

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について
(補足説明資料)

平成29年1月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

39 条

- 39-1 重大事故等対処設備の分類
- 39-2 設計用地震力
- 39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について
- 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

41 条

- 41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について
- 41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について
- 41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について
- 41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について
- 41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について
- 41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

共通

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

44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 44-2 単線結線図
- 44-3 配置図
- 44-4 系統図
- 44-5 試験及び検査
- 44-6 容量設定根拠
- 44-7 その他設備
- 44-8 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について

44-10 各号炉の弁名称及び弁番号

45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の原子炉冷却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について

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

45-9 各号炉の弁名称及び弁番号

46 条

46-1 SA 設備基準適合性 一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験及び検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他の設備

46-11 代替自動減圧機能について

46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について

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 各号炉の弁名称及び弁番号

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 接続図

48-9 保管場所図

48-10 アクセスルート図

48-11 その他の設備

48-12 各号炉の弁名称及び弁番号

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 その他設備

49-8 各号炉の弁名称及び弁番号

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 各号炉の弁名称及び弁番号

51 条

51-1 SA 設備基準適合性 一覧表

51-2 単線結線図

51-3 配置図

51-4 系統図

51-5 試験及び検査

51-6 容量設定根拠

51-7 接続図

51-8 保管場所図

51-9 アクセスルート図

51-10 その他設備

51-11 各号炉の弁名称及び弁番号

52 条

52-1 SA 設備基準適合性 一覧表

52-2 単線結線図

52-3 配置図

52-4 系統図

52-5 試験及び検査

52-6 容量設定根拠

52-7 計装設備の測定原理

52-8 水素及び酸素発生時の対応について

53 条

53-1 SA 設備基準適合性 一覧表

53-2 単線結線図

53-3 配置図

53-4 系統図

53-5 試験及び検査

53-6 容量設定根拠

53-7 その他設備

54 条

54-1 SA 設備基準適合性 一覧表

54-2 単線結線図

54-3 配置図

54-4 系統図

- 54-5 試験及び検査
- 54-6 容量設定根拠
- 54-7 接続図
- 54-8 保管場所
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について
- 54-11 使用済燃料プール監視設備
- 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について
- 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 54-14 燃料プール冷却浄化系の位置づけについて
- 54-15 各号炉の弁名称及び弁番号

55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 系統図
- 55-4 試験及び検査
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 接続図
- 55-7 アクセスルート図
- 55-8 その他設備

56 条

- 56-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 系統図
- 56-4 試験及び検査
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 接続図
- 56-7 保管場所図
- 56-8 アクセスルート図
- 56-9 その他設備
- 56-10 各号炉の弁名称及び弁番号

57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 系統図
- 57-4 試験及び検査

- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 アクセスルート図
- 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
- 57-8 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 洞道内電路について

58 条

- 58-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 58-2 単線結線図
- 58-3 配置図
- 58-4 系統図
- 58-5 試験及び検査
- 58-6 容量設定根拠
- 58-7 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 可搬型計測器について
- 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

59 条

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧
- 59-2 単線結線図
- 59-3 配置図
- 59-4 系統図
- 59-5 試験及び検査性
- 59-6 容量設定根拠
- 59-7 保管場所図
- 59-8 アクセスルート図
- 59-9 その他設備
- 59-10 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 単線結線図
- 60-3 配置図

- 60-4 試験及び検査
- 60-5 容量設定根拠
- 60-6 保管場所図
- 60-7 アクセスルート図
- 60-8 監視測定設備について

61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 61-2 単線結線図
- 61-3 配置図
- 61-4 系統図
- 61-5 試験及び検査性
- 61-6 容量設定根拠
- 61-7 保管場所図
- 61-8 アクセスルート図
- 61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）
- 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62 条

- 62-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 62-2 単線結線図
- 62-3 配置図
- 62-4 系統図
- 62-5 試験及び検査
- 62-6 容量設定根拠
- 62-7 アクセスルート図
- 62-8 設備操作及び切替に関する説明書
- 62-9 その他設備

下線部：今回ご提出資料

共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

1. 概要

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

なお，機能要求時の外部事象は，環境条件において考慮する。

2. 重大事故等対処設備に対し設計上考慮する事象

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

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

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

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

3. 重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象の選定

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

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

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

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

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

4. 重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象に対する評価

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

① 飛来物（航空機落下）

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

② 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

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

4. 重大事故等対処設備の共通要因故障に対する防護方針

設計基準事象に対して耐性を確保する必要があるのは設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備ではないが、第四十三条の要求を踏まえ、設計基準事象によって、設計基準事故対処設備の安全機能と重大事故等対処設備が同時にその機能が損なわれないことを確認するとともに、重大事故等対処設備の機能が喪失した場合においても、位置的分散又は頑健性のある外殻となる建屋による防護に期待できるといった観点から、代替手段により必要な機能を維持できることを確認する。

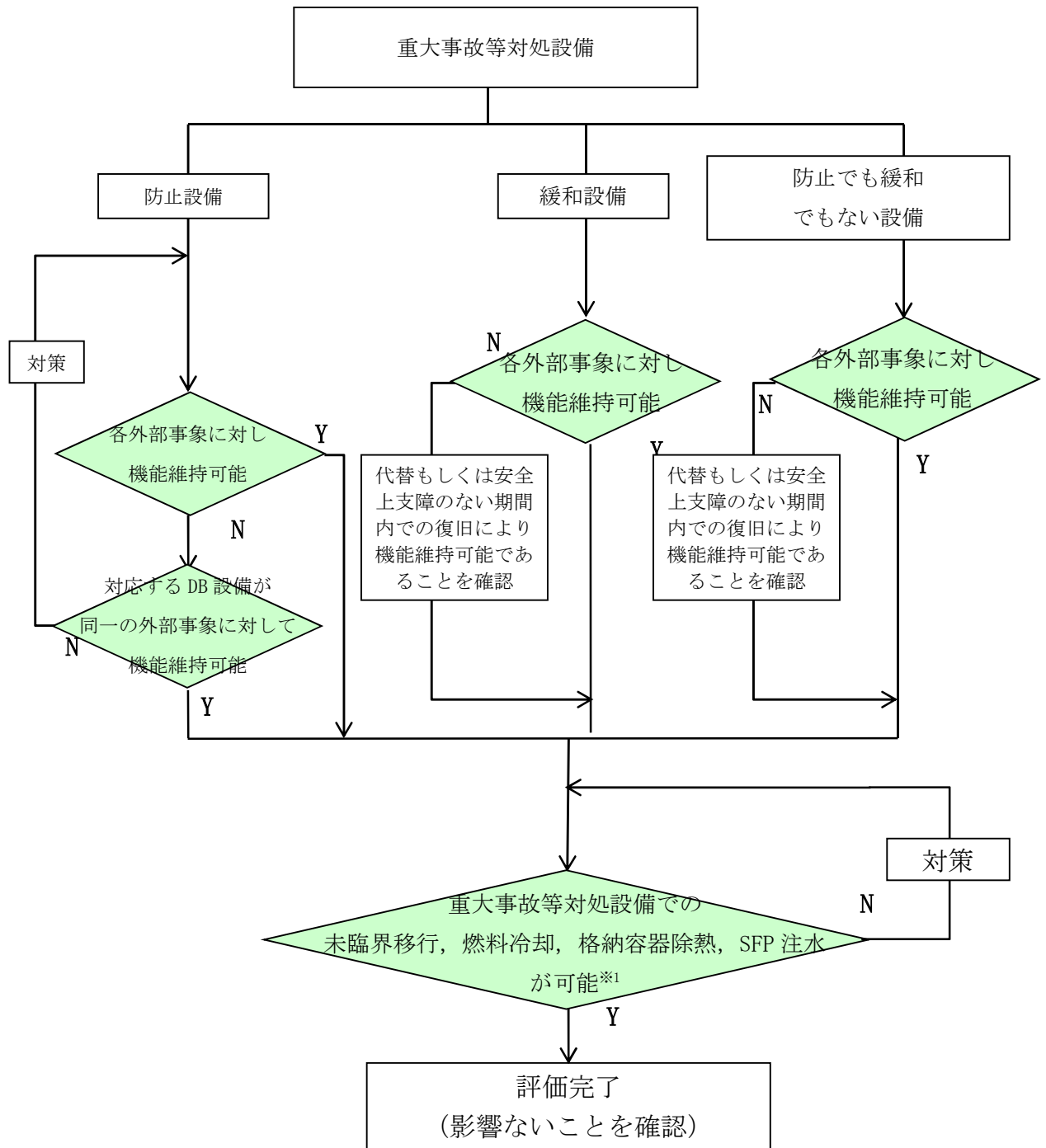
重大事故等対処設備の機能維持は、以下の方針に従い評価を実施する。

(1) 重大事故等防止設備は、外部事象によって設計基準設備の安全機能と同

時にその機能が損なわれるおそれのないこと

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

外部事象による重大事故等対処施設への評価フローおよび，評価結果について，図 1，表 1 に示す。



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

図 1 共通要因故障に対する評価フロー

表1 外部事象に対する重大事故等に対処するための機能を有する設備の影響評価（1/5）

設置許可基準	重大事故等対処設備	分類	設備設置箇所	自然現象による影響																		人為事象による影響							
				風(台風)		竜巻		低温(凍結)		降水		積雪		落雷		地滑り		火山		生物学的事象		火災・爆発		有毒ガス		船舶の衝突		電磁的障害	
				評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法
第37条(重大事故等の拡大の防止等)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第38条(重大事故等対処施設的地盤)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第39条(地震による損傷の防止)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第40条(津波による損傷の防止)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第41条(火災による損傷の防止)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第42条(特定重大事故等対処施設)	特定重大事故等対処施設	—申請範囲外	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
第43条(重大事故等対処設備)	ホイールローダ	防止でも緩和でもない設備	可搬型SA設備保管場所	○	補修を実施	○	分散配置	○	影響なし(脱機運転にて対応)	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	分散配置	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	開口部閉止	○	防火荷内(輻射熱に対して影響しないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
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)	代替制御挿入機能	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	ほう酸水注入系	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
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)	原子炉隔離時冷却系	(設計基準対象施設)	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	高圧代替注水系	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし
第46条(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)	代替自動減圧機能	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	減圧制御[自動減圧系の起動阻止スイッチ]	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	高圧室兼ガスボンベ(供給系配管含む)	防止設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
第47条(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)	低圧代替注水系(常設)[MWCポンプ]	防止設備・緩和設備	Rw/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	低圧代替注水系(可搬型)(消防車)	防止設備・緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備(低圧代替注水系(常設))	○	分散配置及び代替設備(低圧代替注水系(常設))	○	影響なし(脱機運転にて対応)	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	分散配置及び代替設備(低圧代替注水系(常設))	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	開口部閉止	○	防火荷内(輻射熱に対して影響しないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	低圧代替注水系(可搬型)(常設箇所)(消防車接続口、配管等)	防止設備・緩和設備	屋外R/B廻り	○	代替設備(低圧代替注水系(常設))	○	分散配置及び代替設備(低圧代替注水系(常設))	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	影響なし	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし	○	開口部閉止	○	防火荷内(離隔距離により影響しないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	低圧代替注水系(常設箇所)[原子炉压力容器(注入先)、配管等]	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし

○、各外部事象に対し安全機能を維持できる
 又は各外部事象による損傷を考慮した場合でも、対応するDB設備が各外部事象に対し安全機能を維持できる(防止設備)
 又は各外部事象による損傷を考慮して、代替設備による機能維持や安全上支障のない期間での修復等の対応が可能(緩和設備、防止でも緩和でもない設備)
 ー、他の項目にて整理

表1 外部事象に対する重大事故等に対処するための機能を有する設備の影響評価（2/5）

設置許可基準	重大事故等対処設備	分類	設備設置箇所	自然現象による影響														人為事象による影響														
				風(台風)		竜巻		低温(凍結)		降水		積雪		落雷		地滑り		火山		生物学的事象		火災・爆発		有毒ガス		船舶の衝突		電磁的障害				
				評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法			
第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）	代替原子炉補機冷却系（可搬部）〔代替Hx設備一式〕	防止設備・緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（原子炉補機冷却系）	○	分散配置及び代替設備（原子炉補機冷却系）	○	影響なし（脱機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（原子炉補機冷却系）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	影響なし	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし			
	代替原子炉補機冷却系（常設箇所）〔代替Hx接続口、配管等〕	防止設備・緩和設備	屋外T/B廻り	○	代替設備（原子炉補機冷却系）	○	分散配置及び代替設備（原子炉補機冷却系）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（原子炉補機冷却系）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし	○	開口部閉止	○	防火帯内（離隔距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし			
	代替原子炉補機冷却系（常設箇所）〔原子炉補機冷却系配管、Hx等〕	防止設備・緩和設備	R/B T/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	
	真空破壊弁（S/C-D/W）	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	
	耐圧強化ベント系（W/W及びD/W）	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	
	格納容器圧力逃がし装置〔フィルタベント〕		→50条に記載（うち、防止設備）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
代替格納容器圧力逃がし装置〔地下式フィルタベント〕		→50条に記載（うち、防止設備）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
第49条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）	代替格納容器スプレッド冷却系（MWC代替スプレッド）	防止設備・緩和設備	Rv/B R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	
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）	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置、よう素フィルタ、配管等	防止設備・緩和設備 防止でも緩和でもない設備	屋内・屋外	○	設計荷重に対して影響しないことを確認	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	影響なし	○	影響なし	○	設計荷重に対して影響しないことを確認	○	建屋差への範囲内	○	斜面からの離隔の確保	○	設計荷重に対して影響しないことを確認	○	影響なし	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし		
		フィルタベントライン計装〔水素濃度計、放射線モニタ等〕	防止設備・緩和設備 防止でも緩和でもない設備	R/B 屋外R/B廻り	○	建屋内（格納容器圧力逃がし装置側水素濃度計）及び代替設備（耐圧強化ベント用放射線検出器）	○	建屋内（格納容器圧力逃がし装置側水素濃度計）及び代替設備（耐圧強化ベント用放射線検出器）	○	影響なし	○	影響なし	○	建屋内（格納容器圧力逃がし装置側水素濃度計）及び代替設備（耐圧強化ベント用放射線検出器）	○	建屋内（格納容器圧力逃がし装置側水素濃度計）及び代替設備（耐圧強化ベント用放射線検出器）	○	斜面からの離隔の確保	○	建屋内（格納容器圧力逃がし装置側水素濃度計）及び代替設備（耐圧強化ベント用放射線検出器）	○	開口部閉止	○	防火帯内（離隔距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし		
		格納容器圧力逃がし装置スクラバ水ph制御設備（可搬型）	緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	建屋内	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	建屋内	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
		薬液供給装置（可搬型）	緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	影響なし（脱機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	影響なし	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	代替格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置、よう素フィルタ、配管等	防止設備・緩和設備 防止でも緩和でもない設備	屋内・屋外（地下設置）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
		代替フィルタベントライン計装〔水素濃度計、放射線モニタ等〕	防止設備・緩和設備 防止でも緩和でもない設備	屋内・屋外（地下設置）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし	○	影響なし（屋内・地下）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
		代替格納容器圧力逃がし装置薬液タンク	緩和設備	屋外（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし（地下）	○	影響なし	○	影響なし（地下）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
		薬液供給装置（可搬型）	緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	代替設備（耐圧強化ベント、代替循環冷却）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（離隔距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	代替循環冷却	復水移送ポンプ		→47、49条に記載（うち、緩和設備）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		代替Hx設備一式（可搬部）、配管等		→48条に記載（うち、緩和設備）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		代替循環冷却用設備（常設）	緩和設備	R/B, T/B, Rv/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内
		真空破壊弁（S/C-D/W）		→48条に記載（うち、緩和設備）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
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）	格納容器下部注水系（常設）	緩和設備	Rv/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	
	格納容器下部注水系（可搬型）（消防車）	緩和設備	屋外	○	代替設備（格納容器下部注水系（常設））	○	分散配置及び代替設備（格納容器下部注水系（常設））	○	影響なし（脱機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（格納容器下部注水系（常設））	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	
	格納容器下部注水系（可搬型）（消防車接続口、配管等）	緩和設備	屋外R/B廻り	○	代替設備（格納容器下部注水系（常設））	○	分散配置及び代替設備（格納容器下部注水系（常設））	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（格納容器下部注水系（常設））	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし	○	影響なし	○	防火帯内（離隔距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	
	格納容器下部注水系（常設箇所）〔復水補給水系配管等〕	緩和設備	R/B Rv/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	
	格納容器下部注水系（常設箇所）〔原子炉格納容器（注入先）〕		→49条に記載（うち、緩和設備）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		

○：各外部事象に対し安全機能を維持できる
 ×：各外部事象による損傷を考慮した場合でも、対応するDB設備が各外部事象に対し安全機能を維持できる（防止設備）
 △：各外部事象による損傷を考慮して、代替設備による機能維持や安全上支障のない期間での修復等の対応が可能（緩和設備、防止でも緩和でもない設備）
 -：他の項目にて整理

