圧力の誤差：±0.07MPa）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（原子炉圧力容器温度）による推定では，圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（低圧注水選択の判断圧力：0.34MPa[gage]（飽和温度：約147℃），原子炉圧力容器の定格圧力：約7MPa[gage]（飽和温度：約286℃）に対して，原子炉圧力容器温度の誤差：約±5.3℃から圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34±0.07MPa[gage]程度，7.0±0.6MPa[gage]程度。）

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の水位）

項目	原子炉压力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉水位（広帯域）	-3,800～ 1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
	原子炉水位（燃料域）	-3,800～ 1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}
代替 パラメータ	①高圧代替注水系ポンプ出口流量	0～120m ³ /h	—
	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～90.8m ³ /h
	①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	(高圧側) 0～318m ³ /h (低圧側) 0～1,050m ³ /h
	①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）	0～220m ³ /h	—
	①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）	0～220m ³ /h	—
	①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	0～100m ³ /h	—
	①代替循環冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—
	①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,050m ³ /h
	①残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,136m ³ /h
	②原子炉圧力	0～10MPa [gage]	最大値： 約 8.11MPa [gage]
	②原子炉压力容器温度	0～500℃	最大値： 約 297℃
	③原子炉圧力	0～10MPa [gage]	最大値： 約 8.11MPa [gage]
	③圧力抑制室圧力	0～1MPa [abs]	最大値： 210kPa [gage]
		* 1：計測範囲の零は，原子炉压力容器零レベルより 1,313cm 上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。	
	* 2：計測範囲の零は，原子炉压力容器零レベルより 900cm 上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。		
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉压力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を確認することである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の計測が困難になった場合，代替パラメータの原子炉压力容器への注水流量（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，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，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），直流駆動低圧注水ポンプ出口流量，代替循環冷却ポンプ出口流量，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）により推定する。</p> <p>原子炉圧力及び原子炉压力容器温度から原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）に到達しているか否かを確認し，炉心の冷却状態を推定する。また，原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>①原子炉压力容器への注水流量</p> <p>図 58-8-4 は原子炉停止後の時間と崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器への注水量の関係を示したものである。原子炉压力容器への注水流量がこのラインより多い場合は，冷却材の体積は増加し，少ない場合冷却材の体積は減少する。図 58-8-4 と原子炉压力容器への注水量から，原子炉压力容器内の冷却材の体積変化量を求める。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>原子炉圧力容器内の冷却材の体積変化量[m³] = (現在の原子炉圧力容器への注水流量[m³/h] - 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器への注水流量[m³/h]) × 注水時間[h]</p> <p>上記で求めた体積変化量を前回推定した冷却材体積に加算し、現在の原子炉圧力容器内の冷却材の体積を求める。原子炉圧力容器内の冷却材の体積と原子炉水位の関係図 58-8-5 を用いて原子炉水位を求める。</p> <p>推定可能範囲：全範囲</p> <div style="text-align: center; margin: 20px 0;">  </div> <p style="text-align: center;">図 58-8-4 原子炉停止後の時間と崩壊熱除去に必要な注水量の関係</p> <div style="text-align: center; margin: 20px 0;">  </div> <p style="text-align: center;">図 58-8-5 原子炉水位と原子炉圧力容器内の冷却材の体積の関係</p> <p>②原子炉圧力，原子炉圧力容器温度</p> <p>原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以上で燃料発熱部より水位が高い場合は、原子炉圧力容器内は水の飽和温度以下となる。図 58-8-6 を用いて、原子炉圧力より水の飽和温度を求め、原子炉圧力容器温度が飽和温度以下であれば原子炉水位は有効燃料棒頂部(TAF)以上であり、逆に、原子炉圧力容器温度が水の飽和温度以上であれば、原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以下であり、炉心の冷却状態を推定できる。</p>
-------------	--

<p>推定方法</p>	<div data-bbox="558 280 1220 739" data-label="Figure"> <table border="1"> <caption>図 58-8-6 水の飽和温度／圧力の関係</caption> <thead> <tr> <th>圧力 (MPa [gage])</th> <th>温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0</td><td>100</td></tr> <tr><td>1</td><td>170</td></tr> <tr><td>2</td><td>215</td></tr> <tr><td>3</td><td>240</td></tr> <tr><td>4</td><td>255</td></tr> <tr><td>5</td><td>270</td></tr> <tr><td>6</td><td>280</td></tr> <tr><td>7</td><td>290</td></tr> <tr><td>8</td><td>298</td></tr> <tr><td>9</td><td>305</td></tr> <tr><td>10</td><td>310</td></tr> </tbody> </table> </div> <p>図 58-8-6 水の飽和温度／圧力の関係</p> <p>③原子炉圧力, 圧力抑制室圧力</p> <p>原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。 具体的には, 主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において, 非常用炉心冷却系等による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し, 主蒸気逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉圧力容器内の圧力が上昇し, 原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧が0.6MPa [gage] 以上であれば原子炉圧力容器が満水と推定する。</p>	圧力 (MPa [gage])	温度 (°C)	0	100	1	170	2	215	3	240	4	255	5	270	6	280	7	290	8	298	9	305	10	310
圧力 (MPa [gage])	温度 (°C)																								
0	100																								
1	170																								
2	215																								
3	240																								
4	255																								
5	270																								
6	280																								
7	290																								
8	298																								
9	305																								
10	310																								
<p>推定の評価</p>	<p>①原子炉圧力容器への注水流量</p> <p>原子炉圧力容器への注水流量による推定方法は, 原子炉水位の計測が困難となる直前まで判明していた原子炉水位 (冷却材体積) に, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な注水量の差を加算して冷却材体積を求め, 原子炉水位に換算するプラントの状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>②原子炉圧力, 原子炉圧力容器温度</p> <p>原子炉圧力より, 原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで, 原子炉水位が有効燃料棒頂部 (TAF) 以上か否かが確認できるため, 炉心の冷却状態を把握することに適用できる。</p> <p>③原子炉圧力, 圧力抑制室圧力</p> <p>原子炉圧力, 圧力抑制室圧力による推定方法は, 原子炉水位の計測が困難*となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時におけるプラントの状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>* 原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に, 原子炉圧力とドライウェル温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは, 計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し, 正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。</p> <p>なお, 大規模な破断が発生した場合は原子炉圧力容器の満水を確認することが困難であるため, 破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水量による上昇率から推定又は破断口からの流出を圧力抑制室水位上昇傾向変化により推定する。</p>																								

<p>推定の評価</p>	<p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（原子炉圧力容器への注水流量）による推定は、崩壊熱除去に必要な注水流量を考慮した原子炉圧力容器内の冷却材の体積変化量より、炉心冷却状態の傾向が把握でき、計器誤差（高圧代替注水系ポンプ出口流量の誤差：±1.9m³/h、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の誤差：±2.4m³/h、高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の誤差：±24m³/h、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ーライン洗浄流量）の誤差：±3.6m³/h、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）の誤差：±3.6m³/h、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差：±1.6m³/h、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.3m³/h、低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の誤差：±24m³/h、残留熱除去系ポンプ出口流量の誤差：±24m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（原子炉圧力容器温度、原子炉圧力）による推定は、原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以上か否かを確認して炉心冷却状態を把握できるため、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（原子炉圧力、圧力抑制室圧力）による推定では、原子炉圧力の誤差：±0.07MPa[gage]、圧力抑制室圧力の誤差：±0.006MPa[gage]から、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧誤差：約0.08MPa[gage]であるが、満水時に使用する系統の注水流量による推定手段と併せて原子炉圧力容器内の水位の傾向を把握することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器への注水量）

項目	原子炉压力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	高圧代替注水系ポンプ出口流量	0～120m ³ /h	—
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～90.8m ³ /h
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	(高圧側) 0～318m ³ /h (低圧側) 0～1,050m ³ /h
	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）	0～220m ³ /h	—
	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）	0～220m ³ /h	—
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	0～100m ³ /h	—
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,050m ³ /h
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,136m ³ /h
代替 パラメータ	①原子炉水位（広帯域）	-3,800～ 1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
	①原子炉水位（燃料域）	-3,800～ 1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}
	②復水貯蔵タンク水位 (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, 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量, 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) 及び直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の代替)	0～3,200m ³ (O. P. 9586～ 19772mm)	0～3,173m ³ (O. P. 9586～ 19686mm)
	②圧力抑制室水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0～5m (O. P. -3900～ 1100mm)	0.05m (O. P. -3850mm)
	* 1 : 計測範囲の零は, 原子炉压力容器零レベルより 1,313cm 上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。 * 2 : 計測範囲の零は, 原子炉压力容器零レベルより 900cm 上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。		
計測目的	重大事故等時において, 主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は, 原子炉压力容器への注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合, 注水先の原子炉压力容器の水位変化又は水源である復水貯蔵タンク水位, 圧力抑制室水位の変化により原子炉压力容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は, 以下のとおりである。</p> <p>①原子炉水位（広帯域）, 原子炉水位（燃料域） 任意の時間における水位及び測定時の水位から図 58-8-7 を用いて, 冷却材の体積の変化量を求め, 図 58-8-8 を用いて, 崩壊熱除去に必要な注水量を求め, 体積変化量に加算して原子炉压力容器への注水量を算出する。</p> <p>推定可能範囲 : 全範囲</p>		

原子炉压力容器への注水流量[m³/h] = (原子炉压力容器内の冷却材の体積変化量[m³] ÷ 注水時間[h]) + 崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器への注水流量[m³/h]

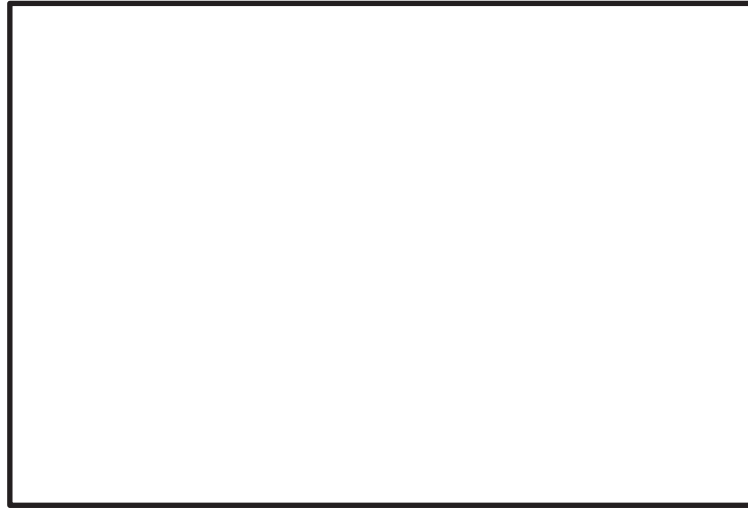


図 58-8-7 原子炉水位と原子炉压力容器内の冷却材の体積の関係

推定方法



図 58-8-8 原子炉停止後の時間と崩壊熱除去に必要な注水量の関係

②復水貯蔵タンク水位

復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から原子炉压力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉压力容器以外への注水量を減算することで原子炉压力容器内への注水量を推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<p>推定方法</p>	<p>②圧力抑制室水位</p> <p>サブプレッションチェンバを水源としている場合は、直前まで判明していた水位及び測定時の水位から図 58-8-9 を用いて、サブプレッションプール水の体積の変化量を求め、原子炉圧力容器への注水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。</p> <p>推定可能範囲の目安：各注水流量の計測範囲</p> <div data-bbox="533 421 1286 864" style="border: 1px solid black; height: 198px; width: 472px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 58-8-9 圧力抑制室水位とサブプレッションプール水の体積の関係</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）</p> <p>原子炉水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化量に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>②復水貯蔵タンク水位</p> <p>復水貯蔵タンク水位による推定方法は、復水貯蔵タンクを水源として使用し、かつ、復水貯蔵タンクを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②圧力抑制室水位</p> <p>圧力抑制室水位による推定方法は、サブプレッションチェンバを水源として使用した場合、かつ、サブプレッションチェンバへの外部からの注水量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（原子炉水位）による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差（原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（復水貯蔵タンク水位，圧力抑制室水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差（復水貯蔵タンク水位の誤差：±21m³，圧力抑制室水位の誤差：±0.03m から、圧力抑制室内の水位に換算した場合の誤差は約±33m³）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

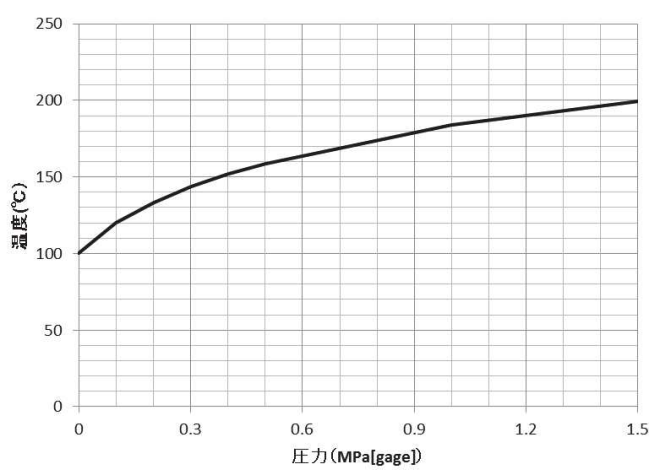
(e) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器への注水量）

項目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉格納容器下部注水流量	0～110m ³ /h	—
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	0～100m ³ /h	—
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—
代替 パラメータ	①原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—
	①ドライウエル水位	0.02m, 0.23m, 0.34m (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	—
	②復水貯蔵タンク水位 (原子炉格納容器下部注水流量の代替)	0～3,200m ³ (O. P. 9586～ 19772mm)	0～3,173m ³ (O. P. 9586～ 19686mm)
	②ドライウエル温度	0～300℃	最大値： 146℃
	②ドライウエル圧力 (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の代替)	0～1MPa [abs]	最大値： 330kPa [gage]
	②圧力抑制室圧力 (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の代替)	0～1MPa [abs]	最大値： 210kPa [gage]
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は，原子炉格納容器への注水設備が機能していることの確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器への注水量の主要パラメータの計測が困難になった場合，以下のとおり代替パラメータにより原子炉格納容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>①原子炉格納容器下部水位，ドライウエル水位 図 58-8-10 を用いて，原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位から注水量を算出する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p> <div style="border: 1px solid black; width: 400px; height: 150px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 58-8-10 原子炉格納容器水位と注水量の関係</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<p>推定方法</p>	<p>②復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から流出量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉格納容器以外への注水量を減算することで原子炉格納容器下部注水流量を推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水状況を原子炉格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p> <p>②ドライウエル温度，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力 原子炉格納容器代替スプレイ系としての系統構成が確立された状態で、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）が動作している場合又は代替循環冷却系による原子炉格納容器への注水時にはスプレイ機能が確保されていると考えられる。その上でドライウエル温度，ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることで、原子炉格納容器代替スプレイ機能又は代替循環冷却系による原子炉格納容器への注水機能が確保されていることを推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①原子炉格納容器下部水位，ドライウエル水位 原子炉格納容器下部へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、原子炉格納容器下部への注水の目的は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却であり、原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位より、初期水張り時及び原子炉圧力容器破損後における原子炉格納容器下部への注水状況を把握できる。</p> <p>また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるスプレイ実施時においては、原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位によるスプレイ水の蓄水状況により原子炉格納容器代替スプレイ系による注水状況を把握できる。</p> <p>②復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位による推定方法は、復水貯蔵タンクを水源として使用し、かつ、復水貯蔵タンクを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②ドライウエル温度，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系としての系統構成が確立された状態で、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）が動作している場合又は代替循環冷却系による原子炉格納容器への注水時にはドライウエル温度，ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向であることを確認することで、原子炉格納容器への注水機能が確保されていると判断できるため、原子炉格納容器への注水の確保を把握する上で適用できる。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり、代替パラメータ（原子炉格納容器下部水位，ドライウエル水位）による推定では、注水先の水位から注水量の傾向が把握でき、計器誤差（原子炉格納容器下部水位の誤差：0～±100mm，ドライウエル水位の誤差：0～±100mm）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（復水貯蔵タンク水位）による推定は、水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（復水貯蔵タンク水位の誤差：±21m³）</p> <p>代替パラメータ（ドライウエル温度，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力）による推定は、流量の確保の把握のみであり、計器誤差（ドライウエル温度の誤差：±2.7℃，ドライウエル圧力の誤差の誤差：±0.006MPa，圧力抑制室圧力の誤差：±0.006MPa）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の温度）

項目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	ドライウエル温度	0～300℃	最大値： 146℃
	圧力抑制室内空気温度	0～300℃	最大値： 97℃
	サブプレッションプール水温度	0～200℃	最大値： 97℃
代替 パラメータ	①ドライウエル圧力 （ドライウエル温度の代替）	0～1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]
	①サブプレッションプール水温度 （圧力抑制室内空気温度の代替）	0～200℃	最大値： 97℃
	①圧力抑制室内空気温度 （サブプレッションプール水温度の代替）	0～300℃	最大値： 97℃
	②圧力抑制室圧力（ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度の代替）	0～1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の温度の主要パラメータであるドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度，サブプレッションプール水温度の計測が困難になった場合，代替パラメータのドライウエル圧力，圧力抑制室内空気温度，サブプレッションプール水温度及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-11 よりドライウエル温度の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：100～185℃</p>  <p>図 58-8-11 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定</p> <p>①圧力抑制室内空気温度，サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度，サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には，以下のとおり代替パラメータにより推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合には，サブプレッションチェンバ内の空気温度と水温が平衡状態であると仮定し，サブプレッションプール水温度により推定する。 		