表1 外部事象に対する重大事故等に対処するための機能を有する設備の影響評価（3/5）

設置許可基準	重大事故等対処設備	分類	設備設置箇所	自然現象による影響																人為事象による影響									
				風(台風)		竜巻		低温(凍結)		降水		積雪		落雷		地滑り		火山		生物学的事象		火災・爆発		有毒ガス		船舶の衝突		電磁的障害	
				評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法
第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）	格納容器内の水素濃度監視設備 [格納容器水素濃度系（S A）格納容器酸素濃度計]	緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし		
	格納容器圧力逃がし装置	—50条に記載	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
	代替格納容器圧力逃がし装置	—50条に記載	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
	耐圧強化ベント系（W/W）	—48条に記載（窒素供給装置（可搬型）は50条に記載）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
	耐圧強化ベント系 [耐圧強化ベント系放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度計]	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし		
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）	静的触媒式水素再結合器（PAR）	緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし		
	原子炉建屋水素濃度監視設備	緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし		
	原子炉建屋水素濃度計	緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし		
第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却のための設備）	燃料プール代替注水系（可搬型）（消防車）	防止設備・緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（燃料プール代替注水系（常設））	○	分散配置及び代替設備（燃料プール代替注水系（常設））	○	影響なし（暖機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	影響なし	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし		
	燃料プール代替注水系（可搬型）（常設箇所）（消防車接続口、配管等）	防止設備・緩和設備	屋外R/B廻り	○	代替設備（燃料プール代替注水系（常設））	○	分散配置及び代替設備（燃料プール代替注水系（常設））	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（燃料プール代替注水系（常設））	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし	○	影響なし	○	防火帯内（離隔距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし		
	燃料プール代替注水系（常設箇所）（配管、弁等）	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし
	使用済燃料貯蔵プールの水位、プール水温度	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	代替設備（FPC温度計）	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	防止でも緩和でもない設備	R/B	○	建屋内	○	代替設備（FPC温度計）	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし
第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）	放水設備一式 [大容量送水車、放水砲]	緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	補修を実施	○	補修を実施	○	影響なし（暖機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	補修を実施	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし		
	放射性物質吸着剤	緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	補修を実施	○	補修を実施	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	補修を実施	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし		
	海洋への拡散抑制設備 [汚濁防止膜]	緩和設備	屋外固体廃棄物処理建屋廻り	○	補修を実施	○	補修を実施	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	影響なし	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	影響なし	○	防火帯内（離隔距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし		
	海洋への拡散抑制設備 [汚濁防止膜設置のための小型船舶]	緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	補修を実施	○	補修を実施	○	補修を実施	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	補修を実施	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（離隔距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし		
	泡消火設備 [泡原液搬送車、泡原液混合装置]	緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	補修を実施	○	補修を実施	○	補修を実施	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	補修を実施	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（離隔距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし		
第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）	復水貯蔵槽	防止設備・緩和設備	Rw/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし
	サブプレッション・プール	緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし
	防火水槽	—（代替淡水源）	屋外(地下埋設)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし	○	影響なし(地下)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	淡水貯水池	—（代替淡水源）	淡水貯水池	○	影響なし	○	代替設備（復水貯蔵槽）	○	影響なし（池表面のみ連結すると評価）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	淡水貯水池～ 防火水槽移送ホース	防止設備・緩和設備	地下敷設	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし(地下)	○	影響なし	○	影響なし(地下)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	海水	—	屋外	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	海水取水ポンプ、海水ホース (可搬型代替注水ポンプ)	防止設備・緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（淡水貯水池）	○	代替設備（淡水貯水池）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	代替設備（淡水貯水池）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	影響なし	○	影響なし	○	防火帯内（離隔距離により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし

○：各外部事象に対し安全機能を維持できる
又は各外部事象による損傷を考慮した場合でも、対応するDB設備が各外部事象に対し安全機能を維持できる（防止設備）
又は各外部事象による損傷を考慮して、代替設備による機能維持や安全上支障のない期間での修復等の対応が可能（緩和設備、防止でも緩和でもない設備）
—：他の項目にて整理

表1 外部事象に対する重大事故等に対処するための機能を有する設備の影響評価（4/5）

設置許可基準	重大事故等対処設備	分類	設備設置箇所	自然現象による影響														人為事象による影響											
				風(台風)		竜巻		低温(凍結)		降水		積雪		落雷		地滑り		火山		生物学的事象		火災・爆発		有毒ガス		船舶の衝突		電磁的障害	
				評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法
第57条（電源設備）	常設代替交流電源設備（GTG一式）	防止設備・緩和設備	ガスタービン発電機保管場所	○	代替設備（非常用D/G）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	影響なし（破機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	常設代替交流電源設備（第二GTG一式）	防止設備・緩和設備	屋外T/B廻り	○	代替設備（非常用D/G）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	影響なし（破機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	常設代替交流電源設備（非常用高圧母線C・D系）	防止設備・緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	可搬型代替交流電源設備（電源車）（移動式変圧器含む）	防止設備・緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（非常用D/G）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	代替設備（非常用D/G）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	可搬型代替交流電源設備（常設箇所）（電源車接続箇所）	防止設備・緩和設備	屋外R/B廻り	○	代替設備（非常用D/G）	○	分散配置及び代替設備（非常用D/G）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	影響なし	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱により影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	常設代替直流電源設備（AM用直流125V蓄電池）	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	常設代替直流電源設備（蓄電池A系、A-2系）	防止設備・緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	可搬型代替直流電源設備（電源車）	防止設備・緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（直流電源設備）	○	分散配置及び代替設備（直流電源設備）	○	影響なし（破機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（直流電源設備）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし
	可搬型代替直流電源設備（免震棟保管バッテリー）	防止設備・緩和設備	免震重要棟	○	建屋内	○	代替設備（直流電源設備）	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	代替所内電源盤	防止設備・緩和設備	R/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	6-7号炉電力融通ケーブル	防止設備・緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	（燃料設備（D/G軽油タンク））	一設計基準対象施設における評価対象施設	-	-	-	-	-	-	-	○	影響なし	-	-	-	-	○	斜面からの離隔の確保	-	-	○	開口部閉止	-	-	-	-	-	-	-	-
（燃料設備（タンクローリー））	防止設備・緩和設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備（D/G軽油タンク）	○	分散配置及び代替設備（D/G軽油タンク）	○	影響なし（破機運転にて対応）	○	影響なし	○	影響なし（適切に除雪する。）	○	分散配置及び代替設備（D/G軽油タンク）	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし（適切に除灰する。）	○	開口部閉止	○	防火帯内（輻射熱に対して影響しないことを確認）	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし	
第58条（計装設備）	重大事故等発生時の計装（SA時計装一式） 【RPV温度・圧力・水位】 【格納容器への注水量】 【格納容器内の温度・圧力・水位・水素濃度・酸素濃度・放射線量率】 【未臨界監視】 【最終ヒートシンクによる冷却状態の確認】 【格納容器バイパス監視】 【水源の確認】 【原子炉建屋内水素濃度】	防止設備・緩和設備	C/B R/B Rw/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
第59条（原子炉制御室）	中央制御室及び生体遮蔽	防止設備・緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし（居住性評価）	○	建屋内	○	影響なし
	中央制御室居住性（空調機）	防止設備・緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	中央制御室待避室及び生体遮へい	緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
	中央制御室待避室加圧用ポンプ	緩和設備	C/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし

○：各外部事象に対し安全機能を維持できる
又は各外部事象による損傷を考慮した場合でも、対応するDB設備が各外部事象に対し安全機能を維持できる（防止設備）
又は各外部事象による損傷を考慮して、代替設備による機能維持や安全上支障のない期間での修復等の対応が可能（緩和設備、防止でも緩和でもない設備）
-：他の項目にて整理

表1 外部事象に対する重大事故等に対処するための機能を有する設備の影響評価 (5 / 5)

設置許可基準	重大事故等対処設備	分類	設備設置箇所	自然現象による影響																人為事象による影響													
				風(台風)		竜巻		低温(凍結)		降水		積雪		落雷		地滑り		火山		生物学的事象		火災・爆発		有毒ガス		船舶の衝突		電磁的障害					
				評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法				
第60条 (監視測定設備)	可搬型モニタリング・ポスト	防止でも緩和でもない設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備(モニタリングポスト)	○	代替設備(モニタリングポスト)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	代替設備(モニタリングポスト)	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	開口部閉止	○	防火帯内(輻射熱に対して影響ないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし				
	放射線サーベイ機器 [可搬型ダスト・よう素サンブラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ]	防止でも緩和でもない設備	免震重要棟 R/B (3号炉)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし				
	小型船舶	防止でも緩和でもない設備	可搬型SA設備保管場所	○	補修を実施	○	補修を実施	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	補修を実施	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	開口部閉止	○	防火帯内(輻射熱に対して影響ないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし				
	可搬型気象観測装置	防止でも緩和でもない設備	可搬型SA設備保管場所	○	代替設備(気象観測装置)	○	代替設備(気象観測装置)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	代替設備(気象観測装置)	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	開口部閉止	○	防火帯内(輻射熱に対して影響ないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし				
	モニタリング・ポスト用発電機	防止でも緩和でもない設備	屋外	○	補修を実施	○	補修を実施	○	補修を実施	○	影響なし	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	補修を実施	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	開口部閉止	○	防火帯内(輻射熱に対して影響ないことを確認)	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし				
第61条 (緊急時対策所)	緊急時対策所 [KK3TSC] 及び生体遮蔽	防止設備・緩和設備	R/B (3号炉)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし(居住性評価)	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし		
	緊急時対策所 [KK3TSC] 居住性(空調機)	防止設備・緩和設備	R/B (3号炉)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	代替設備(免震重要棟)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし		
	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車	防止設備・緩和設備	屋外	○	代替設備(3号炉非常用D/G)	○	代替設備(3号炉非常用D/G)	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし(適切に除雪する。)	○	代替設備(3号炉非常用D/G)	○	建屋内	○	影響なし(適切に除灰する。)	○	建屋内	○	建屋内	○	防火帯内(輻射熱に対して影響ないことを確認)	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし		
	プラントのデータ表示システム [KK3TSCデータ伝送装置、SPDS表示装置等]	防止でもない緩和でもない設備	R/B (3号炉) (屋外設備含む)	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	影響なし	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	代替設備(免震重要棟)にて機能維持可能(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	斜面からの離隔の確保	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	開口部閉止	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	影響なし	○	影響なし	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	影響なし		
	緊急時対策所 [免震重要棟TSC] 及び生体遮蔽	防止設備・緩和設備	免震重要棟	○	建屋内	○	代替設備(3号炉緊急対策所)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし(居住性評価)	○	建屋内	○	影響なし		
	緊急時対策所 [免震重要棟TSC] 居住性(空調機)	防止設備・緩和設備	免震重要棟	○	建屋内	○	代替設備(3号炉緊急対策所)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし
	免震重要棟ガスタービン発電機	防止設備・緩和設備	免震重要棟	○	建屋内	○	代替設備(3号炉緊急対策所)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし
	プラントのデータ表示システム [免震重要棟TSCデータ伝送装置、SPDS表示装置等]	防止でも緩和でもない設備	免震重要棟 (屋外設備含む)	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	影響なし	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	代替設備(3号炉緊急対策所)にて機能維持可能(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	斜面からの離隔の確保	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	開口部閉止	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	影響なし	○	影響なし	○	建屋内(屋外設備については代替設備(有線系)にて機能維持可能)	○	影響なし		
(通信連絡設備)		—62条に記載	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
第62条 (通信連絡を行うために必要な設備)	所内通信	携帯型音声呼出電話設備	防止設備・緩和設備	R/B, T/B, C/B, Rv/B	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	分散配置された代替設備(他の有線系(復旧含む)により機能維持可能)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし	
	所内外通信	衛星電話設備、無線連絡設備(所内通信)	防止でも緩和でもない設備	C/B, 免震棟, R/B(3号炉) (屋外設備含む)	○	建屋内設備は影響なし。屋外設備は風荷重に対して影響のないことを確認。飛来物による損傷を考慮した場合でも、分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	建屋(C/B, R/B(3号炉))内設備は影響なし。屋外設備は分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	衛星電話設備は影響なし。無線連絡設備については代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	影響なし	○	影響なし(屋外設備についても、雪が積もりにくい形状であるとともに、適切に除雪するなどの対応により機能維持可能)	○	分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(屋外設備についても、雪が積もりにくい形状であるとともに、適切に除灰するなどの対応により機能維持可能)	○	開口部閉止	○	建屋内設備は影響なし。屋外設備は分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし			
	所外通信	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	防止でも緩和でもない設備	C/B, 免震棟, R/B(3号炉) (屋外設備含む)	○	建屋内設備は影響なし。屋外設備は風荷重に対して影響のないことを確認。飛来物による損傷を考慮した場合でも、分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	建屋(C/B, R/B(3号炉))内設備は影響なし。屋外設備については代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし(屋外設備についても、雪が積もりにくい形状であるとともに、適切に除雪するなどの対応により機能維持可能)	○	分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系の通信連絡設備(復旧含む)により機能維持可能)	○	斜面からの離隔の確保	○	影響なし(屋外設備についても、雪が積もりにくい形状であるとともに、適切に除灰するなどの対応により機能維持可能)	○	開口部閉止	○	建屋内設備は影響なし。屋外設備は分散配置された代替設備(有線系、無線系、衛星系)により機能維持可能	○	影響なし	○	影響なし	○	影響なし			

○:各外部事象に対し安全機能を維持できる
 又は各外部事象による損傷を考慮した場合でも、対応するDB設備が各外部事象に対し安全機能を維持できる(防止設備)
 又は各外部事象による損傷を考慮して、代替設備による機能維持や安全上支障のない期間での修復等の対応が可能(緩和設備、防止でも緩和でもない設備)
 -:他の項目にて整理

共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について

重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について

1. 概 要

「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下，「設置許可基準規則」という。）第四十三条第2項第三号にて，常設重大事故防止設備は，共通要因によって当該設備に対応する設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないことを要求している。また，同規則第四十三条第3項第七号にて，可搬式重大事故防止設備は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれることがないことを要求している。

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

2. 基本事項

[要求事項]

実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則
(重大事故等対処設備)

第四十三条

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

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

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

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

2.1. 基本的な防護方針の整理

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

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

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

方針Ⅰ【独立性】

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

方針Ⅱ【修復性】

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

方針Ⅲ【重大事故等対処設備のみによる安全性確保】

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

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

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

2.2. 方針への適合性確認の流れ

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

(1) 方針Ⅰへの適合性の確認（一次評価）

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

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

(2) 方針Ⅱへの適合性の確認（一次評価）

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

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

(3) 方針Ⅲへの適合性の確認（二次評価）

方針Ⅲへの適合性については、以下のような流れで確認する。

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

3. 火災による重大事故対処設備の独立性・修復性

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

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

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

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

また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置していることを示す。

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

3.1.1. 可搬型重大事故防止設備の火災による設計基準事故対処設備等への影響
重大事故防止設備のうち可搬型のものを表1に示す。

表1：可搬型重大事故防止設備（1／2）

可搬型重大事故防止設備		関連 条文	代替する機能を有する 設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
逃がし安全弁機能回復 (可搬型直流電源供給)	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	46	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, 直流 125V 蓄電池 B
逃がし安全弁機能回復 (代替窒素供給)	高圧窒素ガスポンペ		(アキュムレータ)
低圧代替注水系 (可搬型)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	47	残留熱除去系 (低圧注水モード)
	ホース[流路]		
代替原子炉補機冷却系 ※水源は海水を使用	熱交換器ユニット	48	原子炉補機冷却系
	代替原子炉補機冷却海水ポンプ		
	代替原子炉補機冷却海水ストレータ		
	ホース[流路]		
代替循環冷却系	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	50	—
燃料プール代替注水系 (可搬型)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	54	残留熱除去系 (燃料プー ル水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系
	ホース[流路]		
	可搬型スプレイヘッド		
水の移送手段	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	56	—
	ホース[流路]		
	淡水貯水池から防火水槽への 移送ホース		
	海水取水ポンプ		
	海水ホース[流路]		
可搬型代替交流電源設備	電源車	48, 56, 57, 61	非常用ディーゼル発電機
	移動式変圧器	48, 56, 54, 57	
可搬型直流電源設備	可搬型代替交流電源設備 (電源車)	45, 46, 54, 57	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2
号炉間電力融通電気設備	号炉間電力融通ケーブル	57	非常用所内電源設備
燃料設備	タンクローリー (4kL)		(軽油タンク) (燃料移送ポンプ)
	タンクローリー (16kL)		
居住性の確保	中央制御室可搬型陽圧化空調機 フィルタユニット	59	中央制御室換気空調系
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 ブロウユニット		

表 1 : 可搬型重大事故防止設備 (2 / 2)

可搬型重大事故防止設備		関連 条文	代替する機能を有する 設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
居住性の確保 (5 号炉原子炉 建屋内緊急時対策所)	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所可搬型陽圧化空調機	61	—
通信連絡 (5 号炉原子炉建屋 内緊急時対策所)	無線連絡設備 (可搬型)		送受信器, 電力保安通信用電話設備
電源の確保 (5 号炉原子炉建 屋内緊急時対策所)	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備		外部電源
居住性の確保 (免震重要棟内 緊急時対策所)	免震重要棟内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機		—
通信連絡 (免震重要棟内緊急 時対策所)	無線連絡設備 (可搬型)		送受信器, 電力保安通信用電話設備
電源の確保 (免震重要棟内緊 急時対策所)	電源車		外部電源
発電所内の通信連絡	携帯型音声呼出電話設備	62	送受信器, 電力保安通信用電話設備
	無線連絡設備 (可搬型)		

表1の設備のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット・代替原子炉補機冷却海水ポンプ・代替原子炉補機冷却海水ストレーナ・移動式変圧器）、可搬型スプレイヘッダ、ホース〔流路〕、海水ホース〔流路〕、淡水貯水池から防火水槽への移送ホース、海水取水ポンプ、可搬型代替交流電源設備（電源車）、移動式変圧器、タンクローリー、号炉間電力融通ケーブルは、6号及び7号炉の原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋、常設代替交流電源設備等とは距離的に離れた場所に配備することとしており、これらの設備に火災が発生しても、各重大事故防止設備が代替する機能を有する設計基準事故対象設備、6号及び7号炉の使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能、又は常設重大事故防止設備に影響を及ぼすおそれはない。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。（資料11 添付資料3）

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

中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット、ブローユニット）については、当該空調機が代替する機能を有する設計基準事故対処設備である中央制御室換気空調系を設置する火災区域とは別の火災区域に設置することから、火災によって中央制御室可搬型陽圧化空調機と中央制御室換気空調系が同時に機能喪失することはない。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。（図2）

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の空気ボンベ陽圧化装置及び可搬型陽圧化空調機については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから、当

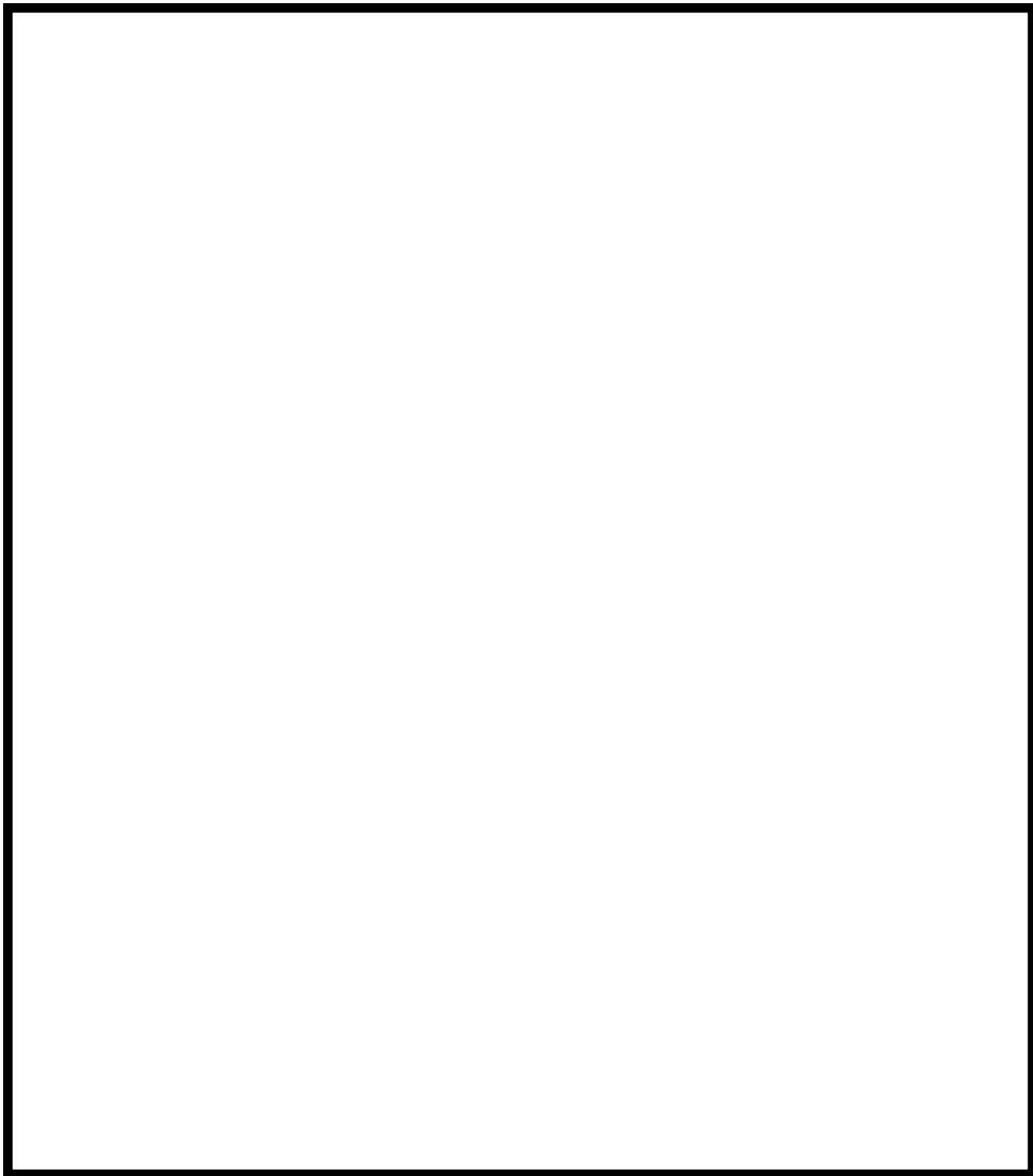
該空調機の単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。なお、当該空調機の単一の火災によっても当該機能が代替する機能を有する中央制御室換気空調と位置的分散が図られていることから、火災によって5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保する機能が喪失することはない。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。すなわち、2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。(図3)

免震重要棟内緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機については、免震重要棟内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置していることから、当該空調機の単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。なお、当該空調機の単一の火災によっても、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設である免震重要棟内の換気空調系とは、免震重要棟内の別のフロアに設置していることから、火災によって免震重要棟緊急時対策所の居住性を確保する機能が喪失することはない。また、消火設備についてもそれぞれ分散して設置している。2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。(図4)

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

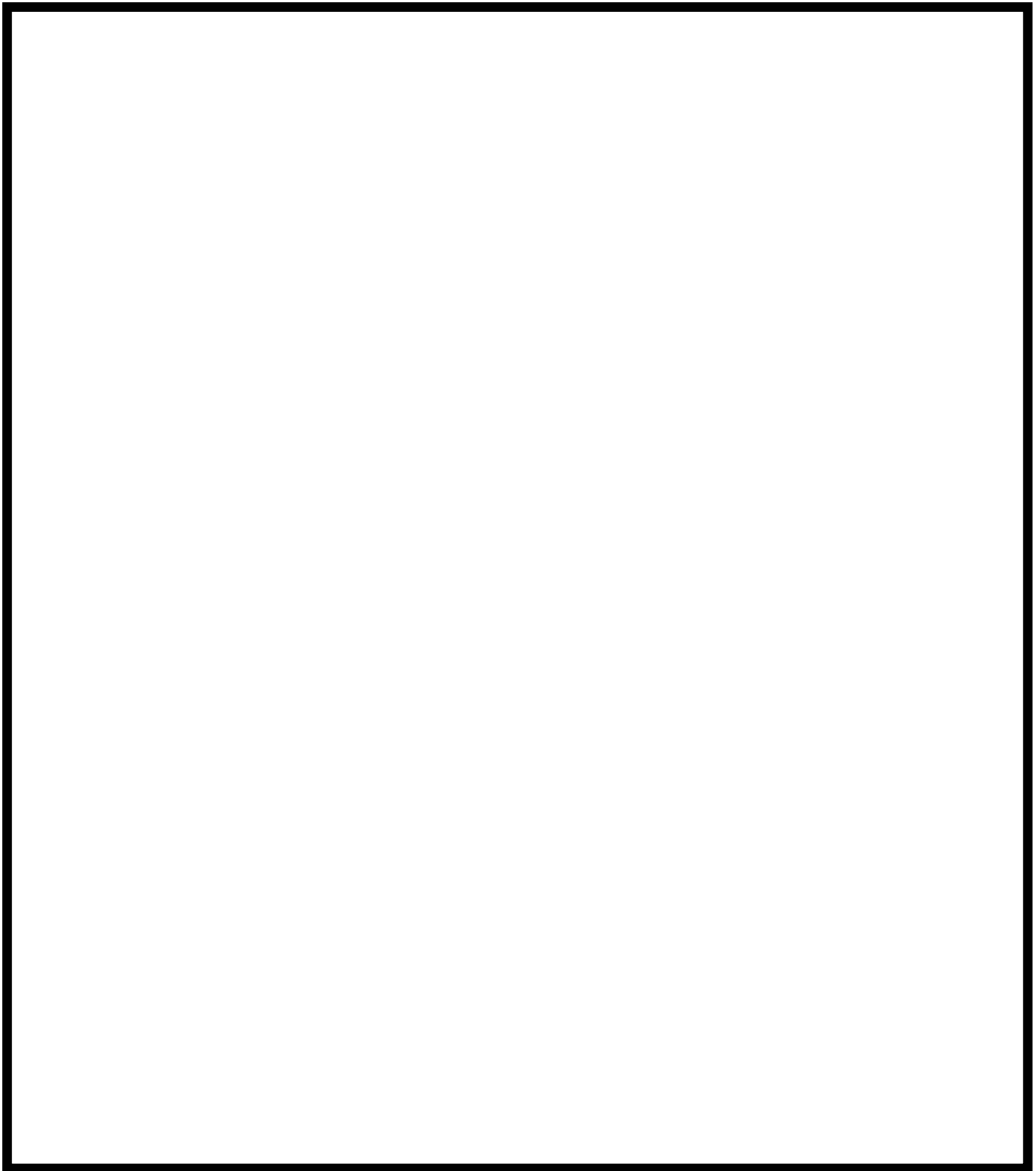
以上より、単一の火災によって、可搬型重大事故防止設備は、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれはない。

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



6号炉の配置

図 1-1 : 高圧窒素ガスポンベとアキュムレータの配置



7号炉の配置

図 1-2 : 高圧窒素ガスポンベとアキュムレータの配置

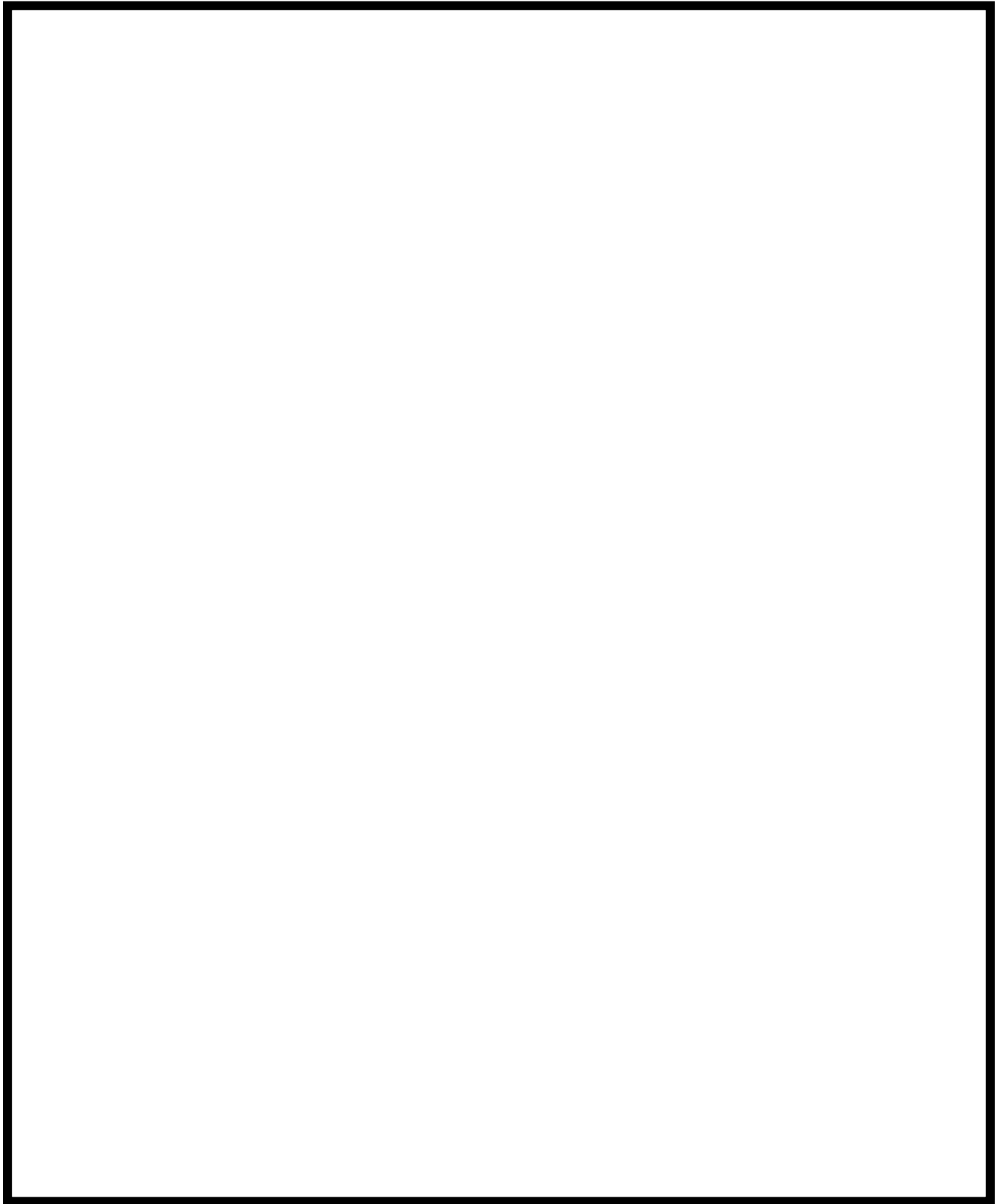
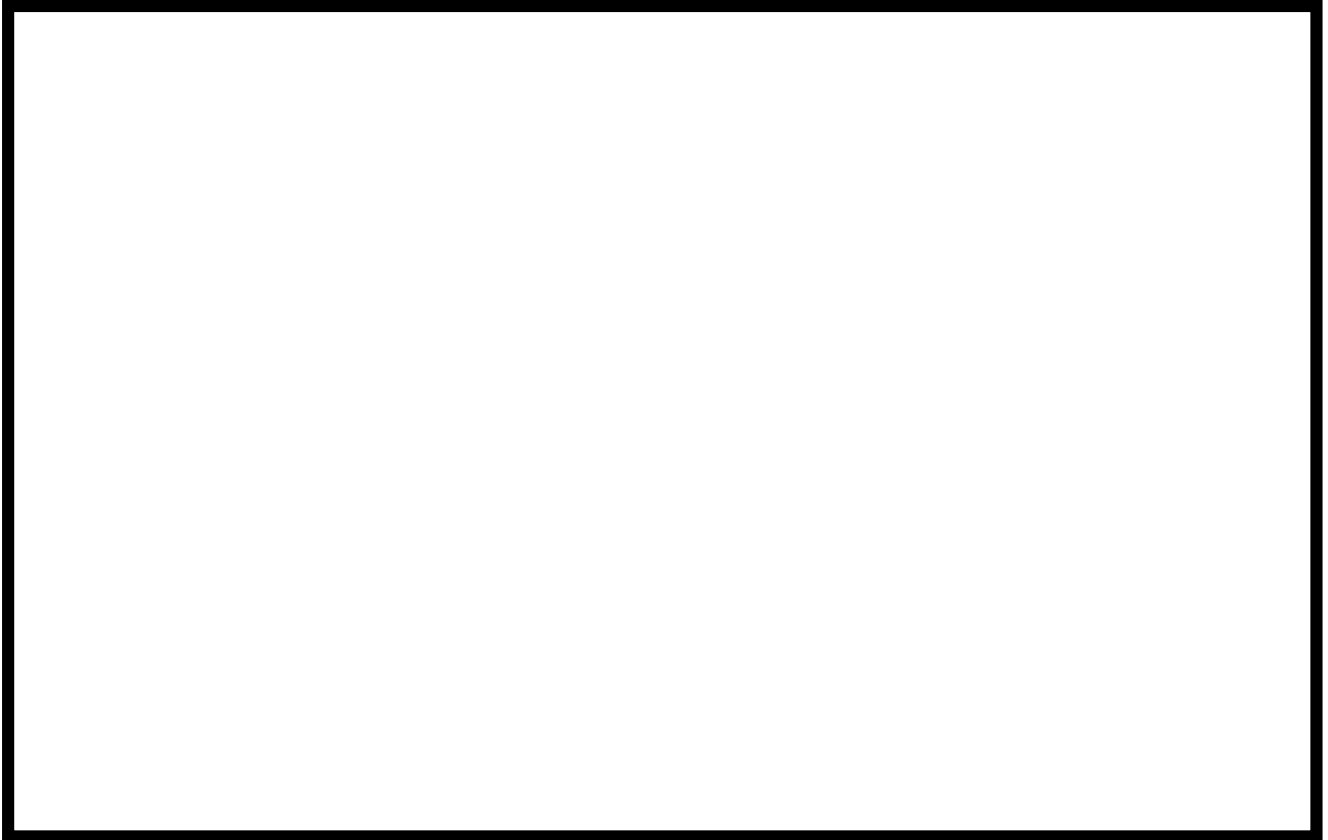