<p>推定方法</p>	<p>・サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッションチェンバ内の空気温度と水温が平衡状態であると仮定し、圧力抑制室内空気温度により推定する。</p> <p>②圧力抑制室圧力 ①ドライウエル圧力による推定方法と同様。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態時のみに限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>①圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度 原子炉格納容器内の各部の温度を同等の仕様の温度計で計測することにより、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>②圧力抑制室圧力 ドライウエル圧力と同様。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にはならず、非凝縮性ガスの分圧分だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器内の温度は低くなると推測される。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することであり、代替パラメータ（ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力）による推定は、圧力を温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば、ドライウエル圧力：約0.427MPa[gage]（飽和温度：約154℃）に対して、ドライウエル圧力の誤差：±0.006MPa[gage]から温度に換算した場合は154±1℃程度。） 代替パラメータ（圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（圧力抑制室内空気温度の誤差：±3.1℃、サブプレッションプール水温度の誤差：±1.2℃）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>本推定方法は、このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

(g) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の圧力）

*：重要監視パラメータの常用計器

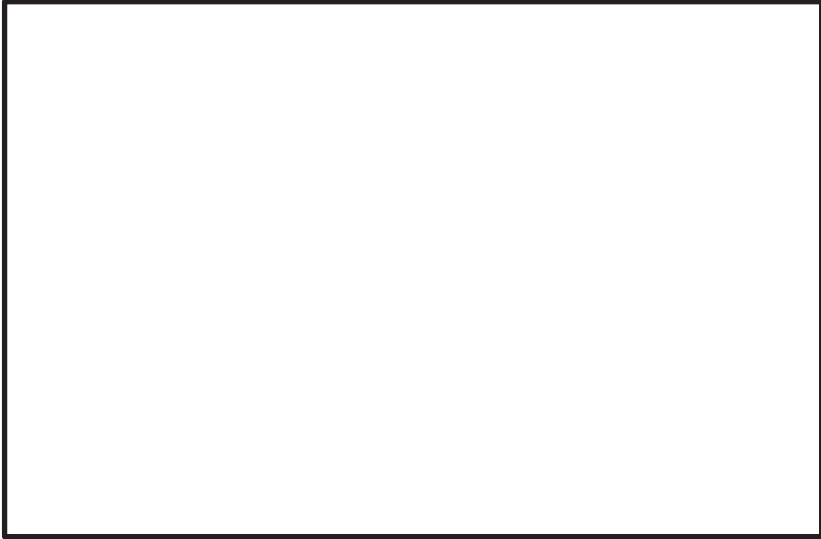
項目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	ドライウエル圧力	0～1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]
	圧力抑制室圧力	0～1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]
代替 パラメータ	①圧力抑制室圧力 （ドライウエル圧力の代替）	0～1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]
	①ドライウエル圧力 （圧力抑制室圧力の代替）	0～1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]
	②ドライウエル温度 （ドライウエル圧力の代替）	0～300℃	最大値： 146℃
	②圧力抑制室内空気温度 （圧力抑制室圧力の代替）	0～300℃	最大値： 97℃
	③ [ドライウエル圧力] * （ドライウエル圧力の代替）	0～600kPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]
	③ [圧力抑制室圧力] * （圧力抑制室圧力の代替）	0～600kPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータであるドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの圧力抑制室圧力、ドライウエル圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力 圧力抑制室水位が真空破壊装置以下においては、ドライウエルとサブプレッションチェンバはベント管内の水位に応じた水頭圧分の圧力差を維持して、同様の圧力挙動を示す。従って、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、圧力抑制室圧力により推定する。（圧力抑制室圧力を推定する場合はドライウエル圧力により推定。）</p> <p>②ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度 原子炉格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-12 よりドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：0～1.55MPa[abs]</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 及び [圧力抑制室圧力] 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより推定する。</p>		

推定の評価	<div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図 58-8-12 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定</p> <p>①ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力</p> <p>原子炉格納容器内のドライウエル側又はサブプレッションチェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>なお，ドライウエルスプレイ時は，圧力抑制室圧力>ドライウエル圧力の関係になるため，真空破壊装置により差圧 6.9kPa 以内で推移する。(代替循環冷却運転時や原子炉格納容器ベント前まではほぼ同じ挙動) また，サブプレッションチェンバ側の除熱 (原子炉格納容器ベントやサブプレッションプール水冷却モード等) を実施する時は，圧力抑制室圧力<ドライウエル圧力の関係になるため，ドライウエル側からベント管を通してサブプレッションチェンバ側へ圧力がかかるため，ドライウエル圧力からサブプレッションチェンバ内の水頭圧分 (水面からダウンカマ下端までの高さ) を除いた値が圧力抑制室圧力と同じ挙動を示す。(例えば，NWL レベル：床面から約 3.55m の時，水頭圧は約 12.5kPa であり，ドライウエル圧力=圧力抑制室圧力+12.5kPa の関係) (例えば，外部水源注水量限界 (真空破壊装置下端-0.4m)：床面から約 5.5m の時，水頭圧は約 31.4kPa であり，ドライウエル圧力=圧力抑制室圧力+31.4kPa の関係)</p> <p>②ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度</p> <p>ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)) において，原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 及び [圧力抑制室圧力]</p> <p>監視可能であれば，常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は，原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり，代替パラメータ (ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力) による推定は，同一物理量からの推定であり，真空破壊装置，ベント管を介してそれぞれ均圧されることから，原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差 (ドライウエル圧力の誤差：±0.006MPa，圧力抑制室圧力の誤差：±0.006MPa) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p>
-------	--

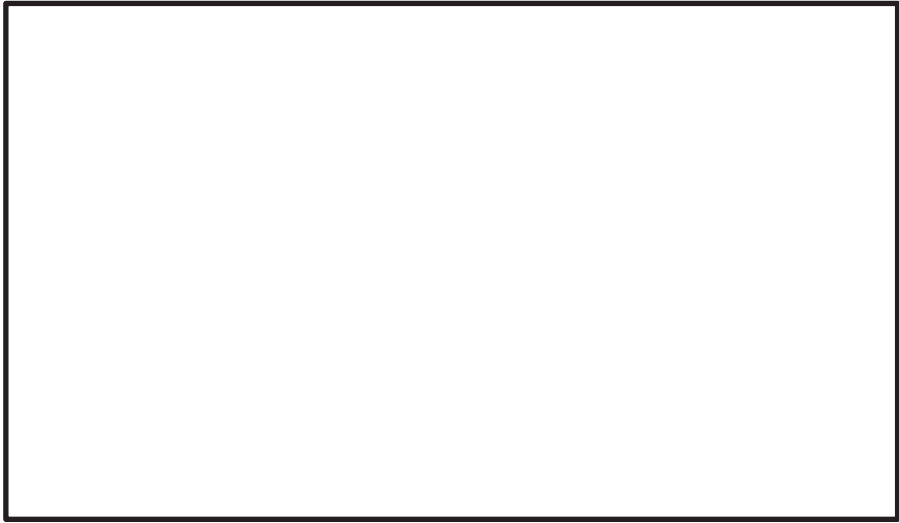
<p>推定の評価</p>	<p>代替パラメータ（ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度）による推定は，圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば，ドライウエル圧力：約0.427MPa[gage]（飽和温度：約154℃）に対してドライウエル温度の誤差：約±2.7℃から圧力に換算した場合は，0.427±0.04MPa[gage]程度）。</p> <p>なお，原子炉格納容器内は，窒素などの非凝縮性ガスが存在することから，原子炉格納容器内は完全には飽和状態にならず，非凝縮性ガスの分圧だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため，本推定手段を用いると推定値より実際の圧力は高くなると推測される。</p> <p>本推定方法は，この様な差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり，原子炉格納容器内の圧力推移の把握，除熱操作判断をする上で適用できる。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位）

項目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	圧力抑制室水位	0～5m (O. P. -3900～ 1100mm)	0.05m (O. P. -3850mm)
	原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—
	ドライウエル水位	0.02m, 0.23m, 0.34m (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	—
代替 パラメータ	①高圧代替注水系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～120m ³ /h	—
	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～150m ³ /h	0～90.8m ³ /h
	①高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～1,500m ³ /h	(高圧側) 0～318m ³ /h (低圧側) 0～1,050m ³ /h
	①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ーライン洗浄流量） (圧力抑制室水位の代替)	0～220m ³ /h	—
	①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） (圧力抑制室水位の代替)	0～220m ³ /h	—
	①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～100m ³ /h	—
	①原子炉格納容器下部注水流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～110m ³ /h	—
	①原子炉格納容器代替スプレー流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～100m ³ /h	—
	①原子炉格納容器下部注水流量 (原子炉格納容器下部水位，ドライウエ ル水位の代替)	0～110m ³ /h	—
	①原子炉格納容器代替スプレー流量 (原子炉格納容器下部水位，ドライウエ ル水位の代替)	0～100m ³ /h	—
	①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 ル水位の代替)	0～200m ³ /h	—
	②復水貯蔵タンク水位 (圧力抑制室水位の代替)	0～3,200m ³ (O. P. 9586～ 19772mm)	0～3,173m ³ (O. P. 9586～ 19686mm)
	計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は，サブプレッションチェンバからのベントを実施する際の圧力抑制室水位の確認及び熔融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部（ペDESTAL部及びドライウエル下部）への注水量の確認である。	

<p>推定方法</p>	<p>原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである圧力抑制室水位，原子炉格納容器下部水位，ドライウェル水位の計測が困難になった場合，代替パラメータにより原子炉格納容器内の水位を推定することができる。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>①外部水源による注水流量（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，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，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），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）</p> <p>圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合には，図 58-8-13 を用いて直前まで判明していた圧力抑制室水位に相当するプール水体積に外部水源を用いた注水量（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，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，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），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）を加算し圧力抑制室水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲の目安：通常水位～5m</p> <div style="text-align: center; margin: 10px 0;">  </div> <p style="text-align: center;">図 58-8-13 圧力抑制室水位とプール水の体積の関係</p> <p>①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，代替循環冷却ポンプ出口流量</p> <p>原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の監視が不可能となった場合には，原子炉格納容器下部注水流量及び原子炉格納容器代替スプレイ流量から注水量を算出し，図 58-8-14 を用いて水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲：0m～約 4.1m</p>
-------------	--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<p>推定方法</p>	<div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">図 58-8-14 原子炉格納容器水位と注水量の関係</p> <p>②復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から圧力抑制室水位を推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水状況を原子炉格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①外部水源による注水量（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，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，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），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） 外部水源による注水流量を用いた推定方法は、注水量による推定であり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>①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，代替循環冷却ポンプ出口流量 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，代替循環冷却ポンプ出口流量による推定方法は、注水量による推定であり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>②復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位による推定方法は、復水貯蔵タンクを水源として使用し、かつ、復水貯蔵タンクを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 上記の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量がすべてサブプレッションチェンバへ移行する場合を想定しており、圧力抑制室水位の計測目的であるサブプレッションチェンバからのベント操作可否判断（通常運転水位+約 2m を把握すること）から考えると保守的な評価となることから問題ない。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サブプレッションチェンバからのベントを実施する際の圧力抑制室水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部への注水量を把握することであり、代替パラメータ（外部水源による注水流量）による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<p>推定の評価</p>	<p>計器誤差（高圧代替注水系ポンプ出口流量の誤差：±1.9m³/h，原子炉隔離時冷却系の誤差：±2.4m³/h，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の誤差：±24m³/h，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）の誤差：±3.6m³/h，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）の誤差：±3.6m³/h，直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差：±1.6m³/h，原子炉格納容器下部注水流量の誤差：±1.8m³/h，原子炉格納容器代替スプレイ流量の誤差：±1.6m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>（サプレッションチェンバ底部から3.55m（通常水位）において，外部水源による注水量の誤差から，1時間運転時の圧力抑制室水位に換算した場合の誤差は約±0.04mである。）</p> <p>代替パラメータによる推定（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，代替循環冷却ポンプ出口流量）による推定は，注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差（原子炉格納容器下部注水流量の誤差：±1.8m³/h，原子炉格納容器代替スプレイ流量の誤差：±1.6m³/h，代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.3m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>（原子炉格納容器下部注水流量の誤差：約1.8m³/hから，原子炉格納容器下部水位に換算した場合の誤差は約7.6cm/hであり，有効性評価における50m³/h，1.8時間で水張りを想定すると誤差：約±0.14m。）</p> <p>代替パラメータ（復水貯蔵タンク水位）による推定は，水源の水位変化量から，注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（復水貯蔵タンク水位の誤差：±21m³）</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---




(i) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水素濃度）

項目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内水素濃度 (D/W)	0～100vol%	0～1.9vol%
	格納容器内水素濃度 (S/C)	0～100vol%	0～1.9vol%
	格納容器内雰囲気水素濃度	0～30vol% 0～100vol%	0～1.9vol%
代替 パラメータ	①格納容器内水素濃度 (S/C) (格納容器内雰囲気水素濃度の代替)	0～100vol%	0～1.9vol%
	①格納容器内水素濃度 (D/W) (格納容器内雰囲気水素濃度の代替)	0～100vol%	0～1.9vol%
	①格納容器内雰囲気水素濃度 (格納容器内水素濃度 (D/W), 格納容器内水素濃度 (S/C) の代替)	0～30vol% 0～100vol%	0～1.9vol%
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度 (S/C) の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内雰囲気水素濃度の計測が困難になった場合、格納容器内水素濃度 (D/W) 又は格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。</p> <p>格納容器内水素濃度 (S/C) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。</p> <p>格納容器内雰囲気水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度 (D/W) 又は格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。</p>		
推定の評価	<p>①格納容器内水素濃度 (D/W), 格納容器内水素濃度 (S/C) 及び格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W), 格納容器内水素濃度 (S/C) 又は格納容器内雰囲気水素濃度による推定は、直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測するものであり、それぞれ異なる計測原理で計測することから、推定方法として妥当である。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（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）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差（格納容器内水素濃度 (D/W) の誤差：±2.0vol%, 格納容器内水素濃度 (S/C) の誤差：±2.0vol%, 格納容器内雰囲気水素濃度の誤差：±0.6vol% (0～30vol%), ±2.0vol% (0～100vol%)) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		

(j) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率）

*有効監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
代替 パラメータ	① [エリア放射線モニタ] *	$10^{-4} \sim 1 \text{mSv/h}$ (ch. 9) $10^{-2} \sim 10^2 \text{mSv/h}$ (ch. 23)	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の計測が困難になった場合、エリア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① [エリア放射線モニタ]</p> <p>原子炉格納容器内の線量が上昇した場合には、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</p> <p>燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器内空間に充満することになる。このとき、原子炉格納容器貫通部の配管内にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を線源として、配管近傍は放射線量率が上昇することが予想される。</p> <p>[評価条件]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内への希ガス放出量は燃料内希ガスの 100%、50%、5% とし、線源は希ガスのみを考慮する。 燃料から放出された希ガスが原子炉格納容器内に均一に充満すると仮定し、原子炉格納容器貫通部の配管内にも原子炉格納容器内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを線源とする。 原子炉格納容器内線量は原子炉格納容器空間容積の等価体積半球内に希ガスが充満するとして評価する。 <p>図 58-8-15 及び図 58-8-16 は、エリア放射線モニタ位置におけるガンマ線放射線量率を示す。これらのガンマ線量率における原子炉格納容器内の放射線量率を図 58-8-17 に示す。</p>		

<p style="text-align: center;">推定方法</p>	
	<p style="text-align: center;">図 58-8-15 エリア放射線モニタ ch. 9 の位置と放射線量率評価値</p> 
	<p style="text-align: center;">図 58-8-16 エリア放射線モニタ ch. 23 の位置と放射線量率評価値</p>  <p style="text-align: center;">図 58-8-17 原子炉格納容器内 (D/W) 放射線量率推定値</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

推定の評価	<p>① [エリア放射線モニタ]</p> <p>推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は、格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)及び格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の他チャンネルにより推定ができるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	--

(k) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（未臨界の維持又は監視）

*有効監視パラメータ

項目	未臨界の維持又は監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	起動領域モニタ	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{nv})$ 中間領域 0~40%, 0~125% $(1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv})$	定格出力の約 8 倍
	平均出力領域モニタ	0~125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{nv})$	定格出力の約 8 倍
	[制御棒位置指示系] *	全挿入~全引抜	—
代替 パラメータ	①平均出力領域モニタ (起動領域モニタ, [制御棒位置指示系] *の代替)	0~125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{nv})$	定格出力の約 8 倍
	①起動領域モニタ (平均出力領域モニタ, [制御棒位置指示系] *の代替)	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{nv})$ 中間領域 0~40%, 0~125% $(1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv})$	定格出力の約 8 倍
	② [制御棒位置指示系] * (起動領域モニタ, 平均出力領域モニタの代替)	全挿入~全引抜	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。		
推定方法	<p>未臨界を監視する主要パラメータである起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタ（平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定）により推定する。</p> <p>制御棒位置指示系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①起動領域モニタ, 平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。</p> <p>② [制御棒位置指示系] 全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p>		