図 1-3 逃がし安全弁用可搬型蓄電池と蓄電池 A, A-2, B の配置



6号炉の配置



7号炉の配置

図 2 : 中央制御室可搬型空調機と中央制御室換気空調系の配置

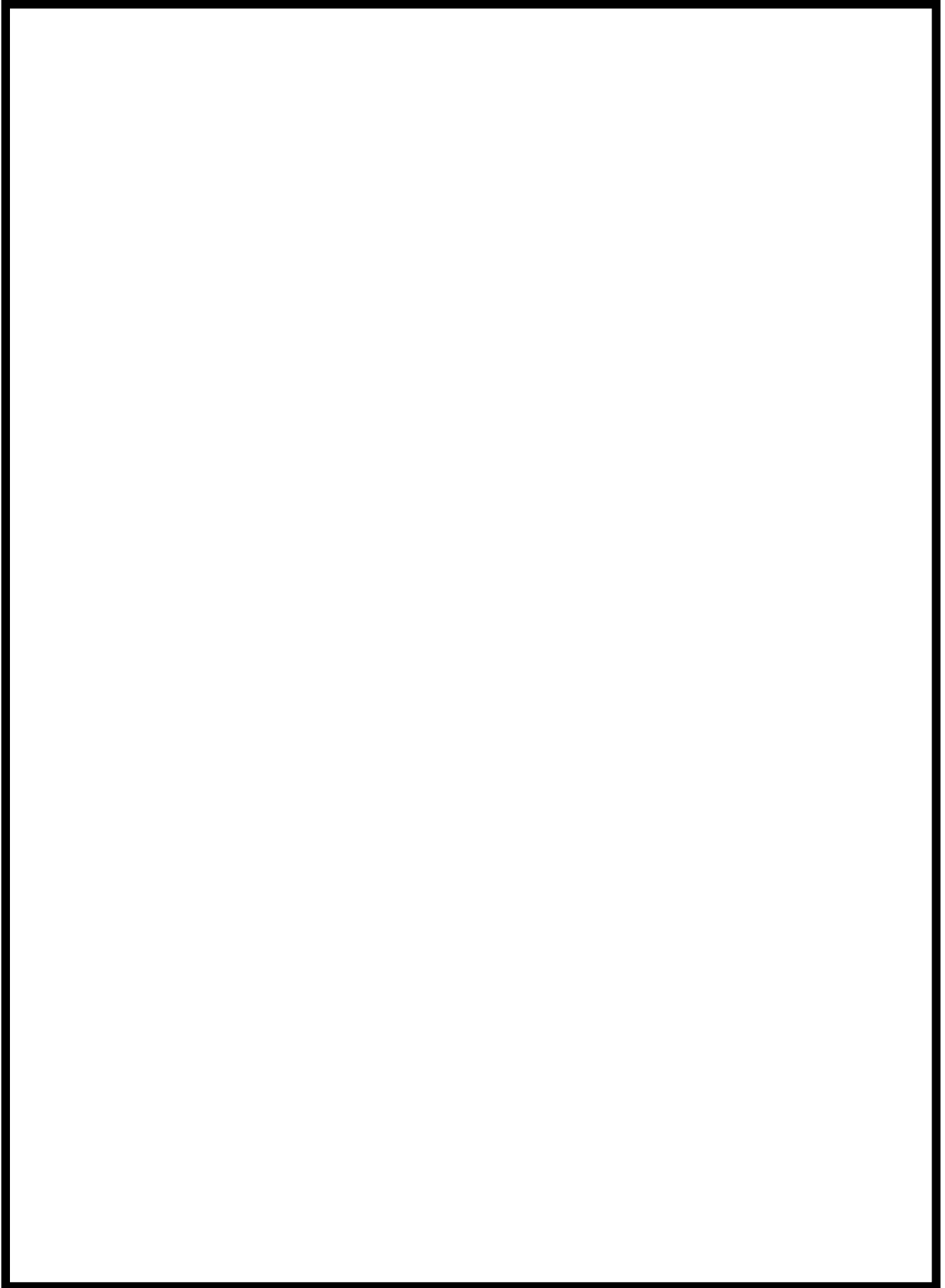


図 3 : 5号炉原子炉建屋緊急時対策所可搬型換気空調系の配置

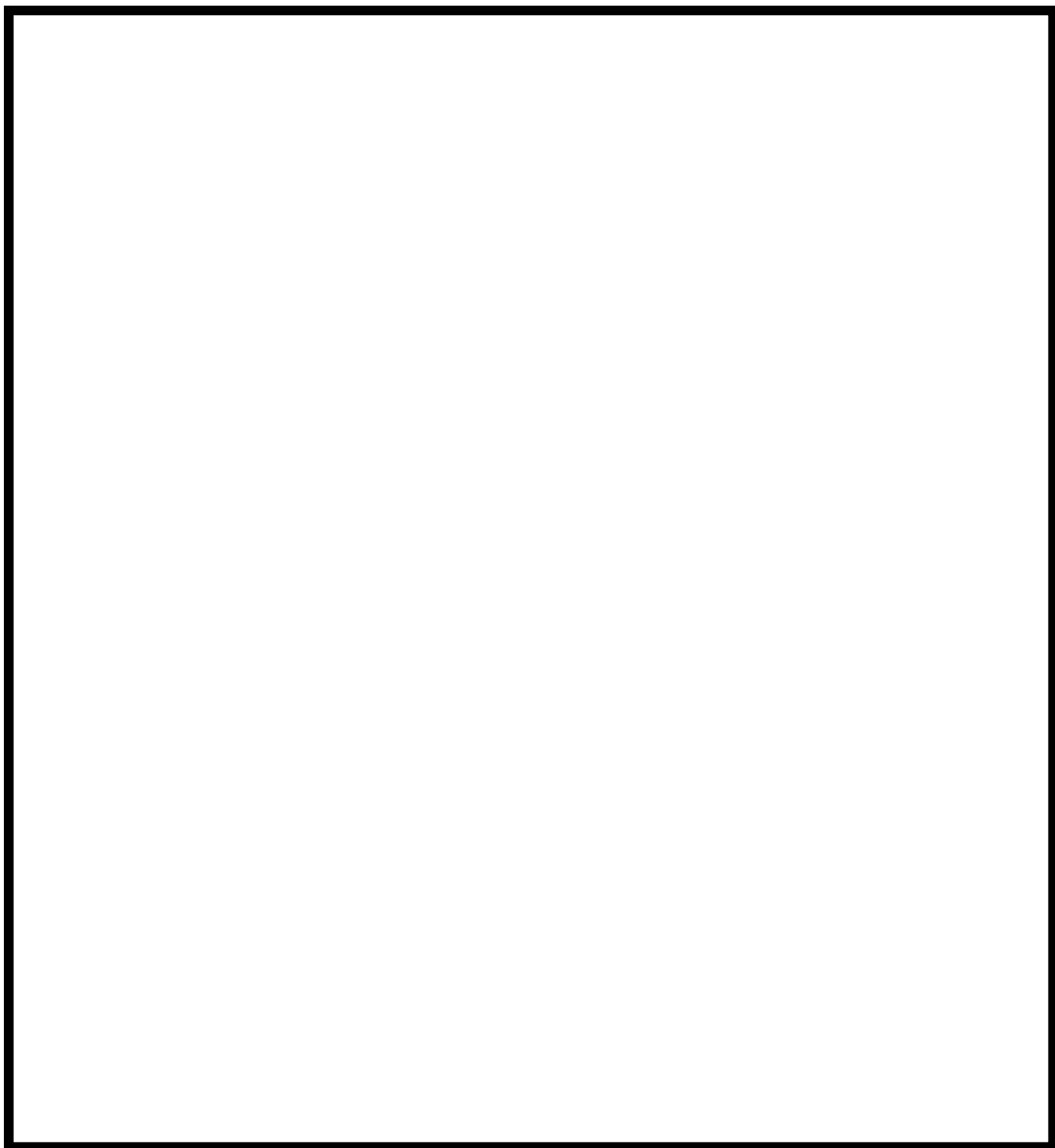


図 4 : 免震重要棟緊急時対策所可搬型換気空調系の配置



6 / 7 号

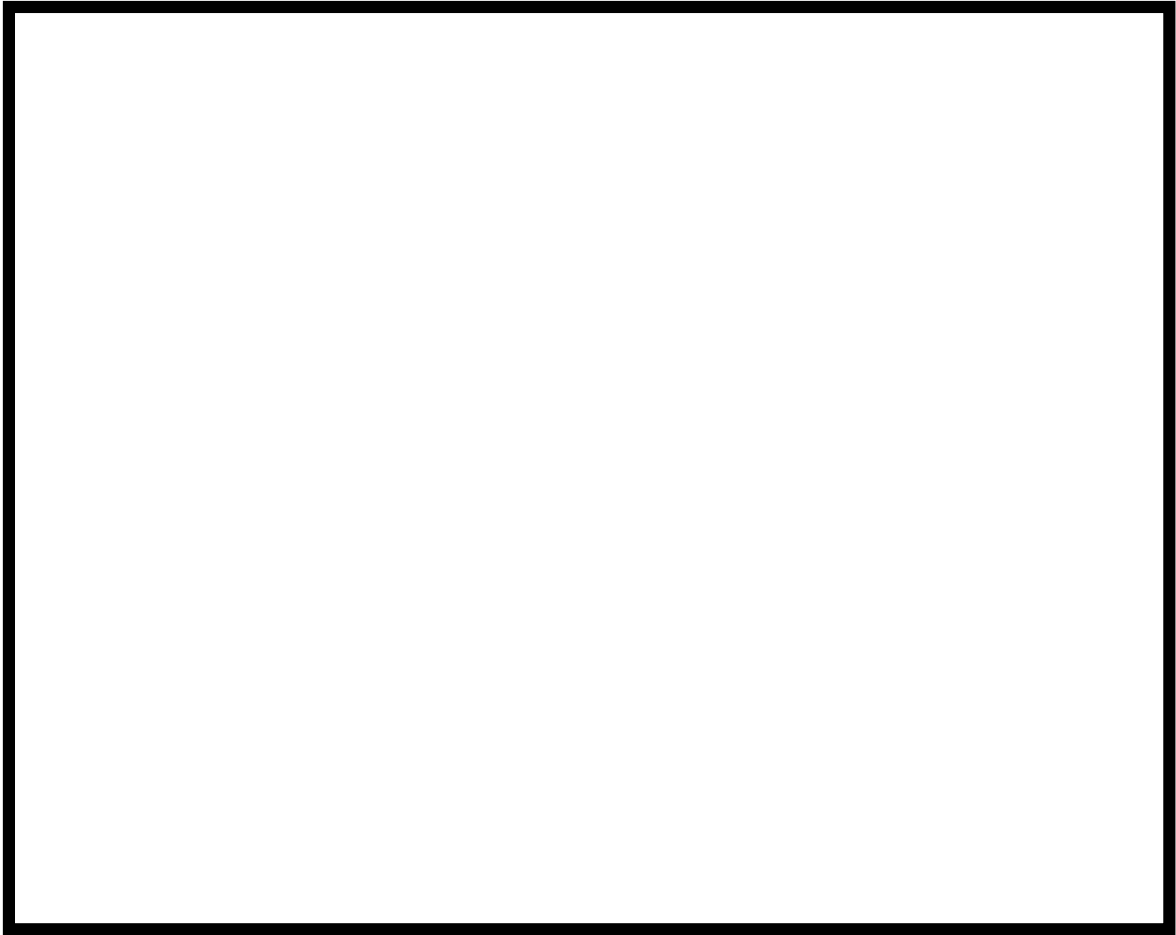
5 号



6 / 7 号

5 号

図 5-1 : 通信連絡設備の配置



7号

7号



6号

5号

図 5-2 : 通信連絡設備の配置

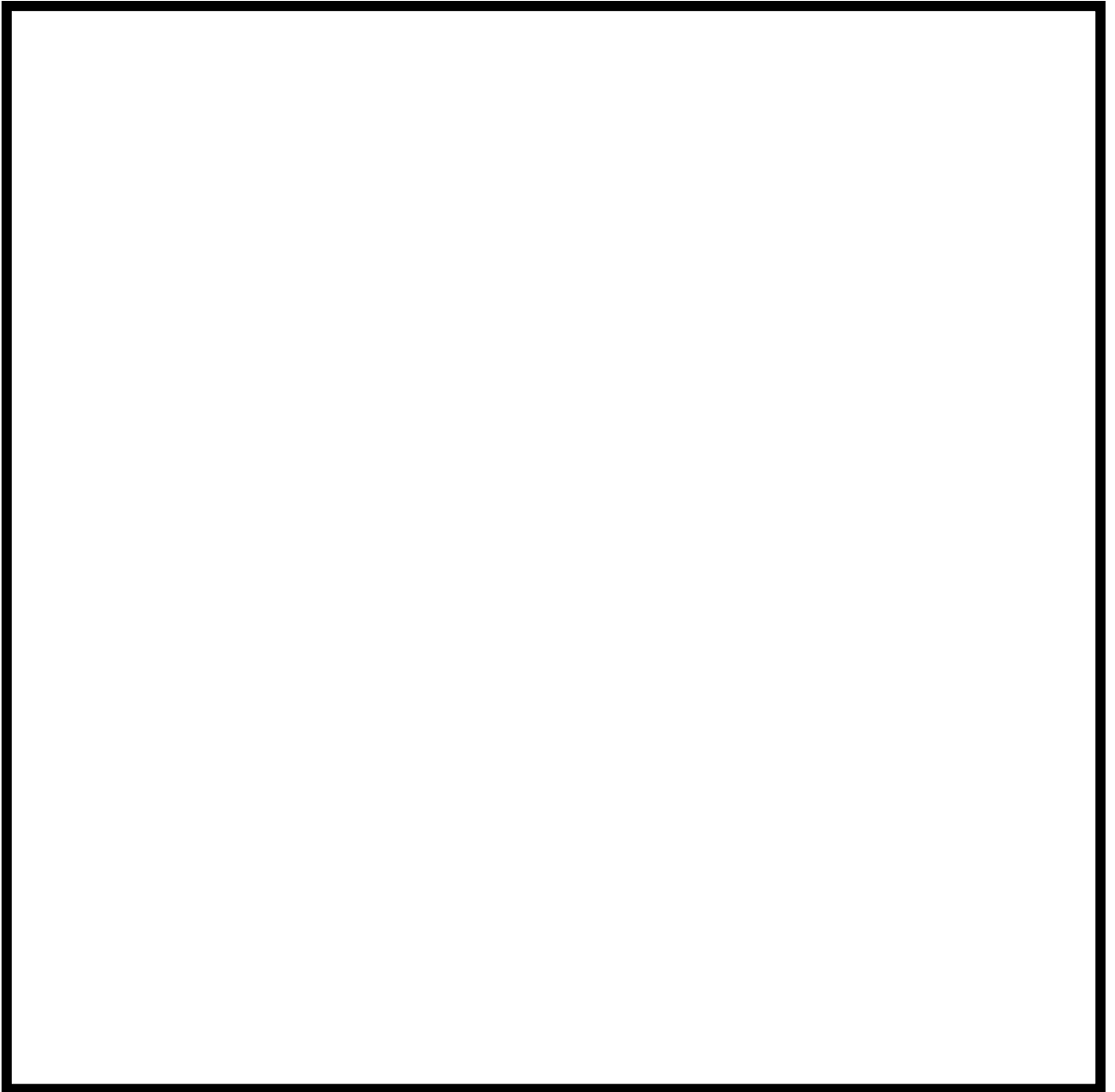


図 5-3 : 通信連絡設備の配置

3.1.2. 常設重大事故防止設備の火災による設計基準事故対処設備への影響

重大事故防止設備のうち常設のものを表2に示す。

表2：常設重大事故防止設備（1／10）

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
代替制御棒挿入機能	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	44	原子炉緊急停止系
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)	44	原子炉緊急停止系, 制御棒, 制御棒駆動系水圧制御ユニット
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	44, 45, 51, 56	
	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ [流路]	44, 45, 51	
高圧代替注水系	高圧代替注水系ポンプ	45	高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系
	高圧代替注水系 (蒸気系)・主蒸気系・原子炉隔離時冷却系配管・弁		高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系
	高圧代替注水系 (注水系)・復水補給水系・高圧炉心注水系 (7号炉は残留熱除去系を含む) 給水系配管・弁・スパージャ [流路]		高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ※	45	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心注水系
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系)・主蒸気系 配管・弁※		(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心注水系
	原子炉隔離時冷却系 (注水系)・復水補給水系・高圧炉心注水系・給水系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ [流路]※		(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心注水系
高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ※	45	(高圧炉心注水系) 原子炉隔離時冷却系
	高圧炉心注水系・復水補給水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ [流路]※		(高圧炉心注水系) 原子炉隔離時冷却系
逃がし安全弁	逃がし安全弁 [操作対象弁]	46	(逃がし安全弁)
	逃がし弁機能用アキュムレータ		(アキュムレータ)
	自動減圧機能用アキュムレータ		(逃がし安全弁排気管)
	主蒸気配管・クエンチャ [流路]		(逃がし安全弁排気管)
代替自動減圧機能 ※自動減圧機能付き逃がし安全弁のみ	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	46	自動減圧系
	自動減圧系の起動阻止スイッチ		

表 2 : 常設重大事故防止設備 (2 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
逃がし安全弁機能回復 (可搬型直流電源供給)	AM 用切替装置 (SRV)	46	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, 直流 125V 蓄電池 B
逃がし安全弁機能回復 (代替窒素供給)	逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 [流路]		(アキュムレータ)
低下代替注水系 (常設)	復水移送ポンプ 復水補給水系・残留熱除去系・給水系・高圧炉心注水系 配管・弁・スパージャ [流路] 原子炉圧力容器 [注入先]		47, 51 44, 45, 47, 51
低下代替注水系 (可搬型)	復水補給水系・残留熱除去系・給水系 配管・弁・スパージャ [流路] 原子炉圧力容器 [注入先]	47, 51 44, 45, 47, 51	
低下注水系	残留熱除去系 (低下注水モード) ポンプ※ 残留熱除去系・給水系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ [流路]※ 原子炉圧力容器 [注入先]	47	(残留熱除去系 (低下注水モード)) (残留熱除去系 (低下注水モード))
原子炉停止時冷却系	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ポンプ※ 原子炉圧力容器 [水源]※ 残留熱除去系・給水系 配管・弁・熱交換器・スパージャ [流路]※ 原子炉圧力容器 [注入先]		(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード))
非常用取水設備	海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路※ 補機冷却用海水取水槽※	47, 48, 49, 50, 54, 56 47, 48, 49, 54	(海水貯留堰) (スクリーン室) (取水路) (補機冷却用海水取水路) (補機冷却用海水取水槽)
代替原子炉補機冷却系 ※水源は海水を使用	原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク, 残留熱除去系熱交換器 [流路]	48, 50	原子炉補機冷却系
S/P への蓄熱補助	真空破壊弁 (S/C→D/W)		(真空破壊弁 (S/C→D/W))
耐圧強化ベント系 (W/W)	耐圧強化ベント系 (W/W) 配管・弁 遠隔手動弁操作設備 原子炉格納容器 [ベント元] 不活性ガス系・非常用ガス処理系 配管・弁 [流路]		残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系

表 2 : 常設重大事故防止設備 (3 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
耐圧強化ベント系 (D/W)	耐圧強化ベント系 (D/W) 配管・弁	48, 50	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系, —
	遠隔手動弁操作設備		
	原子炉格納容器 [ベント元]		
格納容器圧力逃がし装置	不活性ガス系・非常用ガス処理系配管・弁 [流路]		
	フィルタ装置		
	よう素フィルタ		
	フィルタ装置出口放射線モニタ		
	ドレンポンプ設備		
	ドレンタンク		
	遠隔手動弁操作設備		
	フィルタベント遮蔽壁		
	配管遮蔽		
	原子炉格納容器 [ベント元]		
	格納容器圧力逃がし装置・不活性ガス系・耐圧強化ベント系配管・弁 [流路]		
代替格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置		
	よう素フィルタ		
	代替格納容器圧力逃がし装置室空調		
	フィルタ装置出口放射線モニタ		
	ドレンポンプ設備		
	ドレンタンク		
	遠隔手動弁操作設備		
	原子炉格納容器 [ベント元]		
	代替格納容器圧力逃がし装置配管・弁 [流路]		
原子炉補機冷却系 ※水源は海水を使用	原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポンプ※	48, 54	(原子炉補機冷却系)
	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ [流路]※		
	原子炉補機冷却系 サージタンク [流路]※		
	原子炉補機冷却系 熱交換器※		
	原子炉補機冷却系 海水ポンプ※		

表 2 : 常設重大事故防止設備 (4 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設		
系統機能	主要設備				
代替格納容器スプレイ冷却系	復水移送ポンプ	49	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)		
	復水補給水系・残留熱除去系・高圧炉心注水系 配管・弁・スプレイヘッド [流路]				
	原子炉格納容器 [注入先]				
格納容器スプレイ冷却系	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ポンプ※		(残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード))		
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・熱交換器・スプレイヘッド [流路]※				
	原子炉格納容器 [注入先]				
サブプレッション・チェンバ・プール水冷却系	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) ポンプ※		(残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード))		
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・熱交換器 [流路]※				
	原子炉格納容器 [注入先]				
燃料プール代替注水系 (可搬型)	燃料プール代替注水系 (常設) 配管・弁 [流路]	54	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) (燃料プール冷却浄化系)		
	常設スプレイヘッド				
	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) [注入先]				
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ				
	使用済燃料プール [水源] [注入先]				
	燃料プール冷却浄化系 熱交換器				
	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				
使用済燃料プールの監視設備	使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域)				使用済燃料貯蔵プール水位
	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域)				FPC ポンプ入口温度 使用済燃料貯蔵プール温度
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射線モニタ 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ			
水源の確保 ※水源としては海水も使用可能	復水貯蔵槽	45, 47, 49, 56	(サブプレッション・チェンバ) (復水貯蔵槽)		

表 2 : 常設重大事故防止設備 (5 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
水の移送手段	CSP 外部補給配管・弁[流路] 海水取水箇所 (取水路)	56	—
常設代替交流電源	ガスタービン発電機 (第一ガスタービン発電機) ガスタービン発電機用燃料タンク (第一ガスタービン発電機用燃料タンク) ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ (第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ) ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁[流路] (第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁) ガスタービン発電機 (第二ガスタービン発電機) ガスタービン発電機用燃料タンク (第二ガスタービン発電機用燃料タンク) ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ (第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ) ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁[流路] (第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁)	57	非常用ディーゼル発電機
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機※ 非常用高圧母線 E 系※		(非常用ディーゼル発電機) (非常用高圧母線 E 系)
所内蓄電式直流電源設備	直流 125V 蓄電池 A 直流 125V 蓄電池 A-2 AM 用直流 125V 蓄電池		直流 125V 蓄電池 B, 直流 125V 蓄電池 C, 直流 125V 蓄電池 D
非常用直流電源設備	直流 125V 蓄電池 B※ 直流 125V 蓄電池 C※		(直流 125V 蓄電池 B) (直流 125V 蓄電池 C)
可搬型直流電源設備	AM 用直流 125V 充電器		直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2

表 2 : 常設重大事故防止設備 (6 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
代替所内電気設備	緊急用高圧母線, 緊急用断路器, 緊急用電源切替箱断路器, 緊急用電源切替箱接続装置, AM 用動力変圧器, AM 用 MCC, AM 用切替盤, AM 用操作盤	57	非常用 MCC (C, D, E)
	非常用高圧母線 C 系		非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系
	非常用高圧母線 D 系		非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 E 系
号炉間電力融通電気設備	号炉間電力融通ケーブル		非常用所内電気設備
燃料補給設備	軽油タンク		(軽油タンク)
	燃料ディタンク※		(燃料ディタンク)
	燃料移送ポンプ※		(燃料移送ポンプ)
	非常用ディーゼル発電機用燃料移送系配管・弁[流路]※	(非常用ディーゼル発電機用燃料移送系配管・弁)	

表 2 : 常設重大事故防止設備 (7 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※ ¹
系統機能	主要設備		
原子炉压力容器内の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度※	58	原子炉压力容器温度
原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)		原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉压力容器温度
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 原子炉水位 (SA)		原子炉隔離時冷却系 系統流量 高圧代替注水系 系統流量 復水補給水系流量 (原子炉压力容器)
原子炉压力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量※		復水貯蔵槽水位 (SA)
	高圧炉心注水系系統流量※		
	高圧代替注水系系統流量		
	復水補給水系流量 (原子炉压力容器)		
	残留熱除去系系統流量※		
原子炉格納容器への注水量	復水補給水流量 (原子炉格納容器)		サブプレッション・チェンバ・プール水位 原子炉水位 原子炉水位 (SA)
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度		復水貯蔵槽水位 (SA)
	サブプレッション・チェンバ 気体温度		格納容器内圧力 (D/W)
	サブプレッション・チェンバ・プ ール水温度		サブプレッション・チェン バ・プール水温度
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)		サブプレッション・チェン バ気体温度
	格納容器内圧力 (S/C)		格納容器内圧力 (S/C)
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プ ール水位		格納容器内圧力 (D/W)
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レ ベル (D/W)	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	
	格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)	格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)	
未臨界の監視	起動領域モニタ	格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W)	
	平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	

※1 : 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

表 2 : 常設重大事故防止設備 (8 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※ ¹
系統機能	主要設備		
最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール 水温度 復水補給水系温度 (代替循環冷却) 復水補給水系流量 (原子炉压力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	58	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・ チェンバ気体温度
	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置スクラバ水 pH		ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・ チェンバ気体温度 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内圧力 (D/W)
	原子炉補機冷却水系系統流量※ 残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量※ 残留熱除去系熱交換器入口温度※ 残留熱除去系熱交換器出口温度※ 残留熱除去系系統流量※		原子炉压力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・ チェンバ気体温度 サプレッション・チェン バ・プール水温度
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	58	ドライウエル雰囲気温度 格納容器圧力 (D/W)
	ドライウエル雰囲気温度 格納容器圧力 (D/W)		原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
水源の確認	復水貯蔵槽水位 (SA)	58	原子炉隔離時冷却系系統 流量 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (原子炉压力容器)
	サプレッション・チェンバ・プ ール水位		残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出 圧力 復水補給水系流量 (原子炉压力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納用容器) 復水移送ポンプ吐出圧力

表 2 : 常設重大事故防止設備 (9 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する 設計基準対象施設※1
系統機能	主要設備		
使用済燃料貯蔵プールの 監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA)	58	使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (高レン ジ・低レンジ)
	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)		使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (高レン ジ・低レンジ)
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニ タ (高レンジ・低レンジ)		使用済燃料プール水位・ 温度 (SA) 使用済燃料プール水位・ 温度 (SA 広域)

※1 : 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

表 2 : 常設重大事故防止設備 (1 0 / 1 0)

常設重大事故防止設備 ※設計基準拡張		関連条文	代替する機能を有する 設計基準対象施設
系統機能	主要設備		
居住性の確保	中央制御室遮蔽	59	(中央制御室遮蔽)
	中央制御室換気空調系 給排気隔離弁		中央制御室換気空調系
居住性の確保 (5 号炉原子炉 建屋内緊急時対策所)	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 遮蔽	61	-
	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 二酸化炭素吸収装置		-
通信連絡 (5 号炉原子炉建屋 内緊急時対策所)	無線連絡設備 (常設)		送受話器, 電力保安通信用電話設備
電源の確保 (5 号炉原子炉建 屋内緊急時対策所)	負荷変圧器		外部電源
	交流分電盤		
居住性の確保 (免震重要棟内 緊急時対策所)	免震重要棟内緊急時対策所遮蔽		-
	免震重要棟内緊急時対策所 給排気隔離ダンパ		
通信連絡 (免震重要棟内緊急 時対策所)	無線連絡設備 (常設)		送受話器, 電力保安通信用電話設備
電源の確保 (免震重要棟内緊 急時対策所)	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機		外部電源
	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機用 地下貯油タンク		
	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機用 燃料移送ポンプ		
	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機用受電盤		
	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機-電源車 切替断路器		
発電所内の通信連絡	無線連絡設備 (常設)	62	送受話器, 電力保安通信用電話設備

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



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

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

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

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

また，水圧制御ユニットについては，フェイルセーフ設計となっており，火災によって電磁弁のケーブルが損傷した場合，あるいはスクラム弁・スクラムパイロット弁のダイヤフラム等が機能喪失した場合も，スクラム弁が「開」動作しスクラムすることから，火災により本機能に影響が及ぶおそれはない。さらに，万一火災によってケーブルが損傷し，すべての電磁弁が無励磁とならない場合においても，電磁弁の電源をOFFとすることによってスクラム弁を「開」動作しスクラムさせることができる。(図6)

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

(図7，8)

加えて，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じているとともに，感知・消火対策として異なる2種類の感知器，消防法に基づく消火器，消火栓を設置している。

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

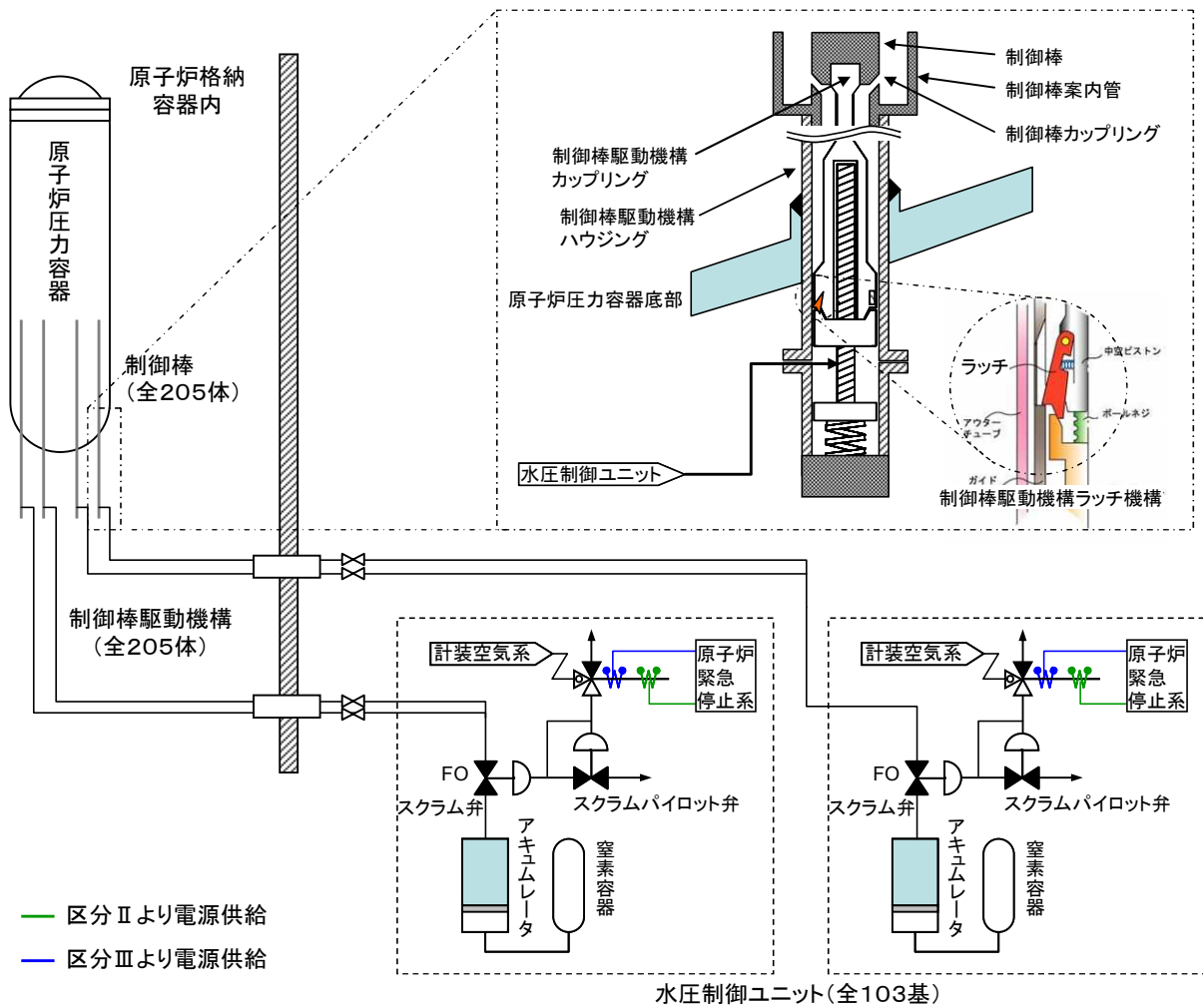


図6：制御棒駆動系，水圧制御ユニットの概要図

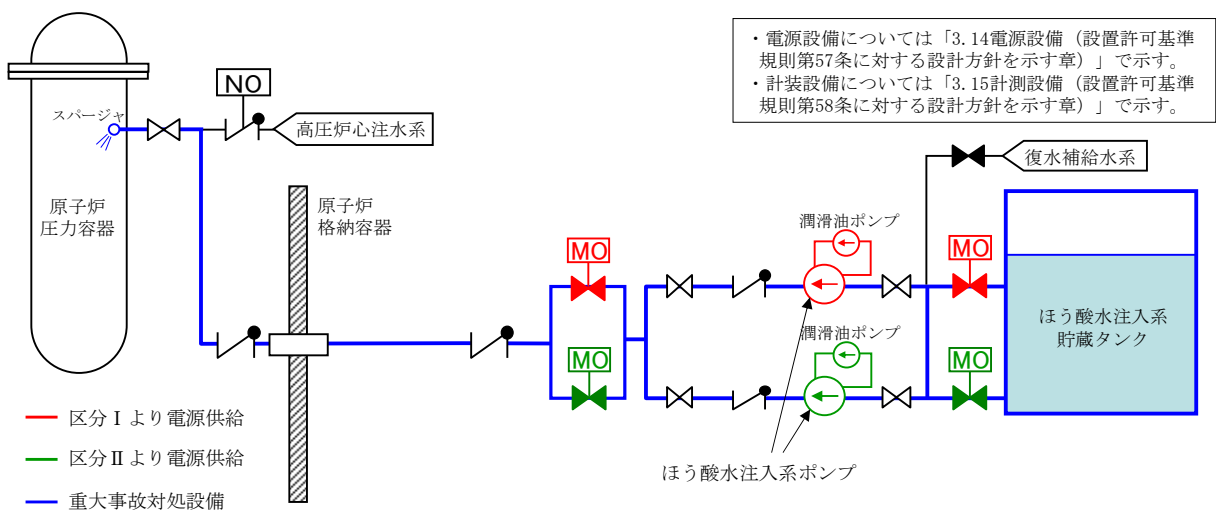


図7：ほう酸水注入系の概要図



6号炉の配置



7号炉の配置

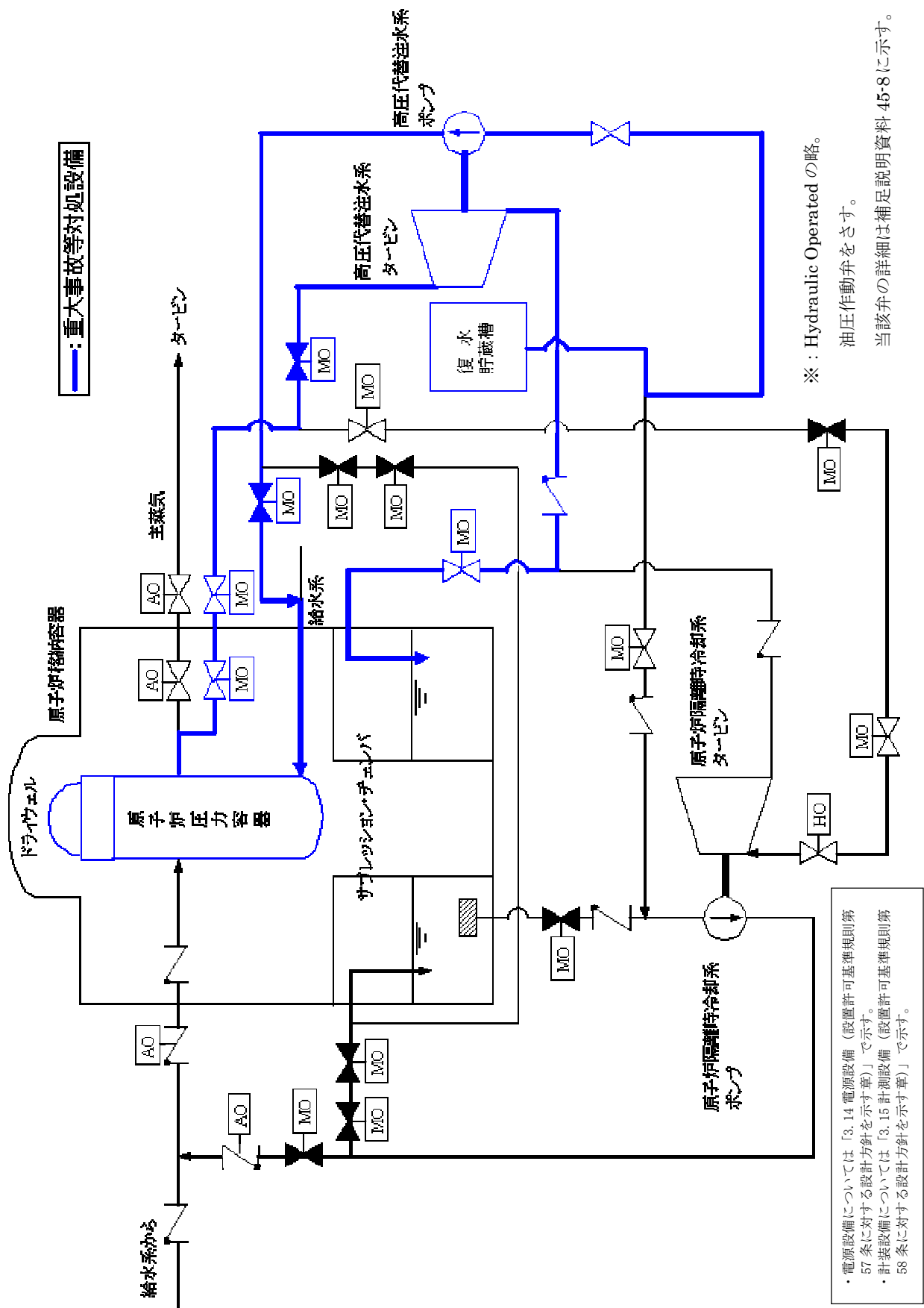
図8：ほう酸水注水系と水圧制御ユニットの配置

(2) 高圧代替注水系 [45 条]