<p>推定の評価</p>	<p>①起動領域モニタ，平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>②〔制御棒位置指示系〕 制御棒は，原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>〔誤差による影響について〕 未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり，代替パラメータ（起動領域モニタ，平均出力領域モニタ）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，計器誤差（起動領域モニタの誤差：中性子源領域±0.14 デカード($7.25 \times 10^{-2} \sim 1.38 \times 10^6$ cps)，中間領域±1.4% (奇数レンジ) ±4.4% (偶数レンジ)，平均出力領域モニタの誤差：±2.5%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（制御棒位置指示系）による推定は，制御棒の位置からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

(1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（最終ヒートシンクの確保）

*有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器

項目	最終ヒートシンクの確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	代替循環冷却系		
	サブプレッションプール水温度	0～200℃	最大値： 97℃
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—
	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）	-0.1～1MPa [gage]	—
	フィルタ装置出口圧力（広帯域）	-0.1～1MPa [gage]	—
	フィルタ装置水位（広帯域）		—
	フィルタ装置水温度	0～200℃	—
	フィルタ装置出口水素濃度	0～30vol% 0～100vol%	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² ～10 ⁶ mSv/h	—
	耐圧強化ベント系		
	ドライウェル温度	0～300℃	最大値： 146℃
	圧力抑制室内空気温度	0～300℃	最大値： 97℃
	ドライウェル圧力	0～1MPa [abs]	最大値： 330kPa [gage]
	圧力抑制室圧力	0～1MPa [abs]	最大値： 210kPa [gage]
	残留熱除去系		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,136m ³ /h
	[残留熱除去系熱交換器入口温度] *	0～300℃	—
	[残留熱除去系熱交換器出口温度] *	0～300℃	—
	代替 パラメータ	代替循環冷却系	
①圧力抑制室内空気温度(圧力抑制室圧力の代替) (サブプレッションプール水温度の代替)		0～300℃	最大値： 97℃
①原子炉水位（広帯域）(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)		-3,800～1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度 ～レベル8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
①原子炉水位（燃料域）(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)		-3,800～1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度 ～レベル8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}
①原子炉格納容器下部水位(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)		0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—
①サブプレッションプール水温度(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (サブプレッションプール水冷却)		0～200℃	最大値： 97℃
①圧力抑制室内空気温度(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (サブプレッションプール水冷却)		0～300℃	最大値： 97℃
①ドライウェル水位(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)		0.02m, 0.23m, 0.34m (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	—

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 パラメータ	②原子炉圧力容器温度(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	0~500℃	最大値： 297℃	
	②ドライウエル温度(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~300℃	最大値： 146℃	
	②ドライウエル圧力(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]	
	②圧力抑制室圧力(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]	
	原子炉格納容器フィルタベント系			
	①ドライウエル圧力(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)の代替)	0~1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]	
	①圧力抑制室圧力(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)の代替)	0~1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]	
	①格納容器内水素濃度(D/W)(フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100%vol	0~1.9%vol	
	①格納容器内水素濃度(S/C)(フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100%vol	0~1.9%vol	
	耐圧強化ベント系			
	①ドライウエル圧力(ドライウエル温度, 圧力抑制室圧力の代替)	0~1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]	
	①ドライウエル温度(ドライウエル圧力の代替)	0~300℃	最大値： 146℃	
	①圧力抑制室内空気温度(圧力抑制室圧力の代替)	0~300℃	最大値： 97℃	
	①サブプレッションプール水温度(圧力抑制室内空気温度の代替)	0~200℃	最大値： 97℃	
	②圧力抑制室圧力(ドライウエル温度, 圧力抑制室内空気温度, ドライウエル圧力の代替)	0~1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]	
	③ [ドライウエル圧力] *	0~600kPa[gage]	最大値： 330kPa[gage]	
	③ [圧力抑制室圧力] *	0~600kPa[gage]	最大値： 210kPa[gage]	
	残留熱除去系			
	①原子炉圧力容器温度([残留熱除去系熱交換器入口温度] *の代替)	0~500℃	最大値： 297℃	
	①サブプレッションプール水温度([残留熱除去系熱交換器入口温度] *の代替)	0~200℃	最大値： 97℃	
	①残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量([残留熱除去系熱交換器出口温度] *の代替)	0~1,500m ³ /h	0~950m ³ /h	
	①原子炉補機冷却水系系統流量([残留熱除去系熱交換器出口温度] *の代替)	0~4,000m ³ /h	0~2,800m ³ /h	
	①残留熱除去系ポンプ出口圧力(残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0~4MPa[gage]	最大値： 3.73MPa[gage]	
	* 1: 計測範囲の零は, 原子炉圧力容器零レベルより 1,313cm 上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。 * 2: 計測範囲の零は, 原子炉圧力容器零レベルより 900cm 上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。			
	計測目的	重大事故等時において, 主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は, 原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。 なお, 最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため, 単一パラメータで確認することは困難であり, 複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。		

推定方法	<p>1. 代替循環冷却系</p> <p>(1) サプレッションプール水温度</p> <p>①圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には、サプレッションチェンバ内の空気温度と水温が平衡状態であると仮定し、圧力抑制室内空気温度により推定する。</p> <p>(2) 代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉压力容器への注水）</p> <p>①原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 原子炉压力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する（詳細は、(d)主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器への注水量）参照）。</p> <p>②原子炉压力容器温度 原子炉压力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉压力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。</p> <p>(3) 代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉格納容器への注水）</p> <p>①原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位 原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。（詳細は、(e)主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器への注水量）参照）。</p> <p>②ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。</p> <p>(4) 代替循環冷却ポンプ出口流量（サプレッションプール水冷却）</p> <p>①サプレッションプール水温度、圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水の冷却時において代替循環ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、サプレッションプール水温度、圧力抑制室内空気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。</p> <p>2. 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>(1) フィルタ装置入口圧力（広帯域）</p> <p>①ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 フィルタ装置入口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。</p> <p>(2) フィルタ装置出口圧力（広帯域）</p> <p>①ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 フィルタ装置出口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。</p> <p>(3) フィルタ装置出口水素濃度</p> <p>①格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C) フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが原子炉格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)により推定する。</p>
------	---

<p>推定方法</p>	<p>3. 耐圧強化ベント系</p> <p>(1) ドライウェル温度, 圧力抑制室内空気温度 「(g)主要パラメータの代替パラメータ(他チャンネルを除く)による推定方法について(原子炉格納容器内の温度)」と同様。</p> <p>(2) ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力 「(f)主要パラメータの代替パラメータ(他チャンネルを除く)による推定方法について(原子炉格納容器内の圧力)」と同様。</p> <p>4. 残留熱除去系</p> <p>(1) [残留熱除去系熱交換器入口温度]</p> <p>①原子炉圧力容器温度, サプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力容器温度, サプレッションプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(2) [残留熱除去系熱交換器出口温度]</p> <p>①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 原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることで残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため, これを利用して最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(3) 残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>①残留熱除去系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は, 残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて, 残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。</p> <div data-bbox="501 1043 1286 1648" style="border: 1px solid black; height: 270px; width: 492px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 58-8-18 残留熱除去系ポンプによる注水特性</p>
<p>推定の評価</p>	<p>1. 代替循環冷却系</p> <p>(1) サプレッションプール水温度</p> <p>①圧力抑制室内空気温度 サプレッションチェンバ内の温度を同等の仕様の温度計で計測することにより, サプレッションプール水温度を推定することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (圧力抑制室内空気温度の誤差: $\pm 3.1^{\circ}\text{C}$)。</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

推定の評価	<p>(2) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉圧力容器への注水)</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位による推定方法は, 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化量に相当する水量の和を利用し炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (原子炉水位 (広帯域) の誤差: $\pm 46\text{mm}$, 原子炉水位 (燃料域) の誤差: $\pm 44\text{mm}$)。</p> <p>②原子炉圧力容器温度 除熱対象である原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (原子炉圧力容器温度の誤差: $\pm 5.3^{\circ}\text{C}$)。</p> <p>(3) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉格納容器への注水)</p> <p>①原子炉格納容器下部水位, ドライウェル水位 原子炉格納容器下部水位, ドライウェル水位による原子炉格納容器下部への蓄水状況を確認することにより, 代替循環冷却系による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することが可能である。(原子炉格納容器下部水位の誤差: $0\sim\pm 100\text{mm}$, ドライウェル水位の誤差: $0\sim\pm 100\text{mm}$)</p> <p>②ドライウェル温度, ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力 ドライウェル温度, ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力の低下傾向を確認することで, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(ドライウェル温度の誤差: $\pm 2.7^{\circ}\text{C}$, ドライウェル圧力の誤差: $\pm 0.006\text{MPa}$, 圧力抑制室圧力の誤差: $\pm 0.006\text{MPa}$)</p> <p>(4) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (サブプレッションプール水冷却)</p> <p>①サブプレッションプール水温度, 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度, 圧力抑制室内空気温度の低下傾向を確認することで, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(サブプレッションプール水温度の誤差: $\pm 1.2^{\circ}\text{C}$, 圧力抑制室内空気温度の誤差: $\pm 3.1^{\circ}\text{C}$)</p> <p>2. 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>(1) フィルタ装置入口圧力 (広帯域)</p> <p>①ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力 ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器ベントの実施を確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(ドライウェル圧力の誤差: $\pm 0.006\text{MPa}$, 圧力抑制室圧力の誤差: $\pm 0.006\text{MPa}$)</p> <p>(2) フィルタ装置出口圧力 (広帯域)</p> <p>①ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力 ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器ベントの実施を確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(ドライウェル圧力の誤差: $\pm 0.006\text{MPa}$, 圧力抑制室圧力の誤差: $\pm 0.006\text{MPa}$)</p> <p>(3) フィルタ装置出口水素濃度</p> <p>①格納容器内水素濃度 (D/W), 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内水素濃度 (D/W), 格納容器内水素濃度 (S/C) による推定は, それぞれ異なる計測原理で計測することから推定方法として妥当である。(格納容器内水素濃度 (D/W) の誤差: $\pm 2.0\text{vol}\%$, 格納容器内水素濃度 (S/C) の誤差: $\pm 2.0\text{vol}\%$)</p>
-------	--

<p>推定の評価</p>	<p>3. 耐圧強化ベント系</p> <p>(1) ドライウェル温度, 圧力抑制室内空気温度 「(g)主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器内の温度)」と同様。</p> <p>(2) ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力 「(f)主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器内の圧力)」と同様。</p> <p>4. 残留熱除去系による冷却</p> <p>(1) [残留熱除去系熱交換器入口温度]</p> <p>①原子炉圧力容器温度, サプレッションプール水温度 除熱対象である原子炉圧力容器温度, サプレッションプール水温度の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉圧力容器温度の誤差: $\pm 5.3^{\circ}\text{C}$, サプレッションプール水温度の誤差: $\pm 1.2^{\circ}\text{C}$)</p> <p>(2) [残留熱除去系熱交換器出口温度]</p> <p>①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 原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることで残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉補機冷却水系系統流量の誤差: $\pm 6\text{m}^3/\text{h}$, 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の誤差: $\pm 24\text{m}^3/\text{h}$)</p> <p>(3) 残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>①残留熱除去系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力による推定方法は, 残留熱除去系ポンプの注水特性から残留熱除去系ポンプ出口流量を推定し, 原子炉圧力容器温度, サプレッションプール水温度の低下傾向を併せて確認することで除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(図 58-8-18「残留熱除去系ポンプによる注水特性」より, 例えば, 流量 $1,100\text{m}^3/\text{h}$ に対して, 残留熱除去系ポンプ出口圧力の誤差: $\pm 0.02\text{MPa}$ から流量に換算した場合は $1,100 \pm 30\text{m}^3/\text{h}$ 程度である。)</p> <p>最終ヒートシンクの確保を監視する目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり, 代替パラメータによる推定は, 除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき, 計器誤差を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（格納容器バイパスの監視）

*有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器

項目	格納容器バイパスの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉圧力容器内の状態		
	原子炉水位（広帯域）	-3,800～1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
	原子炉水位（燃料域）	-3,800～1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}
	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値： 約8.11MPa[gage]
	原子炉格納容器内の状態		
	ドライウエル温度	0～300℃	最大値： 146℃
	ドライウエル圧力	0～1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]
	原子炉建屋内の状態		
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0～12MPa[gage]	最大値： 10.8MPa[gage]
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0～5MPa[gage]	最大値： 4.41MPa[gage]
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	0～4MPa[gage]	最大値： 3.73MPa[gage]
	代替 パラメータ	原子炉圧力容器内の状態	
①原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力の代替)		0～500℃	最大値： 297℃
①原子炉水位（広帯域） (原子炉圧力の代替)		-3,800～1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
①原子炉水位（燃料域） (原子炉圧力の代替)		-3,800～1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}
原子炉格納容器内の状態			
①圧力抑制室圧力 (ドライウエル圧力の代替)		0～1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]
①ドライウエル圧力 (ドライウエル温度の代替)		0～1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]
②ドライウエル温度 (ドライウエル圧力の代替)		0～300℃	最大値： 146℃
③ [ドライウエル圧力] *		0～600kPa[gage]	最大値： 330kPa[gage]
原子炉建屋内の状態			
①原子炉圧力		0～10MPa[gage]	最大値： 約8.11MPa[gage]
② [エリア放射線モニタ] *		10 ⁻⁴ ～1mSv/h	—

*1：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。

*2：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。

計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。 なお、格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。</p>
推定方法	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉圧力容器温度、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 飽和温度／圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>推定可能範囲：全範囲</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウェル圧力 ドライウェル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-11 よりドライウェル温度の推定を行う。 推定可能範囲：100～185℃</p> <p>①圧力抑制室圧力 ドライウェルとサブプレッションチェンバは、真空破壊装置、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウェル圧力の計測が困難な場合、圧力抑制室圧力により推定する。</p> <p>②ドライウェル温度 原子炉格納容器が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-12 よりドライウェル圧力の推定を行う 推定可能範囲：0～1.55MPa[abs]</p> <p>③ [ドライウェル圧力] 常用計器でドライウェル圧力を計測することにより推定する。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断することを想定していることから、原子炉圧力により推定する。</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>
推定の評価	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉圧力容器温度、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より飽和温度／圧力の関係を利用して推定することで原子炉圧力の傾向を把握でき、計器誤差（原子炉圧力容器温度の誤差：±5.3℃）を考慮した上で対応することにより重大事故等の対策を実施することが可能である。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウェル圧力 ドライウェル圧力による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能である。（ドライウェル圧力の誤差：±0.006MPa）</p> <p>①圧力抑制室圧力 原子炉格納容器内の圧力抑制室側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である。（圧力抑制室圧力の誤差：±0.006MPa）</p>

<p>推定の評価</p>	<p>②ドライウエル温度 ドライウエル温度による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能である。（例えば、ドライウエル圧力：約0.427MPa[gage]（飽和温度：約154℃）に対してドライウエル温度の誤差：約±2.7℃から圧力に換算した場合は、0.427±0.04MPa[gage]程度）。</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 監視可能であれば常用計器でドライウエル圧力を計測することができる。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力 格納容器バイパスが発生した場合（発生場所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で適用可能である。（原子炉圧力の誤差：±0.07MPa）</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定することができ、適用可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

(n) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（水源の確保）

項目	水源の確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	復水貯蔵タンク水位	0～3, 200m ³ (O. P. 9586～ 19772mm)	0～3, 173m ³ (O. P. 9586～ 19686mm)
	圧力抑制室水位	0～5m (O. P. -3900～ 1100mm)	0. 05m (O. P. -3850mm)
代替 パラメータ	① 高压代替注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～120m ³ /h	—
	① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～150m ³ /h	0～90. 8m ³ /h
	① 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) (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～220m ³ /h	—
	① 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) (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～220m ³ /h	—
	① 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～100m ³ /h	—
	① 原子炉格納容器下部注水流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～110m ³ /h	—
	① 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～1, 500m ³ /h	(高压側) 0～318m ³ /h (低压側) 0～1, 050m ³ /h
	① 代替循環冷却ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～200m ³ /h	—
	① 低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～1, 500m ³ /h	0～1, 050m ³ /h
	① 残留熱除去系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～1, 500m ³ /h	0～1, 136m ³ /h
	② 高压代替注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～15MPa[gage]	—
	② 原子炉隔離冷却系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～15MPa[gage]	最大値： 11. 8MPa[gage]
	② 高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～12MPa[gage]	最大値： 10. 8MPa[gage]
	② 復水移送ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～1. 5MPa[gage]	—
	② 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～1. 5MPa[gage]	—
	② 代替循環冷却ポンプ出口圧力	0～4MPa[gage]	—
	② 低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0～5MPa[gage]	最大値： 4. 41MPa[gage]
	② 残留熱除去系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0～4MPa[gage]	最大値： 3. 73MPa[gage]
	③ 原子炉水位（広帯域） (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3, 800～ 1, 500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-7, 832～1, 470mm) ^{*1}
	③ 原子炉水位（燃料域） (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3, 800～ 1, 300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-3, 702～5, 600mm) ^{*2}

	<p>* 1：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより 1,313cm 上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。</p> <p>* 2：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより 900cm 上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。</p>
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。</p>
推定方法	<p>復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプの注水量, 出口圧力あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵タンク水位又は圧力抑制室水位を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵タンク淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>推定可能範囲：0～3,200m³</p> <p>①サプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 サプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプの流量から低圧炉心スプレイ形ポンプ及び残留熱除去形ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。</p> <p>②復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力 復水貯蔵タンクを水源とする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、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力、復水移送ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力から高圧代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、復水移送ポンプ、直流駆動低圧注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。</p> <p>②サプレッションチェンバを水源とするポンプ出口圧力 サプレッションチェンバを水源とする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及び残留熱除去系ポンプ出口圧力から代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。</p> <p>③原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p>
推定の評価	<p>①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していた復水貯蔵タンクの水位を用いて推定するため、プラントの状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>①サプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源である圧力抑制室水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である圧力抑制室水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p>

推定の評価	<p>②復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵タンク水位の確保を確認することであり、高圧代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、復水移送ポンプ、直流駆動低圧注水ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②サブプレッションチェンバを水源とするポンプ出口圧力 本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源であるサブプレッションチェンバのプール水位の確保を確認することであり、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッションチェンバのプール水が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>③原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵タンクの水位の確保を確認することであり、注水先の原子炉水位の水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>〔誤差による影響について〕 水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量及び出口圧力、サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量及び出口圧力）による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（高圧代替注水系ポンプ出口流量の誤差：$\pm 1.9\text{m}^3/\text{h}$、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の誤差：$\pm 2.4\text{m}^3/\text{h}$、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）の誤差：$\pm 3.6\text{m}^3/\text{h}$、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流量）の誤差：$\pm 3.6\text{m}^3/\text{h}$、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差：$\pm 1.6\text{m}^3/\text{h}$、原子炉格納容器下部注水流量の誤差：$\pm 1.8\text{m}^3/\text{h}$、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の誤差：$\pm 24\text{m}^3/\text{h}$、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差：$\pm 3.3\text{m}^3/\text{h}$、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の誤差：$\pm 24\text{m}^3/\text{h}$、残留熱除去系ポンプ出口流量の誤差：$\pm 24\text{m}^3/\text{h}$、高圧代替注水系ポンプ出口圧力の誤差：$\pm 0.1\text{MPa}$、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の誤差：$\pm 0.1\text{MPa}$、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の誤差：$\pm 0.08\text{MPa}$、復水移送ポンプ出口圧力の誤差：$\pm 0.01\text{MPa}$、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力の誤差：$\pm 0.01\text{MPa}$、代替循環冷却ポンプ出口圧力の誤差：$\pm 0.02\text{MPa}$、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の誤差：$\pm 0.03\text{MPa}$、残留熱除去系ポンプ出口圧力の誤差：$\pm 0.02\text{MPa}$、原子炉水位（広帯域）の誤差：$\pm 46\text{mm}$、原子炉水位（燃料域）の誤差：$\pm 44\text{mm}$）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	--

(o) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉建屋内の水素濃度）

項目	原子炉建屋内水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建屋内水素濃度	0～10vol%	—
代替パラメータ	①静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0～500℃	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置動作監視装置により推定する。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①静的触媒式水素再結合装置動作監視装置</p> <p>原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（静的触媒式水素再結合装置入口/出口の差温度から水素濃度を推定）により推定する。</p> <p>推定可能範囲：0～約 4vol%</p> <div style="text-align: center;"> </div> <p>Fig. 13. PAR gas ΔT as a function of hydrogen concentration.</p>		
推定の評価	<p>①静的触媒式水素再結合装置動作監視装置</p> <p>原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合装置で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。これを計測することにより静的触媒式水素再結合装置に入る水素濃度が推定することができることから、原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ（静的触媒式水素再結合装置動作監視装置）による静的触媒式水素再結合装置の動作有無並びに入口及び出口の差温度の状況から水素漏えいの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度計の誤差：約±5.5℃から差温度として最大 11.0℃程度の誤差。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		

(p) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の酸素濃度）

項目	原子炉格納容器内の酸素濃度																				
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																		
主要パラメータ	格納容器内雰囲気酸素濃度	0～30vol%	約 4.3vol%																		
代替パラメータ	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満																		
	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満																		
	①ドライウエル圧力	0～1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]																		
	①圧力抑制室圧力	0～1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]																		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。																				
推定方法	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器内雰囲気酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、評価結果（解析結果）により格納容器内雰囲気酸素濃度を推定する。</p> <p>また、事故後の原子炉格納容器内の圧力を監視することで、原子炉格納容器内への空気流入有無を把握し、水素ガスが燃焼を生じる可能性を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①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)</p> <p>格納容器内雰囲気酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的な G 値（沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.4$，$G(\text{O}_2)=0.2$，非沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.25$，$G(\text{O}_2)=0.125$) を入力とした評価結果（解析結果）により推定する。</p> <p>推定可能範囲：0～約 5vol%</p>																				
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>初期酸素濃度</th> <th>4.3vol%到達時間</th> <th>5.0vol%到達時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2.5%</td> <td>約62.1(h)</td> <td>約101.2(h)</td> </tr> <tr> <td>2.0%</td> <td>約82.0(h)</td> <td>約124.1(h)</td> </tr> <tr> <td>1.5%</td> <td>約102.9(h)</td> <td>約148.4(h)</td> </tr> <tr> <td>1.0%</td> <td>約125.4(h)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>0.5%</td> <td>約149.1(h)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>※小数点以下2桁目を四捨五入</p>			初期酸素濃度	4.3vol%到達時間	5.0vol%到達時間	2.5%	約62.1(h)	約101.2(h)	2.0%	約82.0(h)	約124.1(h)	1.5%	約102.9(h)	約148.4(h)	1.0%	約125.4(h)	-	0.5%	約149.1(h)	-
初期酸素濃度	4.3vol%到達時間	5.0vol%到達時間																			
2.5%	約62.1(h)	約101.2(h)																			
2.0%	約82.0(h)	約124.1(h)																			
1.5%	約102.9(h)	約148.4(h)																			
1.0%	約125.4(h)	-																			
0.5%	約149.1(h)	-																			
	<p>図 58-8-20 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度（ドライウエル） （原子炉格納容器内への窒素供給なし）</p>																				

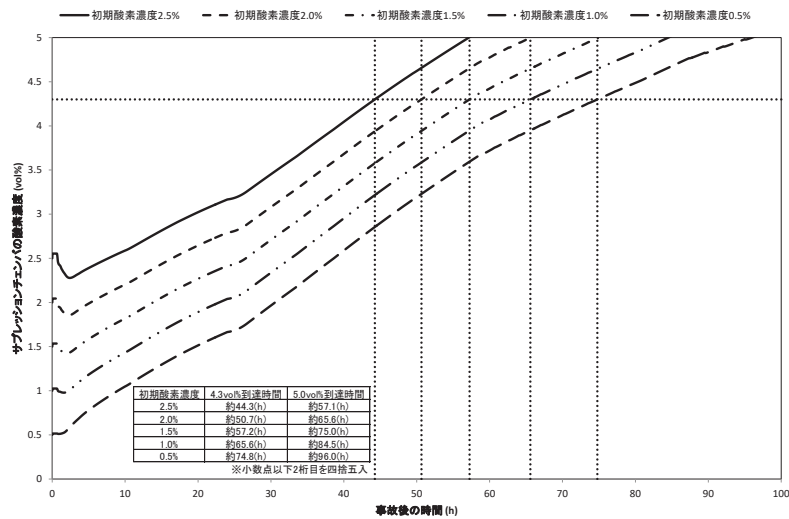


図 58-8-21 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度（サブプレッションチェンバ）
（原子炉格納容器内への窒素供給なし）

推定方法

①ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力

原子炉格納容器内の酸素を把握する目的としては，事故後の原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により，原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。

なお，非常時操作手順において，原子炉格納容器内の圧力を変化させる原子炉格納容器スプレイ実施時には，原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止を目的として，ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力が 13.7kPa[gage]以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。

格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の変化を図 58-8-22 に示す。有効性評価の結果では，格納容器圧力が正圧に保たれる結果となっており，原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

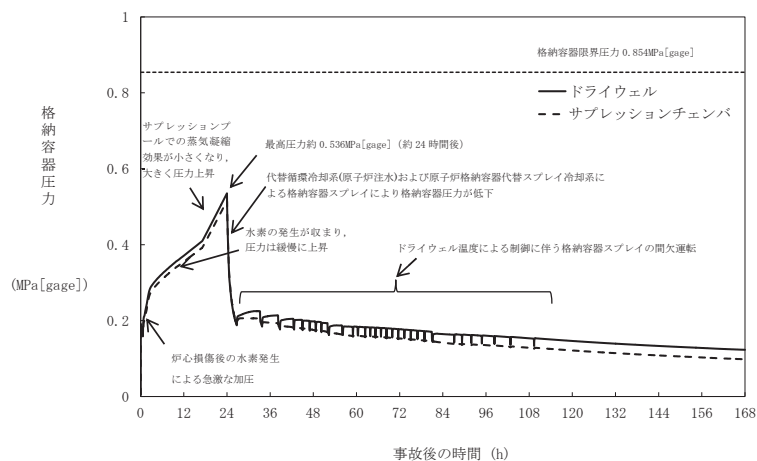


図 58-8-22 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の推移

<p>推定の評価</p>	<p>①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)</p> <p>炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) では, 実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが, 原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには, 妥当な推定手段である。</p> <p>①ドライウエル圧力, 圧力抑制室圧力</p> <p>格納容器内圧力を確認し, 事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは, 炉心損傷判断後の初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから, 原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには, 妥当な推定手段である。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は, 原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり, 代替パラメータ (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), ドライウエル圧力, 圧力抑制室圧力) による原子炉格納容器内の酸素濃度の傾向及び原子炉格納容器への空気流入の有無の傾向を把握でき, 計器誤差 (格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の誤差: ± 0.29 デカード ($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5 \text{Sv/h}$), 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の誤差: ± 0.29 デカード ($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5 \text{Sv/h}$), ドライウエル圧力の誤差: $\pm 0.006 \text{MPa}$, 圧力抑制室圧力の誤差: $\pm 0.006 \text{MPa}$) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(q) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（使用済燃料プールの監視）

項目	使用済燃料プールの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	-4, 240～7, 010mm ^{*1}	—
		0～150℃	—
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）	-4, 300～7, 300mm ^{*1}	O. P. 32895mm
		0～120℃	最大値： 65℃
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 ～10 ⁸ mSv/h 10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	—	
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	
代替 パラメータ	①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），使用済燃料プール監視カメラの代替）	-4, 300～7, 300mm ^{*1}	O. P. 32895mm
		0～120℃	最大値： 65℃
	①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の代替）	-4, 240～7, 010mm ^{*1}	—
		0～150℃	—
	①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の代替）	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h 10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	—
	②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），使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の代替）	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h 10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	—
②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）の代替）	—	—	
*1：計測範囲の零は，使用済燃料貯蔵ラック上端（O. P. 25920mm）のところとする。			
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を把握することである。		
推定方法	<p>使用済燃料プール監視の主要パラメータであ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），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について，下記のとおり推定する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測が困難になった場合，代替パラメータの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により推定する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の計測が困難になった場合，代替パラメータの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），使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の計測が困難になった場合，代替パラメータの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），使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>使用済燃料プール監視カメラによる監視が困難になった場合、代替パラメータの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）により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）</p> <p>①使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。</p> <p>推定可能範囲：有効燃料棒下端近傍～有効燃料棒頂部＋7.3m</p> <p>②代替パラメータの使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-23 より必要な水位が確保されていることを推定するとともに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。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）</p> <p>①使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。</p> <p>推定可能範囲：有効燃料棒下端近傍～有効燃料棒頂部＋約 7m</p> <p>②代替パラメータの使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-23 より必要な水位が確保されていることを推定するとともに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。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）</p> <p>①使用済燃料プール放射線モニタ（高線量，低線量）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-23 より必要な水遮へいが確保されていることを推定する。</p> <p>推定可能範囲：$5.4 \times 10^{-2} \sim 10^7 \text{mSv/h}$</p> <p>②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。</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ</p> <p>①使用済燃料プール監視カメラによる監視が困難になった場合、代替パラメータの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）により使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>推定可能範囲：各計測設備の計測範囲</p>
-------------	--

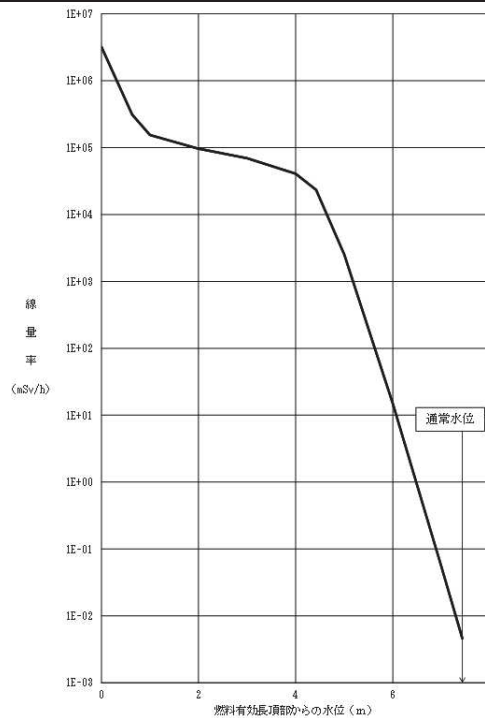


図 58-8-23 水位と放射線量率の関係

推定の評価

使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

①使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）による推定方法は、使用済燃料プール水位及び温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

②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による推定方法は、水位／放射線量の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できるとともに、使用済燃料プールの状態を監視できることから、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

①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（ヒートサーモ式）による推定方法は、使用済燃料プール水位及び温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

②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による推定方法は、水位／放射線量の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できるとともに、使用済燃料プールの監視ができることから、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

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）による推定方法は、水位／放射線量の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

②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による推定方法は、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

<p>推定の評価</p>	<p>使用済燃料プール監視カメラ ①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） 上記パラメータによる推定方法は、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を把握することであり、代替パラメータ（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）による使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を把握でき、計器誤差（使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の誤差：±1.5℃，使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の誤差：±245mm（水位） ±3.4℃（温度），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の誤差：±0.29 デカード(5.2～1.9×10⁸mSv/h)，使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）の誤差：±0.29 デカード(5.2×10⁻³～1.9×10⁵mSv/h)）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について(1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ⁹⁾
原子炉圧力容器温度	熱電対	0~500℃	5	原子炉格納容器内	±5.3℃
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa[gage]	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.07MPa
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa[gage]	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.06MPa
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	弾性圧力検出器	0~10MPa[gage]	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.07MPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器	-3,800~1,500mm ^{*1}	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±46mm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器	-3,800~1,300mm ^{*2}	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±44mm
高圧代替注水系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~120m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±1.9m ³ /h
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~150m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±2.4m ³ /h
高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±24m ³ /h
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ーライン洗浄流量)	差圧式流量検出器	0~220m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±3.6m ³ /h
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)	差圧式流量検出器	0~220m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±3.6m ³ /h
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~100m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	±1.6m ³ /h
代替循環冷却ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~200m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±3.3m ³ /h
低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±24m ³ /h
残留熱除去系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	3	原子炉建屋 (A及びB) 原子炉建屋 (C) (原子炉建屋原子炉棟内)	±24m ³ /h
原子炉格納容器下部注水流量	差圧式流量検出器	0~110m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±1.8m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレー流量	差圧式流量検出器	0~100m ³ /h	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±1.6m ³ /h
ドライウェル温度	熱電対	0~300℃	11	原子炉格納容器内	±2.7℃
圧力抑制室内空気温度	熱電対	0~300℃	4	原子炉格納容器内	±3.1℃
サプレッションプール水温度	測温抵抗体	0~200℃	16	原子炉格納容器内	±1.2℃
ドライウェル圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa[abs]	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.006MPa
圧力抑制室圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa[abs]	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.006MPa
圧力抑制室水位	差圧式水位検出器	0~5m (O.P. -3900~1100mm)	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.03m
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m ^{*3} (O.P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	12	原子炉格納容器内	0~+100mm
ドライウェル水位	電極式水位検出器	0.02m, 0.23m, 0.34m ^{*4} (O.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	6	原子炉格納容器内	0~+100mm
格納容器内水素濃度(D/W)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内	±2.0vol%
格納容器内水素濃度(S/C)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内	±2.0vol%
格納容器内雰囲気水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.6vol%
		0~100vol%	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±2.0vol%
格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.29デカード (5.2×10 ⁻³ ~1.9×10 ⁵ Sv/h)
格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.29デカード (5.2×10 ⁻³ ~1.9×10 ⁵ Sv/h)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について(2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ⁹⁾
起動領域モニタ	核分裂電離箱	中性子源領域 10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1×10 ³ ~1×10 ⁹ nv) 中間領域 0~40%又は 0~125% (1×10 ⁸ ~2×10 ¹³ nv)	8	原子炉格納容器内	中性子源領域 ±0.14デカード (7.25×10 ⁻² ~ 1.38×10 ⁶ cps) 中間領域 ±1.4% (奇数レ ンジ) ±4.4% (偶数 レンジ)
平均出力領域モニタ	核分裂電離箱	0~125% (1.2×10 ¹² ~2.8× 10 ¹⁴ nv)	6 ^{*8}	原子炉格納容器内	±2.5%
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	弾性圧力検出器	-0.1~1MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	±0.008MPa
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	弾性圧力検出器	-0.1~1MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.007MPa
フィルタ装置水位(広帯域)	差圧式水位検出器	[]	3	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±24mm
フィルタ装置水温度	熱電対	0~200℃	3	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±2.2℃
フィルタ装置出口水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.6vol%
		0~100vol%	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±2.0vol%
フィルタ装置出口放射線モニタ	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	±0.29デカード (5.2×10 ⁻³ ~ 1.9×10 ⁵ mSv/h)
原子炉補機冷却水系系統流量	差圧式流量検出器	0~4,000m ³ /h	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	±66m ³ /h
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±24m ³ /h
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~12MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.08MPa
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.03MPa
残留熱除去系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa[gage]	3	原子炉建屋 [] (A及びB) 原子炉建屋 [] (C) (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.02MPa
復水貯蔵タンク水位	差圧式水位検出器	0~3,200m ³ (0. P. 9586~ 19772mm)	1	屋外 (CST連絡トレンチ/バルブ室)	±21m ³
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~15MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.1MPa
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~15MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.1MPa
復水移送ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~1.5MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.01MPa
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	差圧式流量検出器	0~1.5MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	±0.01MPa
代替循環冷却ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	±0.02MPa
原子炉建屋内水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	3	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.25vol%
	熱伝導率式水素検出器	0~10vol%	4	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.5vol%
静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	熱電対	0~500℃	8 ^{*5}	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±5.5℃
格納容器内雰囲気酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.6vol%
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 ^{*6} (0. P. 21680~ 32930mm)	1 ^{*7}	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	—
		0~150℃			±1.5℃