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

高圧代替注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系とも、火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用、過電流による過熱防止対策等を講じている。また、感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに、高圧代替注水系・原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系は異なる区分の火災区域に設置されている。加えて、高圧代替注水系・原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系はそれぞれ異なる流路を使用する。(図 9, 10)

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



・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
 ・計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

図 9-1：高圧代替注水系 系統概略図

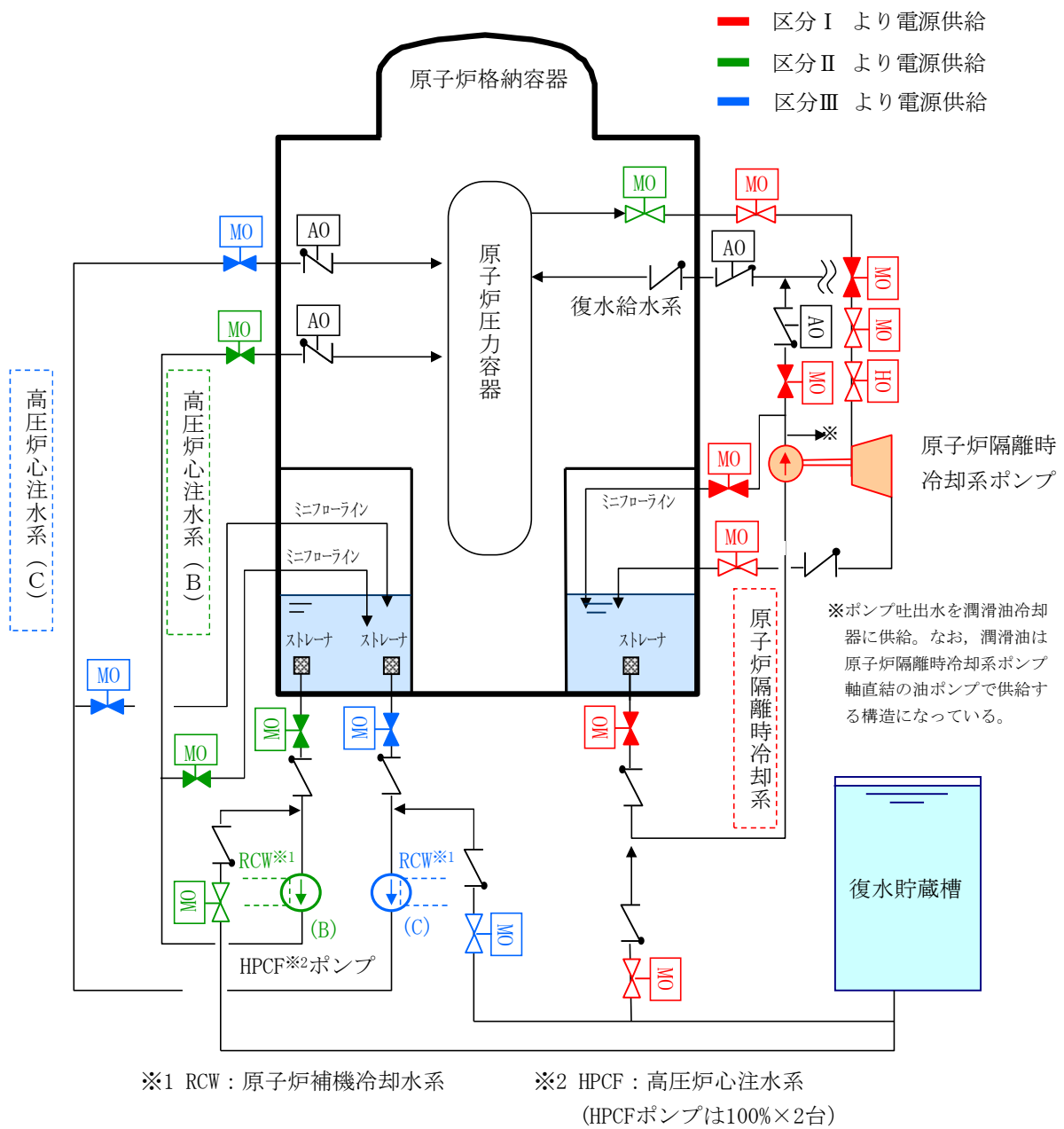


図 9-2 : 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系 系統概略図



6号炉の配置



7号炉の配置

図 10： 高圧代替注水系・高圧炉心注水系・原子炉隔離時冷却系の配置

(3) 代替自動減圧機能・逃がし安全弁機能回復 [46 条]

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

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

さらに、代替自動減圧機能と自動減圧系は異なるインターロック回路としており、中央制御室の論理回路も異なる制御盤に設置している。加えて、両者はそれぞれ多重化しており、区分毎の伝送器はそれぞれ別の部屋に設置しているとともに、異なる区分のケーブル等については、IEEE384 に準じて、隔離、バリア又はケーブルトレイカバーあるいは電線管の使用等により分離している。(図 11～13)

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

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

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

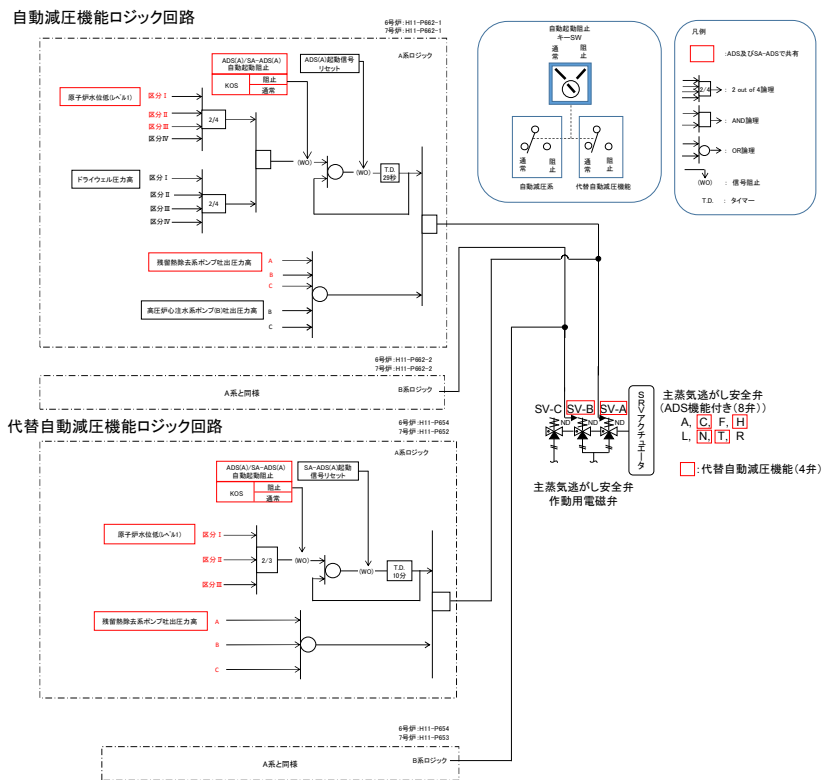


図 11-1：自動減圧系と代替自動減圧系のロジック概要図

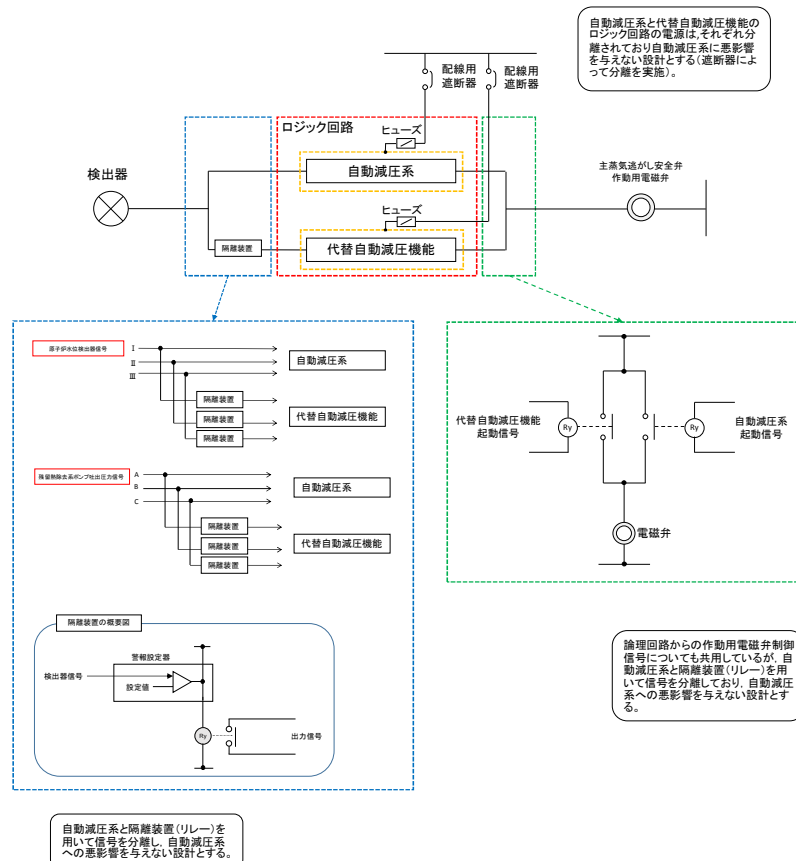


図 11-2：信号の分離について

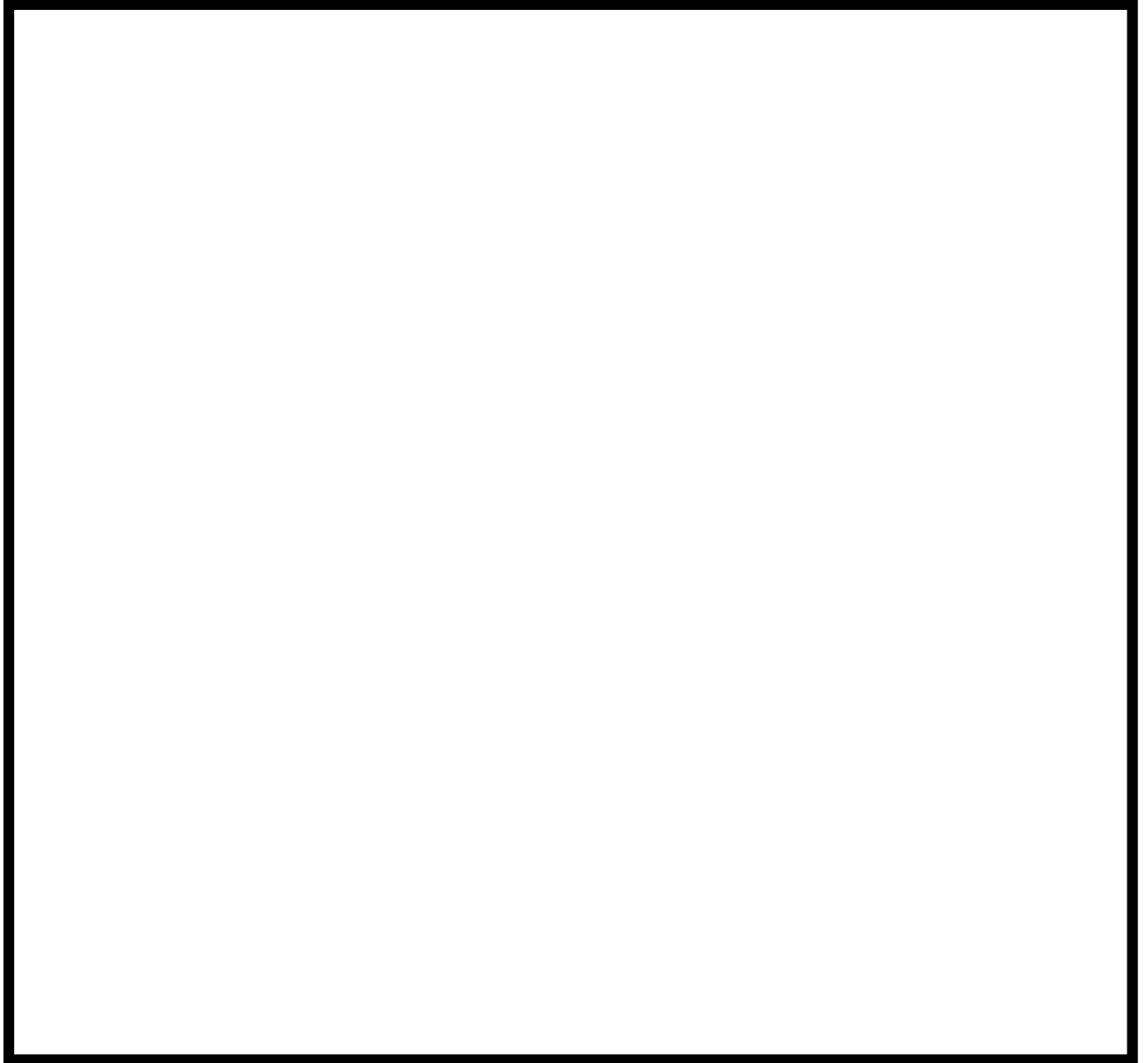


6号炉 代替自動減圧系伝送器配置図



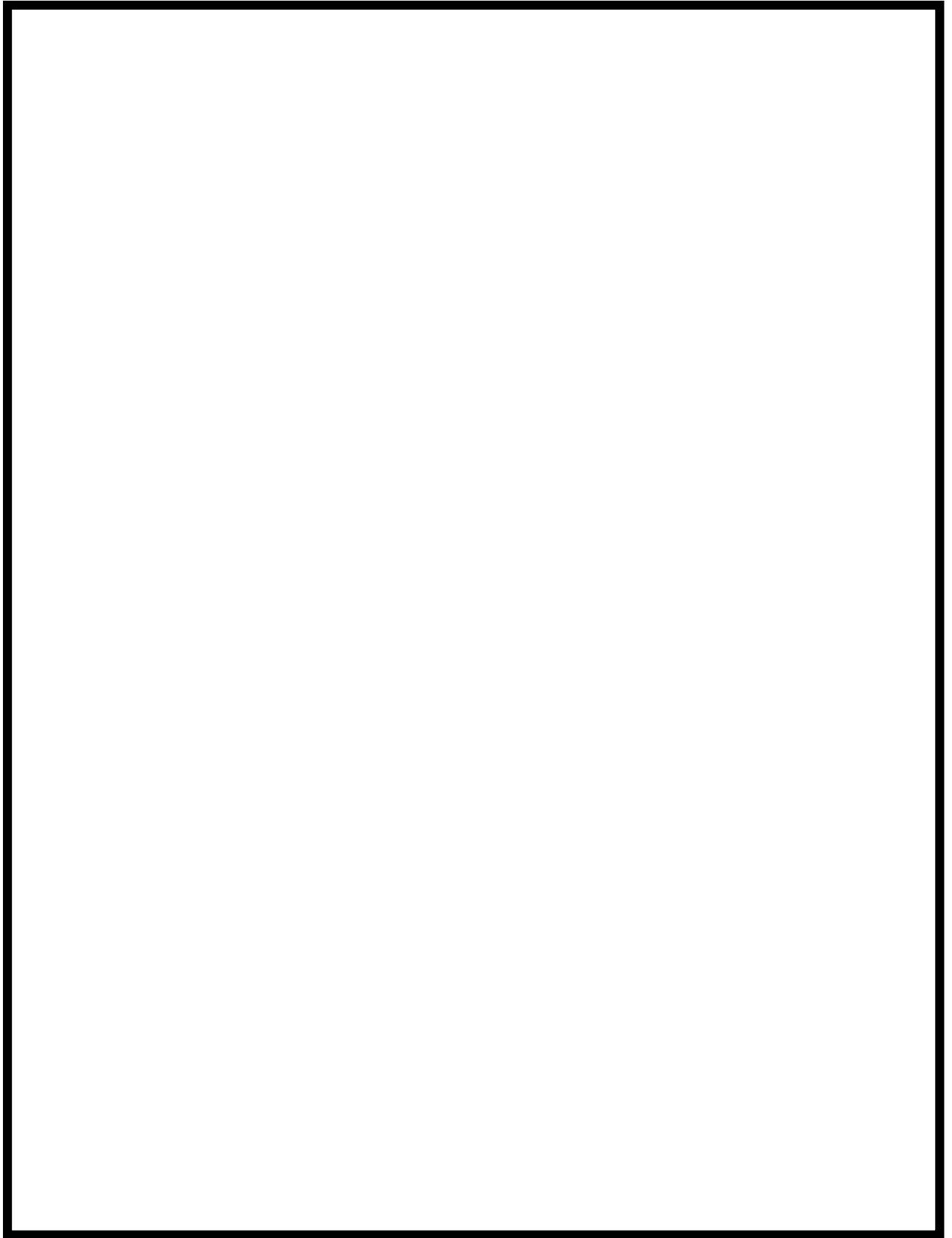
7号炉 代替自動減圧系伝送器配置図

図 12 : 代替自動減圧系の伝送器の配置



6 / 7 号炉 中央制御室配置図

図 13-1 : 代替自動減圧系・自動減圧系の中央制御室における配置



7号炉

図 13-2 蓄電池 A, A-2, B の配置

(4) 低圧代替注水系（常設） [47 条]

低圧代替注水系（常設）は重大事故時に炉心に低圧注水するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（低圧注水モード）」である。（図 14）

低圧代替注水系の主要設備を表 3 に示す。

表 3 低圧代替注水系の主要設備について

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	・低圧代替注水系（常設）	・残留熱除去系（低圧注水モード）
ポンプ	・復水移送ポンプ	・残留熱除去系ポンプ
電動弁 (状態表示を含む)	・残留熱除去系注入隔離弁 (例：E11-M0-F005B) ・復水補給水系タービン建屋 負荷遮断弁 (例：P13-M0-F029) ・残留熱除去系(B)注入ライン 洗浄水止め弁 (例：E11-M0-F032B)	・残留熱除去系注入隔離弁 (例：E11-M0-F005A)
監視計器	・復水補給水系流量計 ・復水移送ポンプ吐出圧力計 ・原子炉水位計	・残留熱除去系流量計 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力計

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

低圧代替注水系（常設）のポンプ（復水移送ポンプ）は廃棄物処理建屋に設置，残留熱除去系のポンプ（残留熱除去系ポンプ）は原子炉建屋に設置されており，位置的分散を図っている。（図 15）

低圧代替注水系（常設）は，図 16 のとおり屋外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，残留熱除去系（低圧注水モード）は，図 16 のとおり原子炉建屋 □ 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できる設計としており，ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機，代替所内電気設備と非常用所内

電気設備とは、それぞれ位置的分散を図っている。また、低圧代替注水系使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水モード）使用時の機器への電路とは、米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（図 16）

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

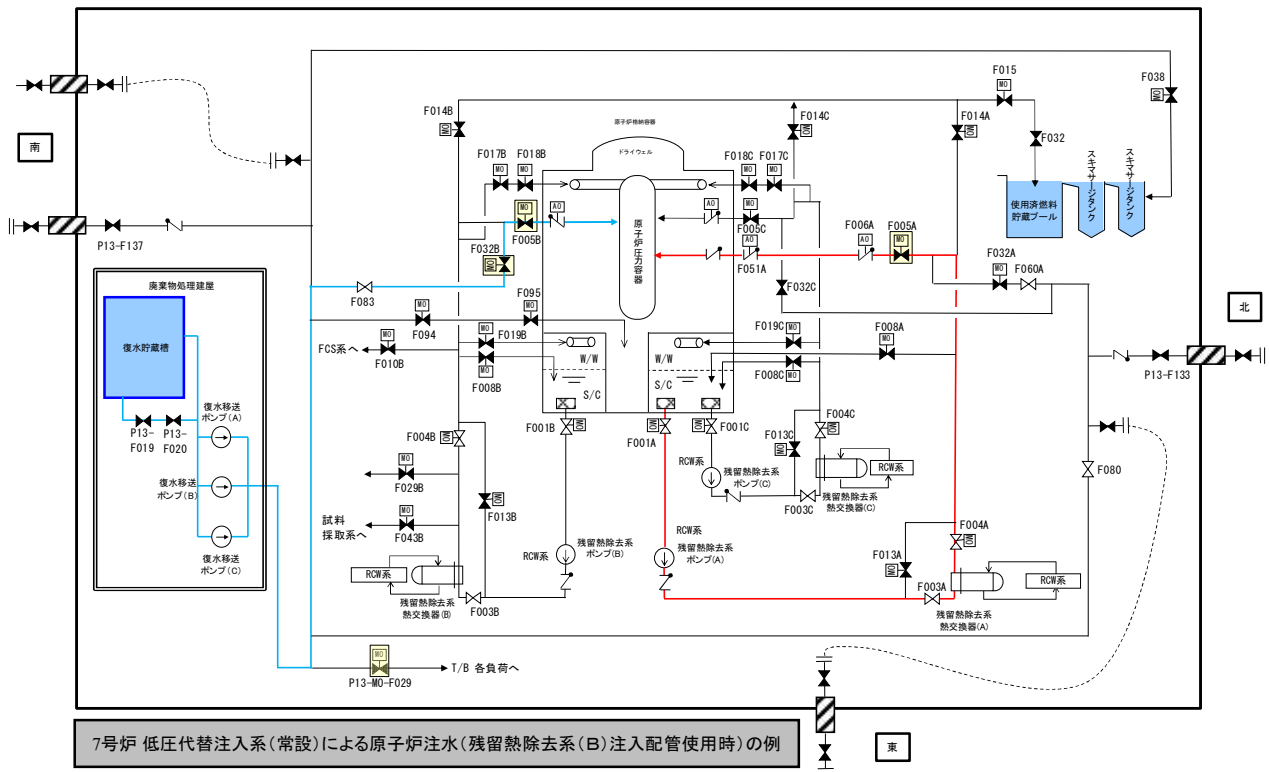
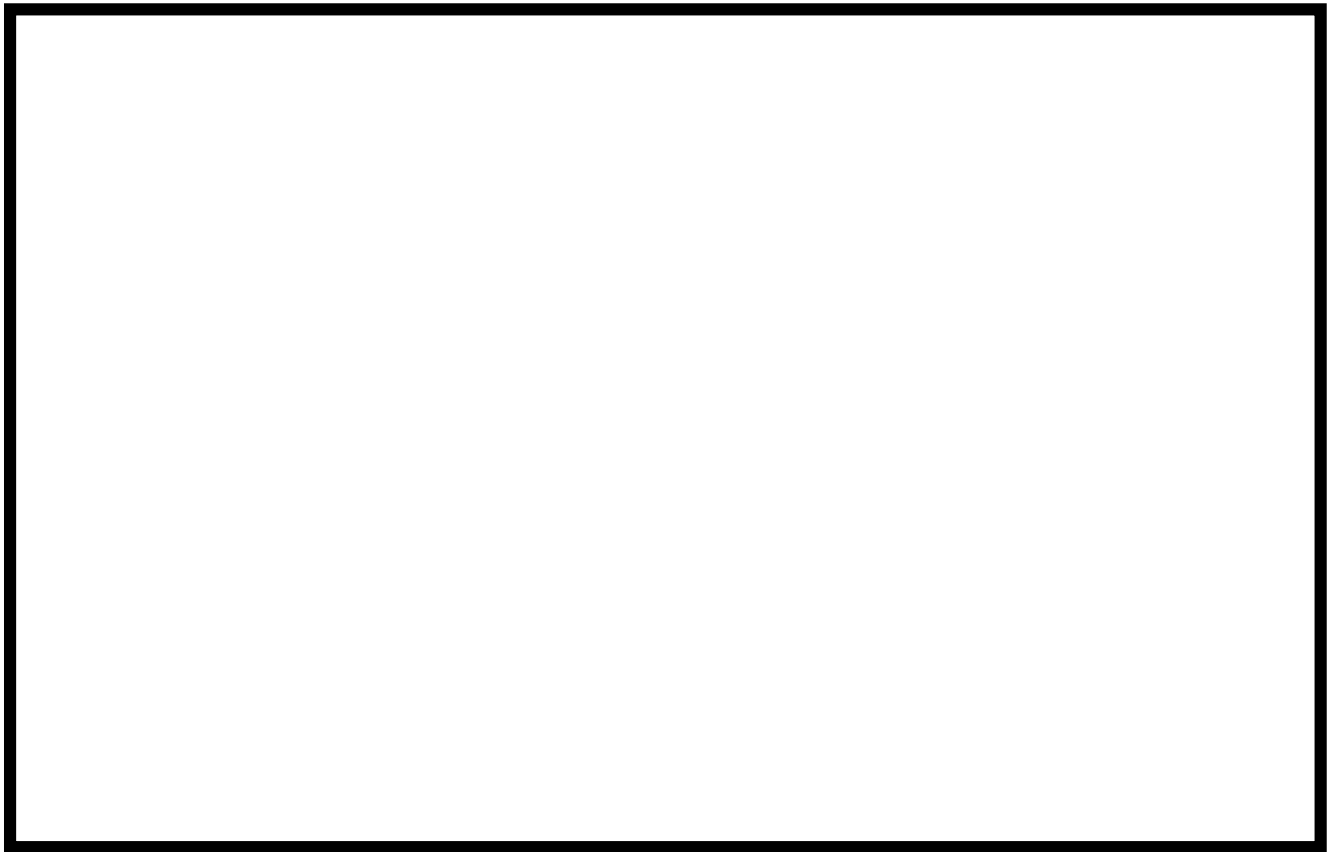


図 14： 低圧代替注水系と残留熱除去系（低圧注水モード）の系統概略図



6号炉の配置



7号炉の配置

図 15 : 低圧代替注水系と残留熱除去系（低圧注水モード）の配置

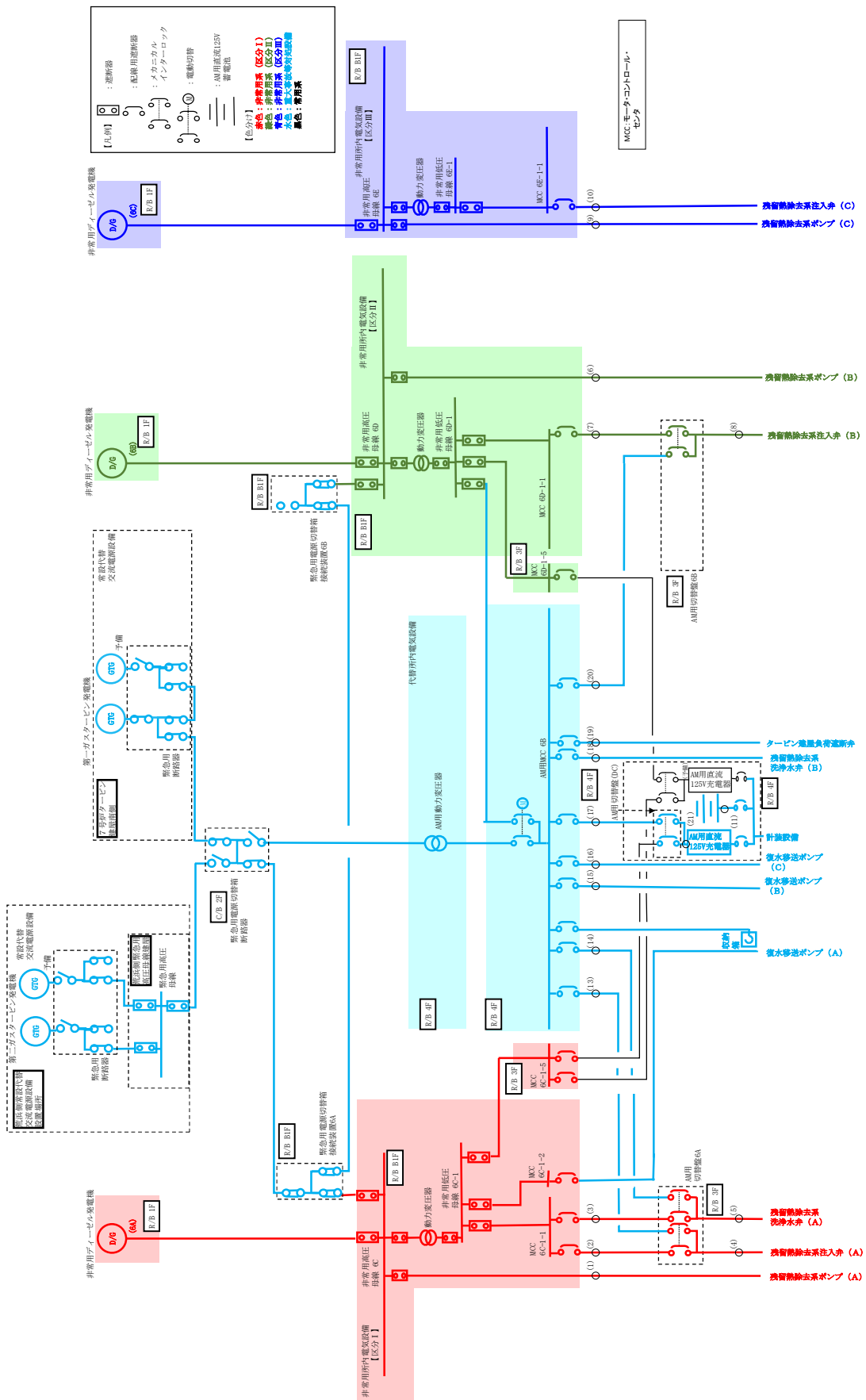


図 16-1 : 単線結線図 (6号炉)

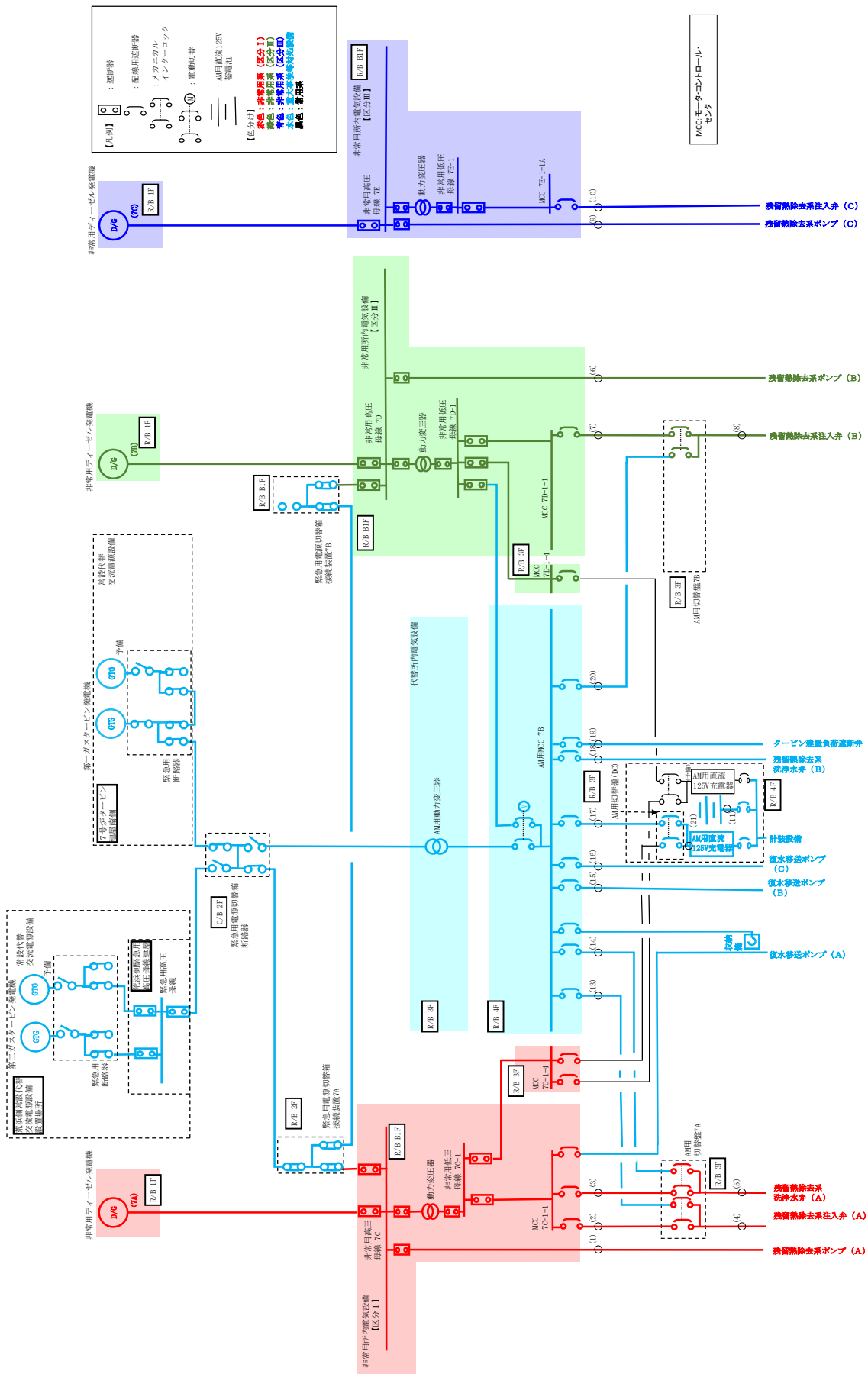


図 16-2 : 単線結線図 (7号炉)

(5) 代替原子炉補機冷却系[48条]

代替原子炉補機冷却系は重大事故時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故防止設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系」である。(図17)

代替原子炉補機冷却系の主要設備を表4に示す。

表4 代替原子炉補機冷却系の主要設備

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

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

代替原子炉補機冷却系及び原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じる。また，感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置する。さらに，原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系は3区分に分離して位置的分散を図っている。(図18)