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。

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について(3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ^{*9}
使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)	ガイドパルス式水位検出器	-4,300~7,300mm ^{*6} (O.P. 21620~ 33220mm)	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±245mm
	測温抵抗体	0~120℃	2		±3.4℃
使用済燃料プール上部空間放射 線モニタ (高線量, 低線量)	電離箱	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.29デカード (5.2~ 1.9×10 ⁸ mSv/h)
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	1		±0.29デカード (5.2×10 ⁻³ ~ 1.9×10 ⁵ mSv/h)
使用済燃料プール監視 カメラ	可視光カメラ	— (映像)	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	— (映像)

* 1: 計測範囲の零は, 原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。

* 2: 計測範囲の零は, 原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。

* 3: 計測範囲の零は, 原子炉格納容器下部 (ベDESTAL底部) (O.P.-2500mm) のところとする。

* 4: 計測範囲の零は, ドライウェル床面 (O.P. 1150mm) のところとする。

* 5: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して, 入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。

* 6: 計測範囲の零は, 使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。

* 7: 検出点は21箇所。

* 8: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

* 9: 検出器~SPDS表示装置の誤差 (詳細設計により, 今後変更となる可能性がある。)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

58-9

可搬型計測器について

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理(1/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～500℃	-200～1,372℃*1	5	1	熱電対	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	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	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	-3,800～1,500mm*2	-3,800～1,500mm*2	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位（燃料域）	-3,800～1,300mm*3	-3,800～1,300mm*3	2		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	0～120m ³ /h	0～120m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～150m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	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）	0～220m ³ /h	0～220m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。
	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）	0～220m ³ /h	0～220m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	0～100m ³ /h	0～100m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	0～200m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,500m ³ /h	3		差圧式流量検出器	中央制御室	
	原子炉格納容器下部注水流量	0～110m ³ /h	0～110m ³ /h	1		1	差圧式流量検出器	
原子炉格納容器への注水流量	原子炉格納容器代替スプレイ流量	0～100m ³ /h	0～100m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	0～200m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	0～300℃	-200～400℃*1	11	1	熱電対	中央制御室
原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度	0～300℃	-200～400℃*1	4	1	熱電対	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
	サブプレッションプール水温度	0～200℃	-200～850℃*1	16		測温抵抗体	中央制御室	
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	0～1MPa [abs]	0～1MPa [abs]		1	1	
圧力抑制室圧力	0～1MPa [abs]	0～1MPa [abs]	1	弾性圧力検出器	中央制御室			
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	0～5m (0. P. -3900～1100mm)	0～5m (0. P. -3900～1100mm)	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*4 (0. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*4 (0. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	12	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	ドライウェル水位	0.02m, 0.23m, 0.34m*5 (0. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	0.02m, 0.23m, 0.34m*5 (0. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	6	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理 (2/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	0~100vol%	—	2	—*10	水素吸蔵材料式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度 (S/C)	0~100vol%	—	2	—*10	水素吸蔵材料式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気水素濃度	0~30vol% 0~100vol%	— —	2 2	—*10 —*10	熱伝導率式水素検出器 熱伝導率式水素検出器	— —	可搬型計測器での測定対象外。 可搬型計測器での測定対象外。
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)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	—	2	—*10	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	—	2	—*10	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^5 \text{nv}$)	—	8	—*10	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
		中間領域 0~40%又は 0~125% ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv}$)						
	平均出力領域モニタ	0~125%*6 ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{nv}$)	—	6*11	—*10	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1~1MPa [gage]	-0.1~1MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1~1MPa [gage]	-0.1~1MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置水位 (広帯域)	□	□	3	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置水温度	0~200℃	-200~400℃*1	3	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置出口水素濃度	0~30vol%	—	1	—*10	熱伝導率式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0~100vol%	—	1	—*10	熱伝導率式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	2	—*10	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	原子炉補機冷却水系系統流量	0~4,000m ³ /h	0~4,000m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	2	差圧式流量検出器		中央制御室		
格納容器バイパスの監視	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0~12MPa [gage]	0~12MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0~5MPa [gage]	0~5MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	3		弾性圧力検出器	中央制御室	
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	0~3,200m ³ (0. P. 9586~19772mm)	0~3,200m ³	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	0~15MPa [gage]	0~15MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を選定する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	0~15MPa [gage]	0~15MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	復水移送ポンプ出口圧力	0~1.5MPa [gage]	0~1.5MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	0~1.5MPa [gage]	0~1.5MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	代替循環冷却水ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	原子炉建屋内の水素濃度	0~10vol%	—	7		—*10	触媒式水素検出器	
原子炉建屋内の水素濃度	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	-200~1,000℃*1	8*8	1	熱電対	—	いずれか一つの系統を選定する。
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	0~30vol%	—	2	—*10	熱磁風式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理 (3/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
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)	-4,240~7,010mm*7 (O.P.21680~32930mm)	-4,240~7,010mm*7 (O.P.21680~32930mm)	1*9	1	熱電対	中央制御室	-
		0~150℃	-200~400℃*1					
	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)	-4,300~7,300mm*7 (O.P.21620~33220mm)	-4,300~7,300mm*7 (O.P.21620~33220mm)	1	-	ガイドバルス式 水位検出器	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
		0~120℃	-200~850℃*1	2		測温抵抗体	中央制御室	
	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 ~10 ⁸ mSv/h	-	1	-	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	-	1	-	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	1	-	可視光カメラ	-	可搬型計測器での測定対象外。

配備台数：可搬型計測器を25個（計器故障を考慮した予備1個含む）配備する。なお、待機時における故障及び保守点検用の予備として25個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）

- * 1：測定可能範囲については、可搬型計測器のカタログ値を記載。
- * 2：計測範囲の零は、原子炉压力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。
- * 3：計測範囲の零は、原子炉压力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。
- * 4：計測範囲の零は、格納容器下部（ベデスタル底部）(O.P.-2500mm) のところとする。
- * 5：計測範囲の零は、ドライウエル床面 (O.P.1150mm) のところとする。
- * 6：定格出力時の値に対する比率で示す。
- * 7：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P.25920mm) のところとする。
- * 8：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置
- * 9：検出点は21箇所。
- *10：全交流動力電源喪失時には、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、核計測装置及び使用済燃料プール監視カメラに対して、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）により給電されるため監視可能である。
- *11：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

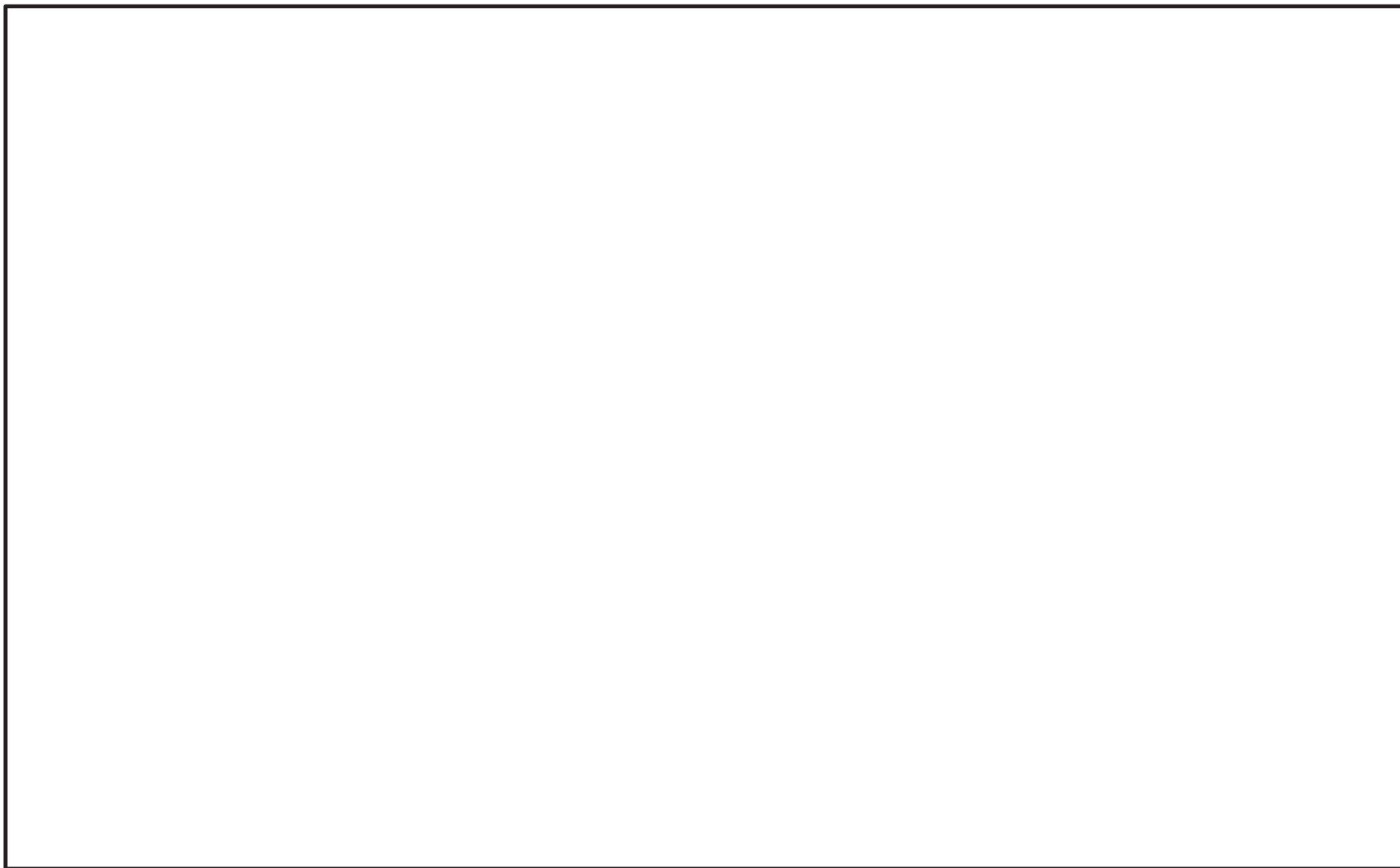


図 58-9-1 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（制御建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

58-10

主要パラメータの耐環境性について

計装設備の耐環境性について

重大事故等対処設備である重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備について、耐環境性を整理した結果は以下のとおりである。

1. 原子炉格納容器内

原子炉格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備については、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量に対して健全性を確認している。

なお、中性子束計測装置については、重大事故等の発生初期の計測機能を求められるものであるため、設計基準対象施設としての設備仕様で要求機能を満足する。

表 58-10-1 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件

	温度	圧力	放射線量
環境条件	200℃（最大）	0.854MPa[gage]（最大）	

表 58-10-2 耐環境試験の評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。
ドライウェル温度	熱電対		同上
圧力抑制室内空気温度	熱電対		同上
サプレッションプール水温度	測温抵抗体		同上
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上
格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	水素吸蔵材料式 水素検出器		同上

*1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋内の原子炉棟外，その他の建屋内及び屋外
重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋内の原子炉棟外，その他建屋内及び屋外については，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備について，それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。

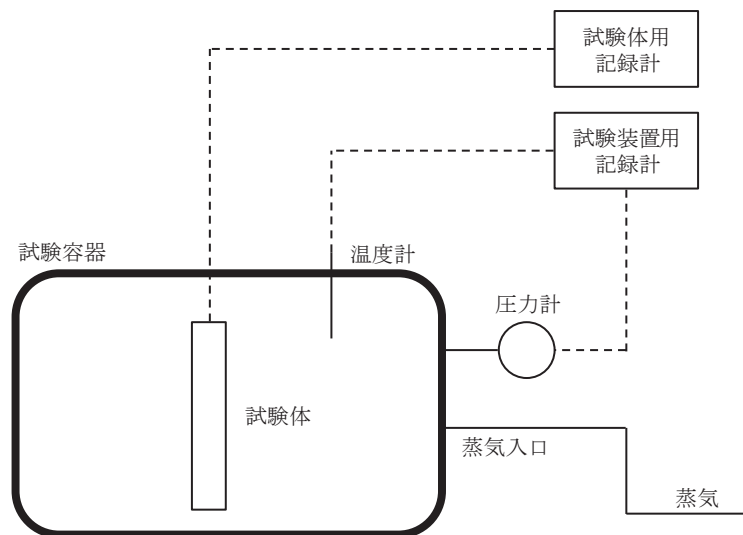
以 上

1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について

重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、原子炉格納容器内に設置している計器であり、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量は、温度が 200℃、圧力が 0.854MPa[gage]並びに放射線量が である。

2. 試験方法

原子炉格納容器内設置計器のうち、重大事故時に監視機能を期待される計器については、重大事故時環境試験を実施している。



試験装置の中に設置した試験体に対して重大事故等時環境（温度、圧力、蒸気）を印加し、監視機能を維持できることを確認。

図 58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境性試験結果

重大事故時環境試験の結果、温度 200℃以上、圧力 0.854MPa[gage]以上、積算線量 [] 無機物で構成している検出器は除く) の重大事故時環境の印加に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が原子炉格納容器内の環境条件の最高値を満足することから、計器の健全性に問題はない。

表 58-10-3 耐環境性試験の評価結果 (原子炉格納容器内設置計器)

パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。
ドライウェル温度	熱電対		同上
圧力抑制室内空気温度	熱電対		同上
サプレッションプール水温度	測温抵抗体		同上
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上
格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	水素吸蔵材料式水素検出器		同上

*1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

58-11

パラメータの抽出について

1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは，その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり，各条文との関連性を明確にしたものを表 58-11-1 に示す。

2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

重大事故等対策の有効性評価において必要なパラメータは，炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり，これらが本条文で適切に抽出されていることを表 58-11-1 に示す。

表 58-11-1 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

主要設備	設置許可基準規則*1															有効性評価*2*3																				
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	2.1	2.2	2.3	2.4	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)				○											○																					
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量				○											○																					
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		○													○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○											
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量			○												○	○																				
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				○											○																					
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						○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																					
サブ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						○									○																					
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力						○									○																					
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力						○									○																					
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						○									○																					
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力						○									○																					
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(ガイドバルブ式)															○																					
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															○																					

*1: 「◎」は各設置許可基準規則で設置要求のある計装設備
 *2: 有効性評価の3.3及び3.5は3.2のシナリオに包絡。
 *3: 有効性評価の3.4は3.1のシナリオに包絡。

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(1/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1	高圧・低圧注水機能喪失	<p>※1 低圧代替注水系(常設)復水移送ポンプ2台より、残留熱除去系(A)を経由し注水</p>	復水移送ポンプ	47条 (ポンプ)
			主蒸気逃がし安全弁	46条 (操作対象弁)
			原子炉格納容器フィルタベント系	48条
			耐圧強化ベント系	48条
			大容量送水ポンプ (タイプ1)	49条 (ポンプ) 56条 (水源移送)
			復水貯蔵タンク (水源)	47条 (水源)
			淡水貯水槽 (No.1) (代替淡水源)	49条 (水源) 56条 (ただし設備ではなく措置)
			淡水貯水槽 (No.2) (代替淡水源)	49条 (水源) 56条 (ただし設備ではなく措置)
			タンクローリ (給油)	57条 (燃料補給)
			ガスタービン発電設備軽油タンク	57条 (燃料源)
			原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
			補給水系配管・弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
			高圧炉心スプレー系配管・弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
			燃料プール補給水系弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
			残留熱除去系配管・弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
			ホース・注水用ヘッド・接続口 (原子炉格納容器代替スプレー冷却流路)	49条 (流路)
			残留熱除去系配管・弁 (原子炉格納容器代替スプレー冷却流路)	49条 (流路)
			スプレー管 (原子炉格納容器代替スプレー冷却流路)	49条 (流路)
			原子炉圧力容器	47条 (注水先)
			原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む)	48条 (排出元) 49条 (注水先)
平均出力領域モニタ	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類			
起動領域モニタ	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類			
原子炉水位 (広帯域), (燃料域)	47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (原子炉状態確認)			
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認)			
高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認)			
高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認)			
残留熱除去系ポンプ出口圧力	58条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認)			

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（2/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1	高圧・低圧注水機能喪失（つづき）		<p>低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力</p> <p>復水移送ポンプ出口圧力</p> <p>原子炉圧力</p> <p>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ーライン洗浄流量）</p> <p>復水貯蔵タンク水位</p> <p>ドライウエル圧力</p> <p>圧力抑制室圧力</p> <p>原子炉格納容器代替スプレー流量</p> <p>圧力抑制室水位</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)</p> <p>フィルタ装置水位（広帯域）</p> <p>フィルタ装置入口圧力（広帯域）</p> <p>フィルタ装置出口圧力（広帯域）</p> <p>フィルタ装置出口放射線モニタ</p>	<p>58条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）</p> <p>58条（復水移送ポンプ起動確認）</p> <p>46条（原子炉の減圧） 58条（原子炉状態確認）</p> <p>47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認）</p> <p>47条（水源） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認）</p> <p>48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49条（格納容器の冷却） 58条（格納容器状態確認）</p> <p>48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49条（格納容器の冷却） 58条（格納容器状態確認）</p> <p>49条（格納容器の冷却） 58条（代替スプレー確認）</p> <p>58条（格納容器状態確認）</p> <p>58条（炉心損傷有無確認）</p> <p>58条（炉心損傷有無確認）</p> <p>48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58条（格納容器状態確認）</p> <p>48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58条（格納容器状態確認）</p> <p>48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58条（格納容器状態確認）</p> <p>48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58条（格納容器状態確認）</p>

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（3/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			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）	49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧炉心スプレー系ポンプ	47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			主蒸気逃がし安全弁	46条（代替自動減圧機能）
			サブプレッションチェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（水源）と分類
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			軽油タンク	DB（解析上使用を仮定するDB設備の燃料源） ただし一部は他シナリオでSA（燃料源）と分類
			原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（低圧注水流路）	47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類
			残留熱除去系配管・弁（原子炉停止時冷却流路）	47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類
			原子炉再循環系配管・ジェットポンプ（原子炉停止時冷却流路）	47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系熱交換器	47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオでSA（流路）と分類
			低圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ・スパージャ（低圧注水流路）	47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（サブプレッションプール水冷却流路）	49条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類
			残留熱除去系熱交換器	49条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオでSA（流路）と分類
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） ただし他シナリオでSA（注水先）と分類
			原子炉格納容器	DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） ただし他シナリオでSA（排出元、注水先）と分類
			原子炉補機冷却水ポンプ	48条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			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（原子炉補機冷却水流路）	48条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類
原子炉補機冷却海水ポンプ	48条設計基準拡張（解析上使用を仮定）			
原子炉補機冷却水系熱交換器	48条設計基準拡張（解析上使用を仮定）			
代替自動減圧機能	46条（回路）			
平均出力領域モニタ	DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類			
起動領域モニタ	DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類			
原子炉炉水位（広帯域）、（燃料域）	58条（原子炉炉状態確認）			

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（4/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失 (つづき)	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去系ポンプ出口圧力	58条設計基準拡張（残留熱除去系ポンプ起動確認）
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	58条設計基準拡張 (低圧炉心スプレイ系ポンプ起動確認)
			原子炉圧力	46条（代替自動減圧機能による減圧） 58条（原子炉状態確認）
			残留熱除去系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			圧力抑制室水位	58条（格納容器状態確認）
			サブプレッションプール水温度	58条（格納容器状態確認）
			原子炉圧力容器温度	58条（原子炉状態確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（5/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗＋HPCS失敗）	<p>※1 電源復旧による機能回復 ※2 低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ1台より、残留熱除去系（A）を經由し注水 ※3 原子炉補機冷却水系喪失に伴う機能喪失</p>	原子炉隔離時冷却系ポンプ 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） 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） 主蒸気逃がし安全弁 高圧窒素ガス供給系（非常用） 復水移送ポンプ 大容量送水ポンプ（タイプ1） 熱交換器ユニット サプレッションチェンバ（水源） 復水貯蔵タンク（水源） 海水（代替水源） 125V蓄電池2A（電源） 125V蓄電池2B（電源） タンクローリ（給油） ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁（高圧注水流路） 主蒸気系配管（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁（高圧注水流路） 補給水系配管（高圧注水流路） 高圧炉心スプレー系配管・弁（高圧注水流路） 原子炉冷却材浄化系配管（高圧注水流路） 復水給水系配管・弁・スパーージャ（高圧注水流路） 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（低圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 57条 47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 46条（操作対象弁） 46条（ガスボンベ） 47条（ポンプ） 48条（ポンプ） 48条（熱交換器） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（水源）と分類 47条（水源） 56条（ただし設備ではなく措置） 57条（直流電源） 57条（直流電源） 57条（燃料補給） 57条（燃料源） 57条（燃料源） DB（SA発生前に使用） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類

1171

58-11-7

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(6/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋HPCS失敗（つづき）	<p>※1 電源喪失及び原子炉種機代替冷却水系により、種機回復 ※2 残留熱除去系の低圧注水モードとサブプレッションプール冷却モードを切り替えて、原子炉水位をレベル3～レベル8の範囲で維持する</p>	補給水系配管・弁（低圧代替注水流路） 高圧炉心スプレイ系配管・弁（低圧代替注水流路） 燃料プール補給水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管・弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（サブプレッションプール冷却流路） 残留熱除去系熱交換器 原子炉炉圧力容器 原子炉格納容器 ホース・除熱用ヘッド・接続口（原子炉種機代替冷却水流路） 原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク（原子炉補機代替冷却水流路） 残留熱除去系熱交換器（原子炉補機代替冷却水流路） 平均出力領域モニター 起動領域モニター 原子炉炉水位（広帯域）、（燃料域） 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位 原子炉炉圧力 復水移送ポンプ出口圧力 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） 残留熱除去系ポンプ出口流量 サブプレッションプール水温度 圧力抑制室水位	47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類 49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）ただし他のシナリオでSA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先）47条（注水先） DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先）ただし他シナリオでSA（排出元、注水先）と分類 48条（流路） 48条（流路） 48条（流路） DB（SA発生前のスクラム機能確認）ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 DB（SA発生前のスクラム機能確認）ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（原子炉状態確認） 58条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47条（水源） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 46条（原子炉の減圧） 58条（原子炉状態確認） 58条（復水移送ポンプ起動確認） 47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認） 58条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器状態確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（7/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失（外部電源喪失 + DG失敗） + 高圧注水失敗	<p>※1 電源喪失による補給回復 ※2 低圧代替注水系(常設)復水移送ポンプ1台により、残留熱除去系(A)を經由注水 ※3 原子炉隔離時冷却水系喪失に伴う機能喪失</p>	<p>高圧代替注水系ポンプ 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） 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） 主蒸気逃がし安全弁 高圧窒素ガス供給系（非常用） 復水移送ポンプ 大容量送水ポンプ（タイプ I） 熱交換器ユニット サプレッションチェンバ（水源） 復水貯蔵タンク（水源） 海水（代替水源） 125V蓄電池2A（電源） 125V蓄電池2B（電源） タンクローリー（給油） ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁（高圧代替注水流路） 主蒸気系配管（高圧代替注水流路） 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁（高圧注水流路） 高圧代替注水系（注水系）配管・弁（高圧代替注水流路） 補給水系配管（高圧代替注水流路） 高圧炉心スプレー系配管・弁（高圧代替注水流路） 燃料プール補給水系弁（高圧代替注水流路） 原子炉冷却材浄化系配管（高圧代替注水流路）</p>	<p>45条（ポンプ） 57条 47条設計標準拡張（解析上使用を仮定） 49条設計標準拡張（解析上使用を仮定） 46条（操作対象弁） 46条（ガスボンベ） 47条（ポンプ） 48条（ポンプ） 48条（熱交換器） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（水源）と分類 45条（水源） 47条（水源） 56条（ただし設備ではなく措置） 57条（直流電源） 57条（直流電源） 57条（燃料補給） 57条（燃料源） 57条（燃料源） DB（SA発生前に使用） 45条（流路） 45条（流路） 45条（流路） 45条（流路） 45条（流路） 45条（流路） 45条（流路） 45条（流路）</p>

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（8/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失（外部電源喪失 + DG失敗） + 高圧注水失敗（つづき）	<p>※1 電源復旧及び原子炉補機代替冷却水系により機能回復 ※2 残留熱除去系の低圧注水モードとサブプレッションプール水冷却モードを切り替えて、原子炉水位をレベル3～レベル4の範囲で維持する</p>	復水給水系配管・弁・スパーージャ（高圧代替注水流路） 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（低圧注水流路） 補給水系配管・弁（低圧代替注水流路） 高圧炉心スプレー系配管・弁（低圧代替注水流路） 燃料プール補給水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管・弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（サブプレッションプール水冷却流路） 残留熱除去系熱交換器 原子炉炉圧力容器 原子炉格納容器 ホース・除熱用ヘッダ・接続口（原子炉補機代替冷却水流路） 原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク（原子炉補機代替冷却水流路） 残留熱除去系熱交換器（原子炉補機代替冷却水流路） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 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 復水貯蔵タンク水位 原子炉炉圧力 復水移送ポンプ出口圧力 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ーライン洗浄流量） 残留熱除去系ポンプ出口流量 サプレッションプール水温度 圧力抑制室水位	45条（流路） 47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類 47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 49条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類 49条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオでSA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） 45条（注水先） 47条（注水先） DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） ただし他シナリオでSA（排出元、注水先）と分類 48条（流路） 48条（流路） 48条（流路） DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 45条（高圧時の原子炉冷却） 47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（原子炉状態確認） 45条（高圧時の原子炉冷却） 58条（高圧代替注水確認） 45条（水源） 47条（水源） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 46条（原子炉の減圧） 58条（原子炉状態確認） 58条（復水移送ポンプ起動確認） 47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認） 58条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器状態確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（10/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋直流電源喪失＋HPCS失敗（または、外部電源喪失＋直流電源喪失）（つづき）	<p>※1 電源復旧による機能回復 ※2 低圧代替注水系(仮設)復水移送ポンプ1台により、残留熱除去系(A)を経由し注水 ※3 原子炉補機冷却水喪失時に併用機転換</p>	直流駆動低圧注水系配管・弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
			補給水系配管・弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
			高圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ（低圧代替注水流路）	47条（流路）
			燃料プール補給水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
			残留熱除去系配管・弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（サブプレッションプール水冷却流路）	49条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類
			残留熱除去系熱交換器	49条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（流路）と分類
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） 45条（注水先） 47条（注水先）
			原子炉格納容器	DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） ただし他シナリオでSA（排出元、注水先）と分類
			ホース・除熱用ヘッダ・接続口（原子炉補機代替冷却水流路）	48条（流路）
			原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク（原子炉補機代替冷却水流路）	48条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（原子炉補機代替冷却水流路）	48条（流路）
			原子炉圧力	46条（原子炉の減圧） 58条（原子炉状態確認）
			原子炉水位（広帯域）,（燃料域）	45条（高圧時の原子炉冷却） 47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（原子炉状態確認）
			高圧代替注水系ポンプ出口流量	45条（高圧時の原子炉冷却） 58条（高圧代替注水確認）
			復水貯蔵タンク水位	45条（水源） 47条（水源） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認）
			直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	58条（直流駆動低圧注水ポンプ起動確認）
			直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認）
			復水移送ポンプ出口圧力	58条（復水移送ポンプ起動確認）
			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）	47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認）
残留熱除去系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）			
サブプレッションプール水温度	58条（格納容器状態確認）			
圧力抑制室水位	58条（格納容器状態確認）			

1176

58-11-12

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(12/36)

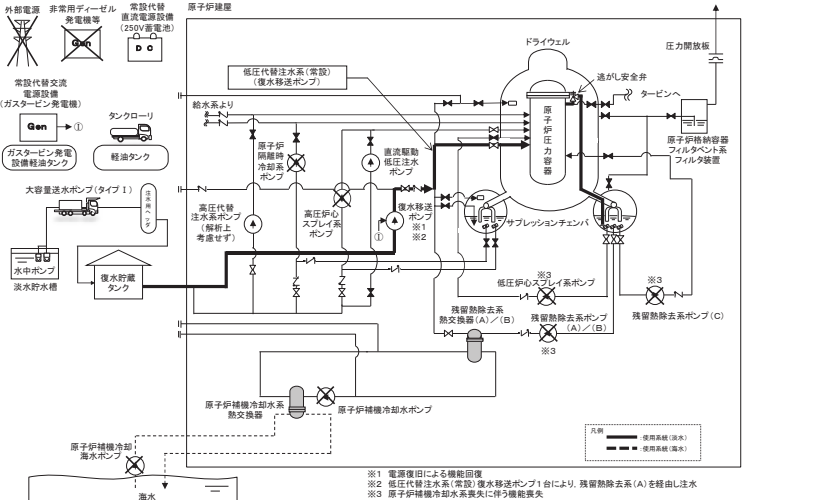
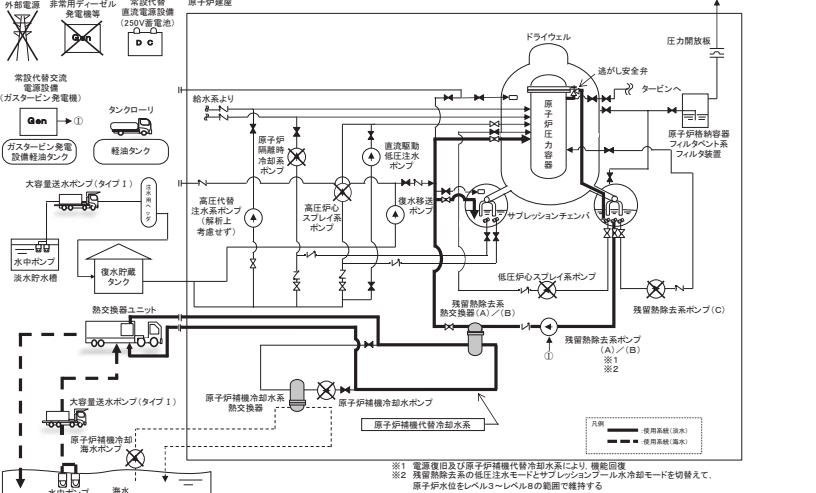
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗(つづき)	 <p>※1 電源復帰による機能回復 ※2 低圧代替注水系(常設)復水移送ポンプ1台より、残留熱除去系(A)を経由し注水 ※3 原子炉補機冷却水系喪失に伴う機能喪失</p>	直流駆動低圧注水系配管・弁(低圧代替注水流路) 補給水系配管・弁(低圧代替注水流路) 高圧炉心スプレー系配管・弁・スパージャ(低圧代替注水流路) 燃料プール補給水系弁(低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管・弁(低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ(サブプレッションプール冷却水冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 ホース・除熱用ヘッダ・接続口(原子炉補機代替冷却水流路) 原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク(原子炉補機代替冷却水流路) 残留熱除去系熱交換器(原子炉補機代替冷却水流路) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位(広帯域),(燃料域) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位 原子炉圧力 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 復水移送ポンプ出口圧力 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ーライン洗浄流量) 残留熱除去系ポンプ出口流量 サプレッションプール水温度 圧力抑制室水位	47条(流路) 47条(流路) 47条(流路) 47条(流路) 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定)ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定)ただし他のシナリオでSA(流路)と分類 DB(解析上使用を仮定するDB設備の注水先)47条(注水先) DB(解析上使用を仮定するDB設備の注水先)ただし他シナリオでSA(排出元,注水先)と分類 48条(流路) 48条(流路) 48条(流路) DB(SA発生前のスクラム機能確認)ただし他シナリオでSA(58条設備)と分類 DB(SA発生前のスクラム機能確認)ただし他シナリオでSA(58条設備)と分類 45条(高圧時の原子炉冷却) 47条(低圧時の原子炉冷却) 58条(原子炉状態確認) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条(水源) 47条(水源) 56条(水の供給設備) 58条(水源確認) 46条(原子炉の減圧) 58条(原子炉状態確認) 58条(直流駆動低圧注水ポンプ起動確認) 47条(低圧時の原子炉冷却) 58条(代替注水確認) 58条(復水移送ポンプ起動確認) 47条(低圧時の原子炉冷却) 58条(代替注水確認) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条(格納容器状態確認) 58条(格納容器状態確認)
		 <p>※1 電源復帰及び原子炉補機代替冷却水系により、機能回復 ※2 残留熱除去系の低圧注水モードとサブプレッションプール水冷却モードを切替えて、原子炉水位をレベル3-レベル8の範囲で維持する</p>		

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（13/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）	<p>※1 電源復旧による機能回復 ※2 低圧代替注水系（実設）復水移送ポンプ1台より、残留熱除去系(A)を経由し注水 ※3 原子炉補機冷却水系統に停止機能喪失</p>	<p>原子炉隔離時冷却系ポンプ 常設代替交流電源設備 主蒸気逃がし安全弁 復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） 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） 大容量送水ポンプ（タイプ1） 熱交換器ユニット サブプレッションチェンバ（水源） 復水貯蔵タンク（水源） 海水（代替水源） 125V蓄電池2A（電源） 125V蓄電池2B（電源） タンクローリ（給油） ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁（高圧注水流路） 主蒸気系配管（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁（高圧注水流路） 補給水系配管（高圧注水流路） 高圧炉心スプレー系配管・弁（高圧注水流路） 原子炉冷却材浄化系配管（高圧注水流路） 復水給水系配管・弁・スパーージャ（高圧注水流路） 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（低圧注水流路） 補給水系配管・弁（低圧代替注水流路）</p>	<p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 57条 46条（操作対象弁） 47条（ポンプ） 47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 48条（ポンプ） 48条（熱交換器） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（水源）と分類 47条（水源） 56条（ただし設備ではなく措置） 57条（直流電源） 57条（直流電源） 57条（燃料補給） 57条（燃料源） 57条（燃料源） DB（SA発生前に使用） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47条（流路）</p>

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（14/36）

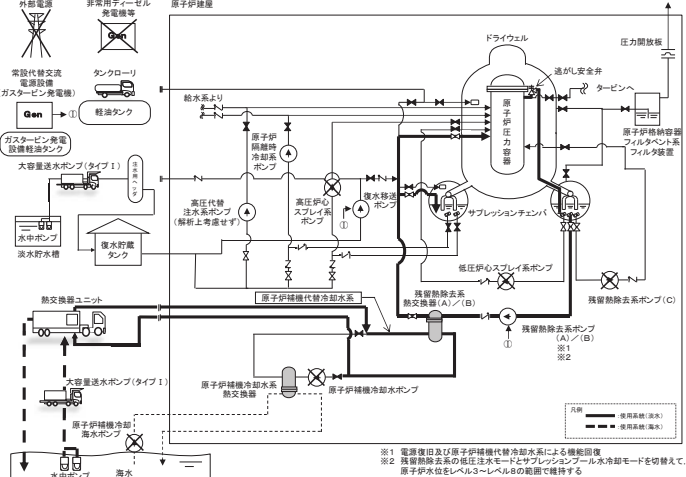
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失） （つづき）	 <p>※1 電源喪失及び原子炉補機代替冷却水系による機能回復 ※2 残留熱除去系の低圧注水モードとサブプレッションプール水冷却モードを切替えて、原子炉水位をレベルB～レベルBの範囲で維持する</p>	高圧炉心スプレィ系配管・弁（低圧代替注水流路） 燃料プール補給水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管・弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（サブプレッションプール冷却水冷却流路） 残留熱除去系熱交換器 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 ホース・除熱用ヘッダ・接続口（原子炉補機代替冷却水流路） 原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク（原子炉補機代替冷却水流路） 残留熱除去系熱交換器（原子炉補機代替冷却水流路） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位（広帯域），（燃料域） 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位 原子炉圧力 復水移送ポンプ出口圧力 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ィライン洗浄流量） 残留熱除去系ポンプ出口流量 サブプレッションプール水温度 圧力抑制室水位	47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 49条設計標準拡張（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（流路）と分類 49条設計標準拡張（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） 47条（注水先） DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） ただし他シナリオでSA（排出元，注水先）と分類 48条（流路） 48条（流路） 48条（流路） DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（原子炉状態確認） 58条設計標準拡張（解析上使用を仮定） 47条（水源） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 46条（原子炉の減圧） 58条（原子炉状態確認） 58条（復水移送ポンプ起動確認） 47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認） 58条設計標準拡張（解析上使用を仮定） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器状態確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（15/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系故障）		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			主蒸気逃がし安全弁	46条（操作対象弁）
			高圧炉心スプレィ系ポンプ	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉格納容器フィルタベント系	48条
			耐圧強化ベント系	48条
			復水貯蔵タンク（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（水源）と分類
			淡水貯水槽（No.1）（代替淡水源）	49条（水源） 56条（ただし設備ではなく措置）
			淡水貯水槽（No.2）（代替淡水源）	49条（水源） 56条（ただし設備ではなく措置）
			大容量送水ポンプ（タイプ1）	49条（ポンプ） 56条（水源移送）
			タンクローリ（給油）	57条（燃料補給）
			ガスタービン発電設備軽油タンク	57条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			主蒸気系配管（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			補給水系配管（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレィ系配管・弁（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉冷却材浄化系配管（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			復水給水系配管・弁・スパージャ（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレィ系配管・弁・ストレナ・スパージャ（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ホース・注水用ヘッダ・接続口（原子炉格納容器代替スプレィ冷却流路）	49条（流路）
			残留熱除去系配管・弁（原子炉格納容器代替スプレィ冷却流路）	49条（流路）
			スプレィ管（原子炉格納容器代替スプレィ冷却流路）	49条（流路）
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） ただし他シナリオでSA（注水先）と分類

1181

58-11-17

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（16/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系故障） （つづき）		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器（真空破壊装置含む） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位（広帯域）、（燃料域） 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位 残留熱除去系ポンプ出口圧力 サブプレッションプール水温度 原子炉圧力 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 原子炉格納容器代替スプレー流量 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) フィルタ装置水位（広帯域） 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） フィルタ装置出口放射線モニタ 	<ul style="list-style-type: none"> 48条（排出元） 49条（注水先） DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 58条（原子炉状態確認） 58条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認、格納容器状態確認） 58条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認） 58条（格納容器状態確認） 46条（原子炉の減圧） 58条（原子炉状態確認） 48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49条（格納容器の冷却） 58条（格納容器状態確認） 48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49条（格納容器の冷却） 58条（格納容器状態確認） 49条（格納容器の冷却） 58条（代替スプレー確認） 58条（炉心損傷の有無確認） 58条（炉心損傷の有無確認） 48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58条（格納容器状態確認） 48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58条（格納容器状態確認） 48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58条（格納容器状態確認） 48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58条（格納容器状態確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（17/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.5	原子炉停止機能喪失		<p>主蒸気逃がし安全弁</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <p>高圧炉心スプレー系ポンプ</p> <p>残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） ※ポンプの自動起動のみ（注水はしない）</p> <p>低圧炉心スプレー系ポンプ ※ポンプの自動起動のみ（注水はしない）</p> <p>自動減圧系作動阻止機能</p> <p>ほう酸水注入系ポンプ</p> <p>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）</p> <p>代替原子炉再循環ボンプトリップ機能</p> <p>電動機駆動原子炉給水ポンプ</p> <p>サブプレッションチェンバ（水源）</p> <p>復水貯蔵タンク（水源）</p> <p>主復水器（水源）</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）</p> <p>外部電源（電源）</p> <p>原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁（高圧注水流路）</p> <p>主蒸気系配管（高圧注水流路）</p> <p>原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁（高圧注水流路）</p> <p>補給水系配管（高圧注水流路）</p> <p>高圧炉心スプレー系配管・弁（高圧注水流路）</p> <p>原子炉冷却材浄化系配管（高圧注水流路）</p> <p>復水給水系配管・弁・スパーージャ（高圧注水流路）</p> <p>高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ（高圧注水流路）</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンク</p> <p>ほう酸水注入系配管・弁</p> <p>残留熱除去系配管・弁（サブプレッションプール水冷却路）</p> <p>残留熱除去系熱交換器</p> <p>原子炉圧力容器</p>	<p>DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（操作対象弁）と分類</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>44条</p> <p>44条（ポンプ）</p> <p>49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>44条</p> <p>DB（解析上使用を仮定）</p> <p>DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（水源）と分類</p> <p>DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（水源）と分類</p> <p>DB（解析上使用を仮定）</p> <p>56条（水源移送）</p> <p>DB（解析上使用を仮定）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>44条</p> <p>44条（流路）</p> <p>49条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類</p> <p>49条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオでSA（流路）と分類</p> <p>DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） 44条（注入先）</p>

58-11-19
1183

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（18/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.5	原子炉停止機能喪失（つづき）		原子炉格納容器 原子炉補機冷却水ポンプ 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（原子炉補機冷却水流路） 原子炉補機冷却海水ポンプ 原子炉補機冷却水系熱交換器 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 原子炉水位（広帯域）、（燃料域） 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力 原子炉圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位 サプレッションプール水温度 残留熱除去系ポンプ出口流量	DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先）ただし他シナリオでSA（排出元、注水先）と分類 48条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 48条設計基準拡張（解析上使用を仮定）ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類 48条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 48条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58条（スクラム失敗確認、SLC注入確認） 58条（スクラム失敗確認、SLC注入確認、未臨界確認） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器状態確認） 58条（原子炉状態確認） 58条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58条設計基準拡張（残留熱除去系ポンプ起動確認） 58条設計基準拡張（低圧炉心スプレィ系ポンプ起動確認） 58条（原子炉状態確認） 58条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 58条（格納容器状態確認） 58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（19/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.6	LOCA時注水機能喪失（中小破断）	<p>The diagram illustrates the system configuration for a LOCA (Loss of Coolant Accident) scenario. It shows the flow paths for emergency water injection and cooling systems. Key components include: <ul style="list-style-type: none"> External Power: 外部電源 (External power source). Emergency Diesel Generator: 非常用ディーゼル発電機 (Emergency diesel generator). Emergency Power Source: 常設代替交流電源設備 (ガススタービン発電機) Gen (Permanent AC emergency power equipment (gas turbine generator)). Water Injection Systems: 高圧代替注水系ポンプ (High-pressure alternative injection system pump), 復水移送ポンプ (Recovery transfer pump), 高圧炉心スプレイ系ポンプ (High-pressure core spray system pump), 原子炉隔離時注水ポンプ (Isolation injection pump). Residual Heat Removal (RHR) Systems: 残置熱除去系熱交換器 (A)/(B) (Residual heat removal system heat exchanger (A)/(B)), 残置熱除去系ポンプ (A)/(B) (Residual heat removal system pump (A)/(B)), 残置熱除去系ポンプ (C) (Residual heat removal system pump (C)). Other Components: 原子炉圧力容器 (Atomic reactor pressure vessel), ドライウェル (Drywell), 通がし安全弁 (Vent safety valve), タービン (Turbine), 原子炉格納容器フィルタベント系 (Atomic reactor containment filter vent system), 原子炉格納容器フィルタ装置 (Atomic reactor containment filter device), 耐圧強化ベント系 (Pressure-strengthened vent system), 復水貯蔵タンク (Recovery storage tank), 淡水貯水タンク (No. 1) (Replacement freshwater tank), 淡水貯水タンク (No. 2) (Replacement freshwater tank), 大容量送水ポンプ (タイプ1) (Large capacity water transfer pump (Type 1)), タンクローリ (給油) (Tanker (fuel)), 軽油タンク (Kerosene tank), ガスタービン発電設備軽油タンク (Gas turbine generator kerosene tank), 125V蓄電池2A (電源) (125V battery 2A (power)), 125V蓄電池2B (電源) (125V battery 2B (power)), 原子炉スクラム機能 (Atomic reactor scram function). Legend: 凡例 (Legend): 使用系統(海水) (Used system (seawater)), 使用系統(淡水) (Used system (freshwater)). </p>	<p>高圧代替注水系ポンプ 復水移送ポンプ 常設代替交流電源設備 主蒸気逃がし安全弁 原子炉格納容器フィルタベント系 耐圧強化ベント系 復水貯蔵タンク（水源） 淡水貯水タンク（No.1）（代替淡水源） 淡水貯水タンク（No.2）（代替淡水源） 大容量送水ポンプ（タイプ1） タンクローリ（給油） 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク 125V蓄電池2A（電源） 125V蓄電池2B（電源） 原子炉スクラム機能 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁（高圧代替注水流路） 主蒸気系配管（高圧代替注水流路） 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁（高圧代替注水流路） 高圧代替注水系（注水系）配管・弁（高圧代替注水流路） 補給水系配管（高圧代替注水流路） 高圧炉心スプレイ系配管・弁（高圧代替注水流路） 燃料プールの補給水系弁（高圧代替注水流路） 原子炉冷却材浄化系配管（高圧代替注水流路）</p>	<p>45条（ポンプ） 47条（ポンプ） 57条 46条（操作対象弁） 48条 48条 45条（水源） 47条（水源） 49条（水源） 56条（ただし設備ではなく措置） 49条（水源） 56条（ただし設備ではなく措置） 49条（ポンプ） 56条（水源移送） 57条（燃料補給） 57条（燃料源） 57条（燃料源） 57条（直流電源） 57条（直流電源） DB（SA発生前に使用） 45条（流路） 45条（流路） 45条（流路） 45条（流路） 45条（流路） 45条（流路） 45条（流路） 45条（流路）</p>

1185

58-11-21

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (20/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.6	LOCA時注水機能喪失 (中小破断 LOCA) (つづき)		復水給水系配管・弁・スパーージャ (高压代替注水流路)	45条 (流路)
			補給水系配管・弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
			高压炉心スプレイ系配管・弁 (高压代替注水流路)	47条 (流路)
			燃料プール補給水系 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
			残留熱除去系配管・弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
			ホース・注水用ヘッダ・接続口 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
			残留熱除去系配管・弁 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
			スプレイ管 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
			原子炉圧力容器	45条 (注水先) 47条 (注水先)
			原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む)	48条 (排出元) 49条 (注水先)
			平均出力領域モニタ	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
			起動領域モニタ	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
			原子炉水位 (広帯域), (燃料域)	45条 (高压時の原子炉冷却) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (原子炉状態確認)
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	58条設計標準拡張 (高压注水機能喪失を確認)
			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	58条設計標準拡張 (高压注水機能喪失を確認)
			残留熱除去系ポンプ出口圧力	58条設計標準拡張 (低圧注水機能喪失を確認)
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	58条設計標準拡張 (低圧注水機能喪失を確認)
			高压代替注水系ポンプ出口流量	45条 (高压時の原子炉冷却) 58条 (高压代替注水確認)
			復水貯蔵タンク水位	45条 (水源) 47条 (水の供給設備) 58条 (水源確認)
			復水移送ポンプ出口圧力	58条 (復水移送ポンプ起動確認)
原子炉圧力	46条 (原子炉の減圧) 58条 (原子炉状態確認)			
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)	47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (代替注水確認)			
ドライウェル圧力	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (格納容器状態確認)			
圧力抑制室圧力	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (格納容器状態確認)			

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（21/36）

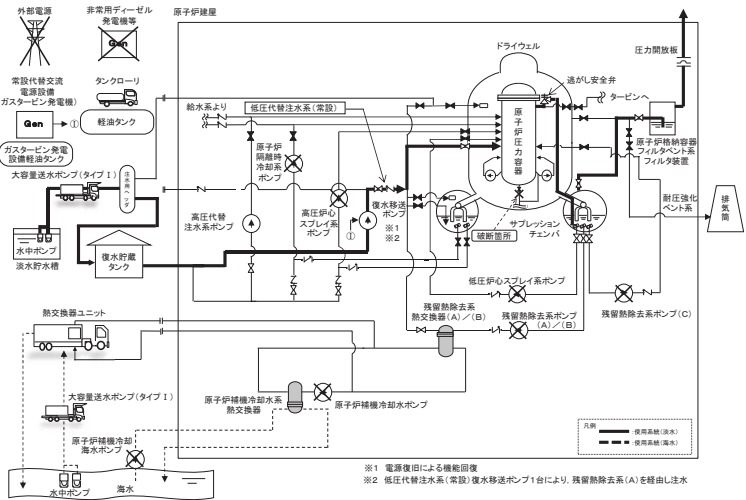
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.6	LOCA時注水機能喪失（中小破断 LOCA）（つづき）	 <p>※1 電源復旧による機能回復 ※2 低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ1台により、残留熱除去系（A）を経由し注水</p>	原子炉格納容器代替スプレイ流量 圧力抑制室水位 格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C） フィルタ装置水位（広帯域） フィルタ装置入口圧力（広帯域） フィルタ装置出口圧力（広帯域） フィルタ装置出口放射線モニタ	49条（格納容器の冷却） 58条（代替スプレイ確認） 58条（格納容器状態確認） 58条（炉心損傷有無判断） 58条（炉心損傷有無判断） 48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58条（格納容器状態確認） 48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58条（格納容器状態確認） 48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58条（格納容器状態確認） 48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58条（格納容器状態確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（22/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.7	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)		<p>原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <p>残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）</p> <p>低圧炉心スプレー系ポンプ</p> <p>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）</p> <p>原子炉建屋ブローアウトパネル</p> <p>主蒸気隔離弁</p> <p>主蒸気逃がし安全弁</p> <p>サブプレッションチェンバ（水源）</p> <p>復水貯蔵タンク（水源）</p> <p>軽油タンク</p> <p>非常用ディーゼル発電機</p> <p>原子炉スクラム機能</p> <p>原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁（高圧注水流路）</p> <p>主蒸気系配管（高圧注水流路）</p> <p>原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁（高圧注水流路）</p> <p>補給水系配管（高圧注水流路）</p> <p>高圧炉心スプレー系配管・弁（高圧注水流路）</p> <p>原子炉冷却材浄化系配管（高圧注水流路）</p> <p>復水給水系配管・弁・スパージャ（高圧注水流路）</p> <p>高圧炉心スプレー系系入隔離弁</p> <p>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（低圧注水流路）</p> <p>低圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ・スパージャ（低圧注水流路）</p> <p>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（サブプレッションプール水冷却流路）</p> <p>残留熱除去系熱交換器</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ</p>	<p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>46条（作業環境確保）</p> <p>DB（解析上使用を仮定）</p> <p>46条（操作対象弁）</p> <p>DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（水源）と分類</p> <p>DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（水源）と分類</p> <p>DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（燃料源）と分類</p> <p>57条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>DB（SA発生前に使用）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>46条設計基準拡張（手動操作による隔離）</p> <p>47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類</p> <p>47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>49条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類</p> <p>49条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオでSA（流路）と分類</p> <p>DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） ただし他シナリオでSA（注水先）と分類</p> <p>DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） ただし他シナリオでSA（排出元，注水先）と分類</p> <p>48条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p>

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（23/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.7	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (つづき)		<p>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（原子炉補機冷却水路）</p> <p>原子炉補機冷却海水ポンプ</p> <p>平均出力領域モニタ</p> <p>起動領域モニタ</p> <p>原子炉炉水位（広帯域），（燃料域）</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</p> <p>高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量</p> <p>復水貯蔵タンク水位</p> <p>原子炉圧力</p> <p>ドライウエル温度</p> <p>ドライウエル圧力</p> <p>高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口圧力</p> <p>低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量</p> <p>サブプレッションプール水温度</p> <p>圧力抑制室水位</p>	<p>48条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類</p> <p>48条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類</p> <p>DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類</p> <p>DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類</p> <p>58条（原子炉状態確認）</p> <p>58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>58条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）</p> <p>56条（水の供給設備） 58条（水源確認）</p> <p>46条（原子炉の減圧） 58条（原子炉状態確認）</p> <p>58条（格納容器状態確認）</p> <p>58条（格納容器状態確認）</p> <p>58条設計基準拡張 （系統過圧及びISLOCA発生を確認）</p> <p>58条設計基準拡張（残留熱除去系ポンプ起動確認）</p> <p>58条設計基準拡張 （低圧炉心スプレー系ポンプ起動確認）</p> <p>58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>58条（格納容器状態確認）</p> <p>56条（水の供給設備） 58条（水源確認）</p>

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(24/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
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) (代替循環冷却系を使用する場合)		常設代替交流電源設備 125V蓄電池2A (電源) 125V蓄電池2B (電源) 非常用ガス処理系 復水移送ポンプ サプレッションチェンバ (水源) 代替循環冷却ポンプ 復水貯蔵タンク (水源) 淡水貯水槽 (No.1) (代替淡水源) 淡水貯水槽 (No.2) (代替淡水源) 大容量送水ポンプ (タイプ I) 熱交換器ユニット タンクローリ (給油) ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 補給水系配管・弁 (低圧代替注水流路) 高圧炉心スプレー系配管・弁 (低圧代替注水流路) 燃料プール補給水系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管・弁 (低圧代替注水流路) ホース・注水用ヘッダ・接続口 (原子炉格納容器代替スプレー冷却流路) 残留熱除去系配管・弁 (原子炉格納容器代替スプレー冷却流路) スプレー管 (原子炉格納容器代替スプレー冷却流路) 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ (代替循環冷却流路)	57条 57条 (直流電源) 57条 (直流電源) 59条 (作業環境維持) 47条 (ポンプ) 50条 (水源) 50条 (ポンプ) 47条 (水源) 56条 (ただし設備ではなく措置) 56条 (ただし設備ではなく措置) 49条 (ポンプ) 50条 (ポンプ) 56条 (水源移送) 50条 (熱交換器) 57条 (燃料補給) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) DB (SA発生前に使用) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 47条 (注水先) 50条 (注水先) 49条 (注水先) 50条 50条 (流路)

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（25/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
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） （代替循環冷却系を使用する場合） （つづき）		ホース・注水用ヘッダ・接続口（代替循環冷却冷却流路） 原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク（代替循環冷却冷却流路） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高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 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 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) 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/W) 原子炉圧力 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） 復水貯蔵タンク水位 ドライウェル温度 代替循環冷却ポンプ出口流量 ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力 サプレッションプール水温度 圧力抑制室水位 格納容器内雰囲気酸素濃度 格納容器内雰囲気水素濃度 原子炉格納容器代替スプレイ流量	50条（流路） 50条（流路） DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 58条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認） 58条設計基準拡張（低圧炉心スプレイ系故障を確認） 58条（炉心損傷有無判断） 58条（炉心損傷有無判断） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器状態確認） 58条（原子炉状態確認） 47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認） 47条（水源） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 49条（格納容器の冷却） 50条（格納容器の過圧破損防止） 58条（水位不明判断、格納容器冷却確認） 50条（代替循環冷却） 58条（代替循環確認） 49条（格納容器の冷却） 50条（格納容器の過圧破損防止） 58条（格納容器状態確認） 49条（格納容器の冷却） 50条（格納容器の過圧破損防止） 58条（格納容器状態確認） 50条（水源） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器状態確認） 49条（格納容器の冷却） 58条（代替スプレイ確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(26/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
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） （代替循環冷却系を使用できない場合）		常設代替交流電源設備 125V蓄電池2A（電源） 125V蓄電池2B（電源） 非常用ガス処理系 復水移送ポンプ 原子炉格納容器フィルタベント系 復水貯蔵タンク（水源） 淡水貯水槽（No.1）（代替淡水源） 淡水貯水槽（No.2）（代替淡水源） 大容量送水ポンプ（タイプ1） タンクローリ（給油） ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 補給水系配管・弁（低圧代替注水流路） 高圧炉心スプレー系配管・弁（低圧代替注水流路） 燃料プール補給水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管・弁（低圧代替注水流路） ホース・注水用ヘッダ・接続口（原子炉格納容器代替スプレー冷却流路） 残留熱除去系配管・弁（原子炉格納容器代替スプレー冷却流路） スプレー管（原子炉格納容器代替スプレー冷却流路） 原子炉圧力容器 原子炉格納容器（真空破壊装置を含む） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	57条 57条（直流電源） 57条（直流電源） 59条（作業環境維持） 47条（ポンプ） 50条 47条（水源） 49条（水源） 56条（ただし設備ではなく措置） 49条（水源） 56条（ただし設備ではなく措置） 49条（ポンプ） 56条（水源移送） 57条（燃料補給） 57条（燃料源） 57条（燃料源） DB（SA発生前に使用） 47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 49条（流路） 49条（流路） 49条（流路） 47条（注水先） 49条（注水先） 50条（排出元） DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 58条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）

58-11-28
1192

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（27/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
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） （代替循環冷却系を使用できない場合） （つづき）	<p>※1 高圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)1台により、残熱除去系(A)を経由し注水</p>	残熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量 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) 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C) 原子炉圧力 残熱除去系洗浄ライン流量（残熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量） 復水貯蔵タンク水位 ドライウェル温度 ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力 原子炉格納容器代替スプレィ流量 圧力抑制室水位 フィルタ装置水位（広帯域） 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） フィルタ装置出口放射線モニタ	58条設計基準拡張（残熱除去系故障を確認） 58条設計基準拡張（低圧炉心スプレィ系故障を確認） 58条（炉心損傷有無判断） 58条（炉心損傷有無判断） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器状態確認） 58条（原子炉状態確認） 47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認） 47条（水源） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 49条（格納容器の冷却） 50条（格納容器の過圧破損防止） 58条（水位不明判断、格納容器冷却確認） 49条（格納容器の冷却） 50条（格納容器の過圧破損防止） 58条（格納容器状態確認） 49条（格納容器の冷却） 50条（格納容器の過圧破損防止） 58条（格納容器状態確認） 50条（格納容器の過圧破損防止） 58条（格納容器状態確認） 50条（格納容器の過圧破損防止） 58条（格納容器状態確認） 50条（格納容器の過圧破損防止） 58条（格納容器状態確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(28/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.2	高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱		常設代替交流電源設備 非常用ガス処理系 主蒸気逃がし安全弁 復水移送ポンプ 代替循環冷却ポンプ サプレッションチェンバ（水源） 復水貯蔵タンク（水源） 淡水貯水槽（No.1）（代替淡水源） 淡水貯水槽（No.2）（代替淡水源） 大容量送水ポンプ（タイプ1） 熱交換器ユニット タンクローリ（給油） 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク 125V蓄電池2A（電源） 125V蓄電池2B（電源） 原子炉スクラム機能 ホース・注水用ヘッド・接続口（原子炉格納容器代替スプレイ冷却流路） 残留熱除去系配管・弁（原子炉格納容器代替スプレイ冷却流路） スプレイ管（原子炉格納容器代替スプレイ冷却流路） 補給水系配管・弁（原子炉格納容器下部注水流路） 高圧炉心スプレイ系配管・弁（原子炉格納容器下部注水流路） 燃料プール補給水系弁（原子炉格納容器下部注水流路） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（代替循環冷却流路） ホース・注水用ヘッド・接続口（代替循環冷却冷却流路） 原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク（代替循環冷却冷却流路） スプレイ管（代替循環冷却冷却流路）	57条 59条（作業環境維持） 46条（操作対象弁） 51条（ポンプ） 50条（ポンプ） 50条（水源） 51条（水源） 56条（ただし設備ではなく措置） 56条（ただし設備ではなく措置） 49条（ポンプ） 50条（ポンプ） 56条（水源移送） 50条（熱交換器） 57条（燃料補給） 57条（燃料源） 57条（燃料源） 57条（直流電源） 57条（直流電源） DB（SA発生前に使用） 49条（流路） 49条（流路） 49条（流路） 51条（流路） 51条（流路） 50条 50条（流路） 50条（流路） 50条（流路） 50条（流路）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（29/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（つづき）		原子炉格納容器 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位（広帯域）、（燃料域） 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高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圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器下部水位 復水貯蔵タンク水位 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) 原子炉圧力 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 ドライウエル水位 原子炉格納容器代替スプレイ流量 サプレッションプール水温度 圧力抑制室水位 代替循環冷却ポンプ出口流量 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)	49条（注水先） 50条（注水先） 51条（注水先） DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 58条（原子炉状態確認） 58条設計基準拡張（高圧注水系機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（高圧注水系機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（低圧注水系機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（低圧注水系機能喪失を確認） 51条（格納容器下部の溶融炉心冷却） 58条（代替注水確認） 51条（格納容器下部の溶融炉心冷却） 58条（格納容器状態確認） 51条（水源） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 58条（炉心損傷有無判断） 58条（炉心損傷有無判断） 46条（原子炉の減圧） 58条（原子炉状態確認） 58条（原子炉状態確認） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器状態確認） 51条（格納容器下部の溶融炉心冷却） 58条（格納容器状態確認） 49条（格納容器の冷却） 58条（代替スプレイ確認） 58条（格納容器状態確認） 50条（水源） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 50条（代替循環冷却） 58条（代替循環確認） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器状態確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（30/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.3	原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用		-	-
3.4	水素燃焼		-	-
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用		-	-
4.1	想定事故1 （使用済燃料プール）		大容量送水ポンプ（タイプ1） 淡水貯水水槽（No.1）（代替淡水源） 淡水貯水水槽（No.2）（代替淡水源） タンクローリ（給油） 軽油タンク 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機（電源） ホース・注水用ヘッダ（燃料プール代替注水路） 使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む） 残留熱除去系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口流量 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式） 使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルブ式） 使用済燃料プール監視カメラ 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） 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）	54条（ポンプ） 56条（ただし設備ではなく措置） 56条（ただし設備ではなく措置） 57条（燃料補給） 57条（燃料源） 57条（燃料源） 57条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 54条（流路） 54条（注水先） 58条設計基準拡張（使用済燃料プール冷却機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（使用済燃料プール冷却機能喪失を確認） 54条（使用済燃料プール状態確認） 58条（使用済燃料プール状態確認） 54条（使用済燃料プール状態確認） 58条（使用済燃料プール状態確認） 54条（使用済燃料プール状態確認） 58条（使用済燃料プール状態確認） 58条（使用済燃料プール補給機能喪失を確認） 54条（使用済燃料プール上部空間線量率確認） 58条（使用済燃料プール状態確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（32/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.1	崩壊熱除去機能喪失 (運転停止中の原子炉)		<p>残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）</p> <p>残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）</p> <p>サブプレッションチェンバ（水源）</p> <p>軽油タンク</p> <p>非常用ディーゼル発電機（電源）</p> <p>主蒸気逃がし安全弁</p> <p>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（低圧注水流路）</p> <p>残留熱除去系配管・弁（原子炉停止時冷却流路）</p> <p>原子炉再循環系配管・ジェットポンプ（原子炉停止時冷却流路）</p> <p>残留熱除去系熱交換器</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ</p> <p>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（原子炉補機冷却水流路）</p> <p>原子炉補機冷却海水ポンプ</p> <p>原子炉補機冷却水系熱交換器</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>原子炉圧力容器温度</p> <p>原子炉圧力</p> <p>原子炉水位（広帯域）, (燃料域)</p> <p>圧力抑制室水位</p>	<p>47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（水源）と分類</p> <p>DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（燃料源）と分類</p> <p>57条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>46条（操作対象弁）</p> <p>47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類</p> <p>47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類</p> <p>47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオでSA（流路）と分類</p> <p>48条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>48条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類</p> <p>48条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>48条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>DB（解析上使用を仮定するDB 設備の注水先） ただし他シナリオでSA（注水先）と分類</p> <p>58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>58条（原子炉状態確認）</p> <p>58条（原子炉状態確認）</p> <p>58条（原子炉状態確認）</p> <p>56条（水の供給設備）</p> <p>58条（水源確認）</p>

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (33/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉)		常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ (原子炉停止時冷却モード) 大容量送水ポンプ (タイプ 1) 熱交換器ユニット サプレッションチェンバ (水源) 復水貯蔵タンク (水源) 125V蓄電池2A (電源) 125V蓄電池2B (電源) タンクローリ (給油) ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク 主蒸気逃がし安全弁 補給水系配管・弁 (低压代替注水流路) 残留熱除去系配管・弁 (低压代替注水流路) 高圧炉心スプレー系配管・弁 (低压代替注水流路) 燃料プール補給水系弁 (低压代替注水流路) 残留熱除去系配管・弁 (原子炉停止時冷却流路) 原子炉再循環系配管・ジェットポンプ (原子炉停止時冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク (原子炉補機代替冷却水流路) ホース・除熱用ヘッダ・接続口 (原子炉補機代替冷却水流路) 残留熱除去系熱交換器 (原子炉補機代替冷却水流路) 残留熱除去系ポンプ出口流量 原子炉圧力容器温度	57条 47条 (ポンプ) 47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48条 (ポンプ) 48条 (熱交換器) DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (水源) と分類 47条 (水源) 57条 (直流電源) 57条 (直流電源) 57条 (燃料補給) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) 46条 (操作対象弁) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47条 (注水先) 48条 (流路) 48条 (流路) 48条 (流路) 58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58条 (原子炉状態確認)

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（34/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.2	全交流動力電源喪失 （運転停止中の原子炉） （つづき）	—	原子炉圧力	58条（原子炉状態確認）
			原子炉水位（広帯域），（燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（原子炉状態確認）
			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ーライン洗浄流量）	47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認）
			復水貯蔵タンク水位	47条（水源） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（35/36）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.3	原子炉冷却材の流出 (運転停止中の原子炉)		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） サプレッションチェンバ（水源） 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機（電源） 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ（低圧注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路） 原子炉圧力容器 原子炉水位（広帯域）、（燃料域） 圧力抑制室水位 残留熱除去系ポンプ出口流量	47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（水源）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（燃料源）と分類 57条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類 47条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定するDB設備の注水先） ただし他シナリオでSA（注水先）と分類 58条（原子炉状態確認） 58条（格納容器状態確認） 58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）

58-11-37
1201

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(36/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.4	反応度の誤投入 (運転停止中の原子炉)	-	外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能（原子炉周期短縮）	DB（解析上使用を仮定）
			起動領域モニタ 制御棒引き抜き阻止機能（原子炉周期短縮）	DB（解析上使用を仮定）
			起動領域モニタ	DB（原子炉スクラム機能の確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類