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

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

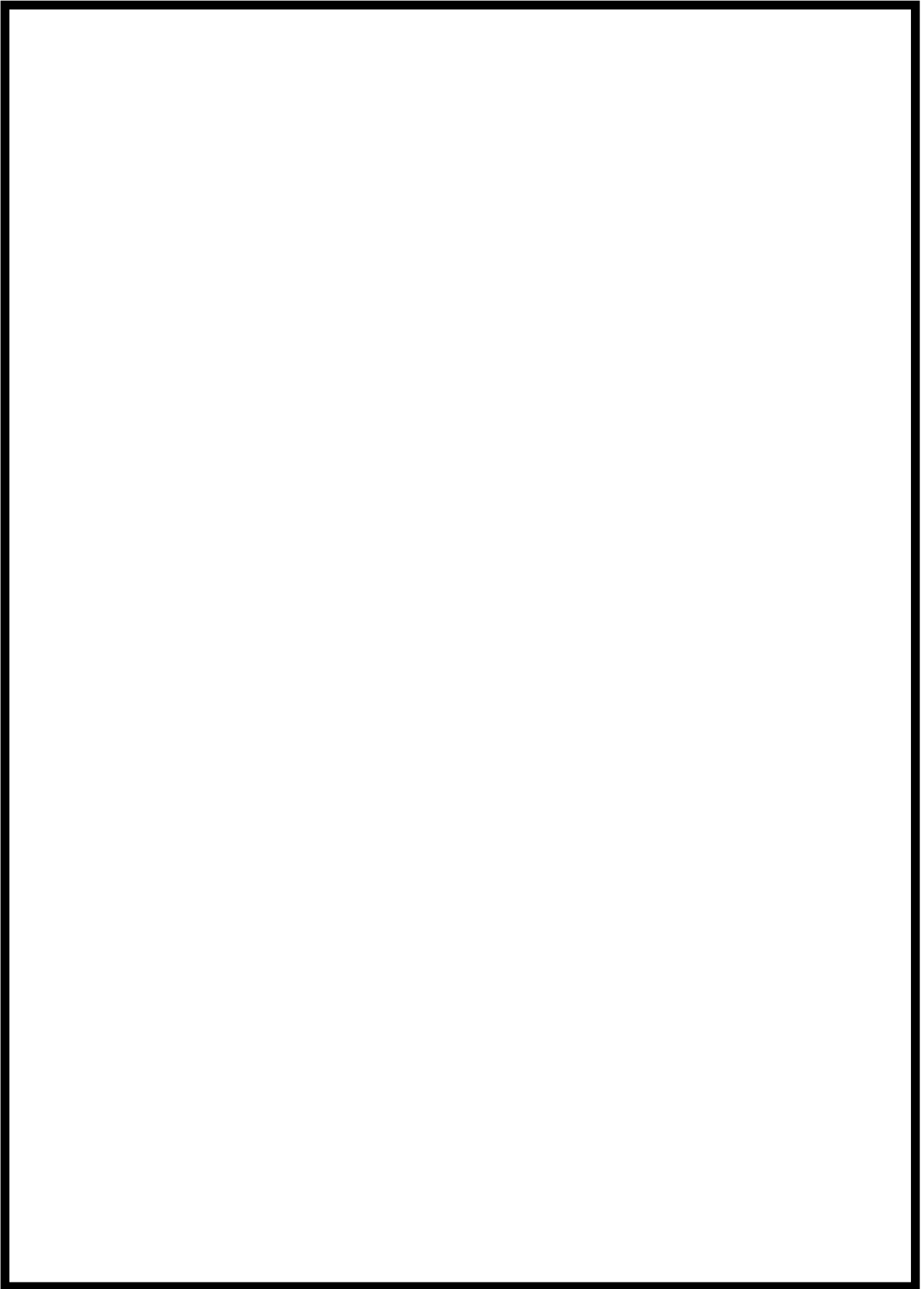


图 17 代替原子炉補機冷却系 系統概要図

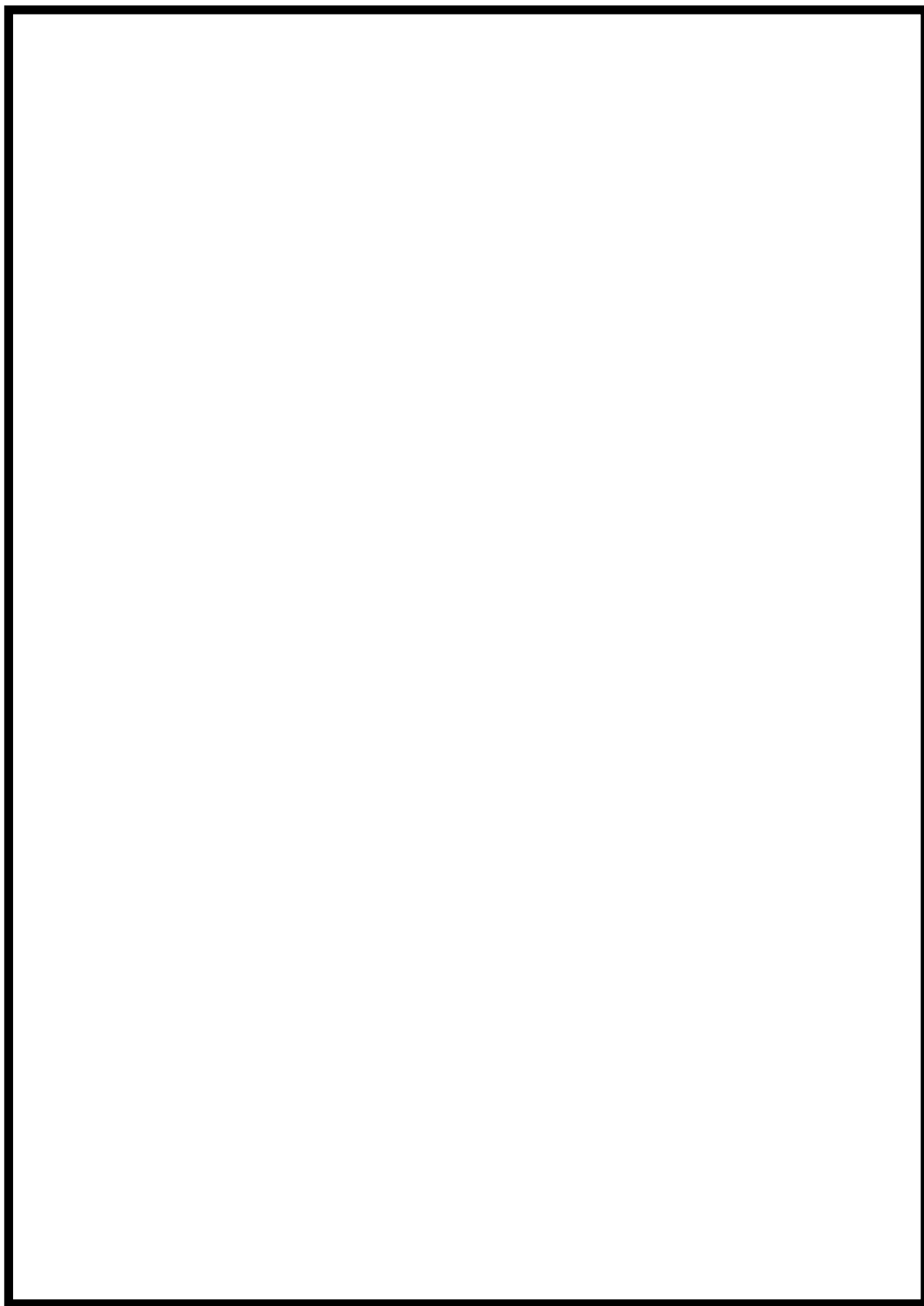


図 18-1 : 原子炉補機冷却系, 原子炉補機冷却海水系の配置 (6号炉)

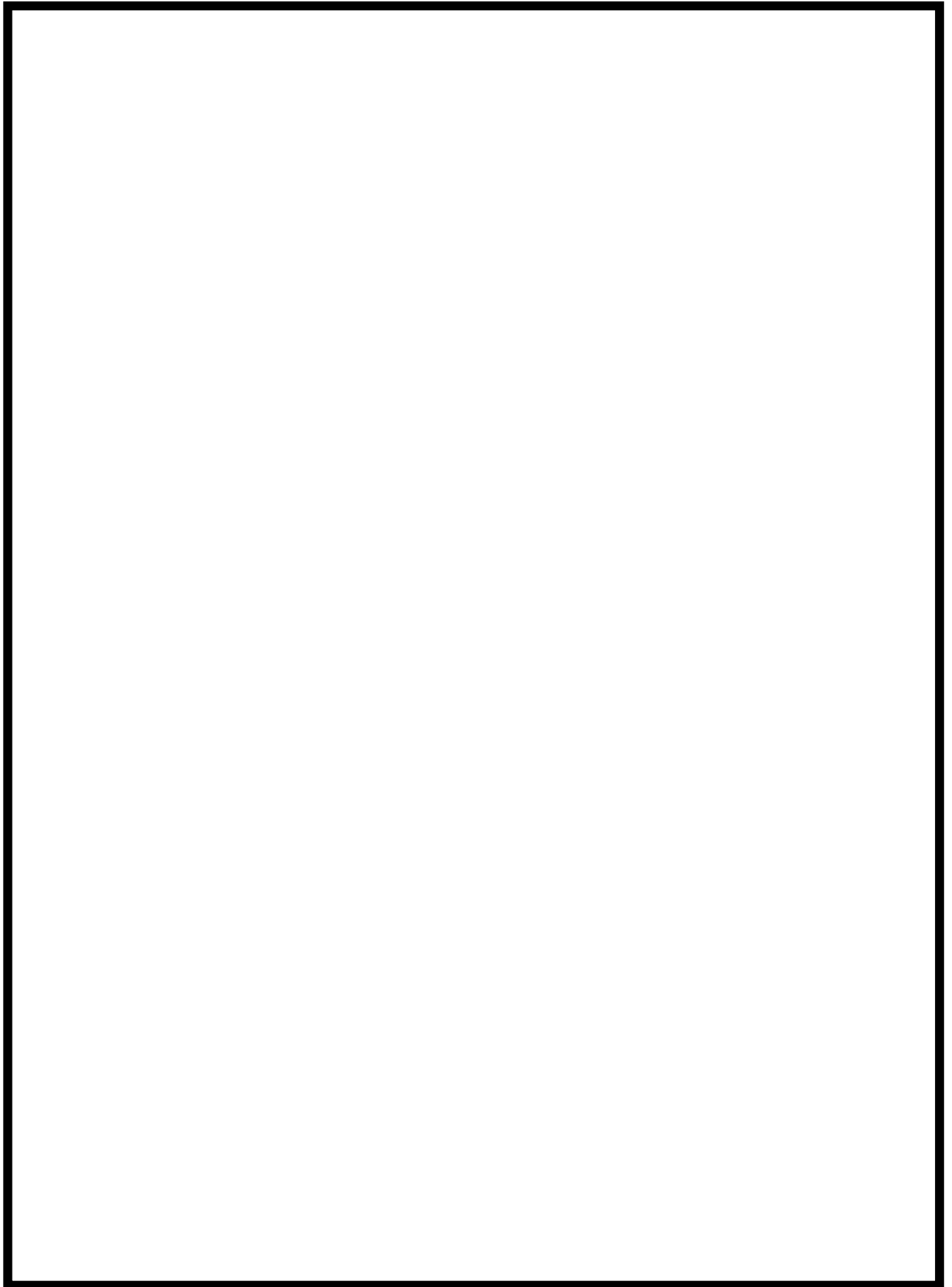


図 18-2 : 原子炉補機冷却系, 原子炉補機冷却海水系の配置 (7 号炉)

(6) 耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置 [48 条]

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

(図 19, 20, 21)

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置の主要設備を表 5 に示す。


表 5 耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置の主要設備について

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
<ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベント系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・代替格納容器圧力逃がし装置 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベント系 ・フィルタ装置 ・よう素フィルタ 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）)
<p>電動弁 (状態表示を含む)</p>	—	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系格納容器冷却流量調整弁 (例：E11-M0-F017C) ・残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (例：E11-M0-F018C) ・残留熱除去系サプレッション ・チェンバースプレイ注入弁 (例：E11-M0-F019C)
<p>監視計器</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・フィルタ装置入口圧力 ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置水素濃度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・金属フィルタ差圧 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・格納容器内圧力(D/W) ・格納容器内圧計(S/C) 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じる。また，感知・消火対策として異なる２種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所には固定式ガス消火設備を設置する。

耐圧強化ベント系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は原子炉建屋に設置，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置は屋外に設置されており，位置的分散を図るとともに，格納容器圧力逃がし装置のケーブルは電線管に布設しており，他の系統のケーブルと分離している。（図 22, 23, 24）

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置の電動弁及び電磁弁は，ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由し電源を受電している。一方，電源が喪失した場合を想定し，動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置のドレンポンプ及び監視計器は，屋外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，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，図 25 のとおり原子炉建屋  に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電力を受電できる設計としており，ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図っている。また，耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置使用時の機器への電路と格納容器スプレイ冷却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。（図 25）

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

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

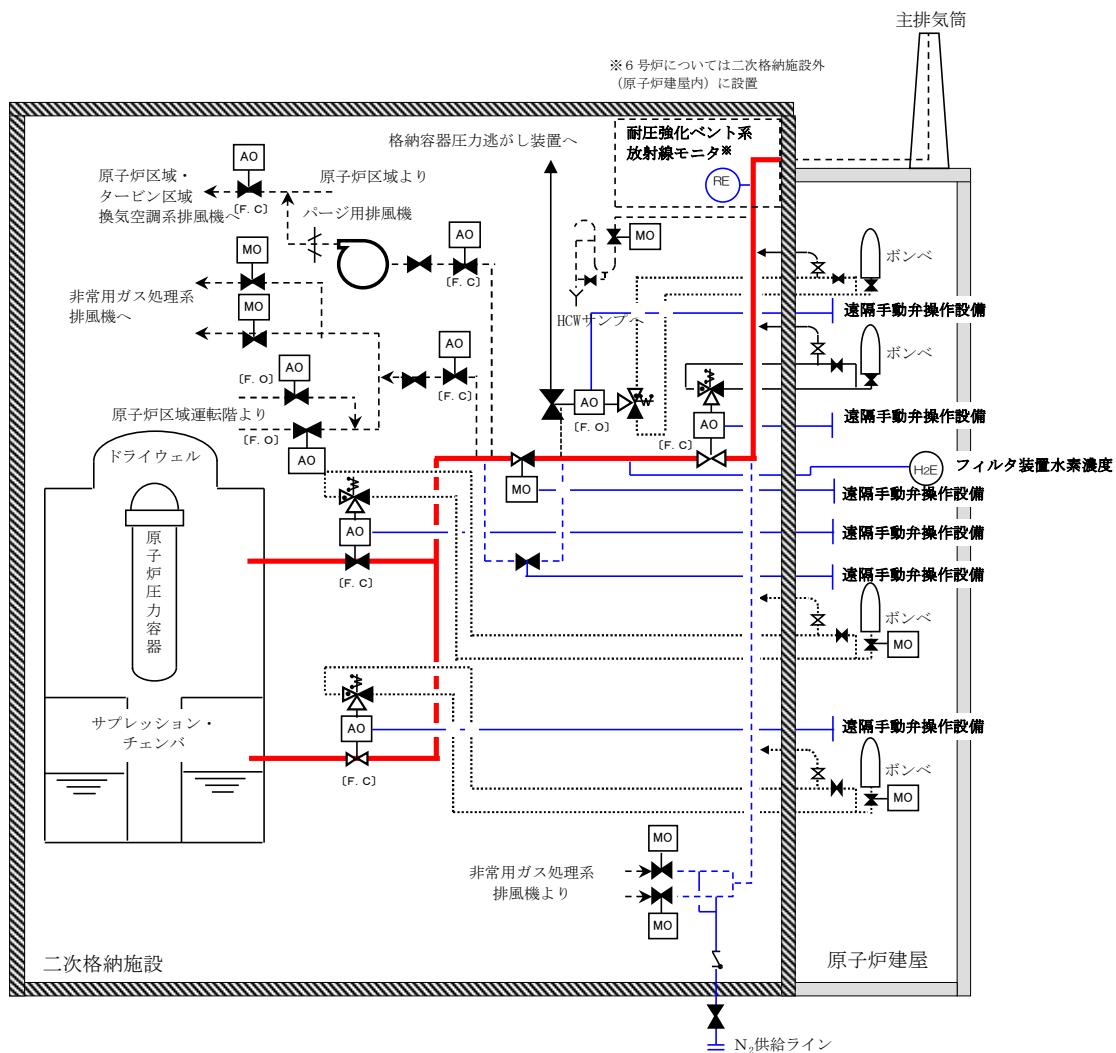


図 19 耐圧強化ベント系 系統概要図

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

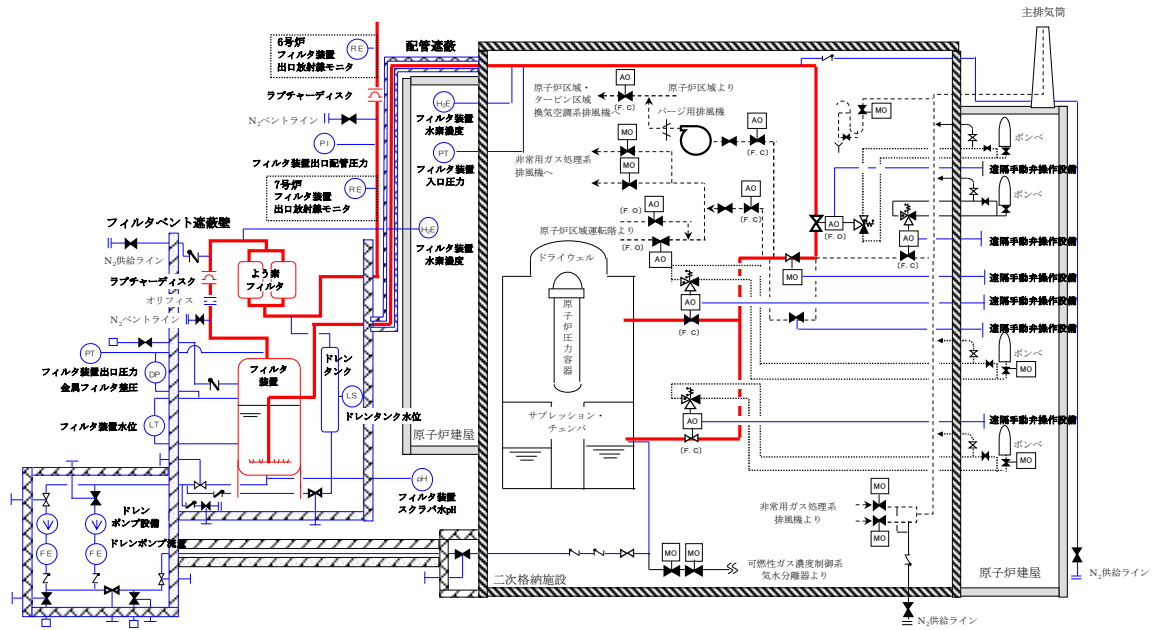


図 20 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

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

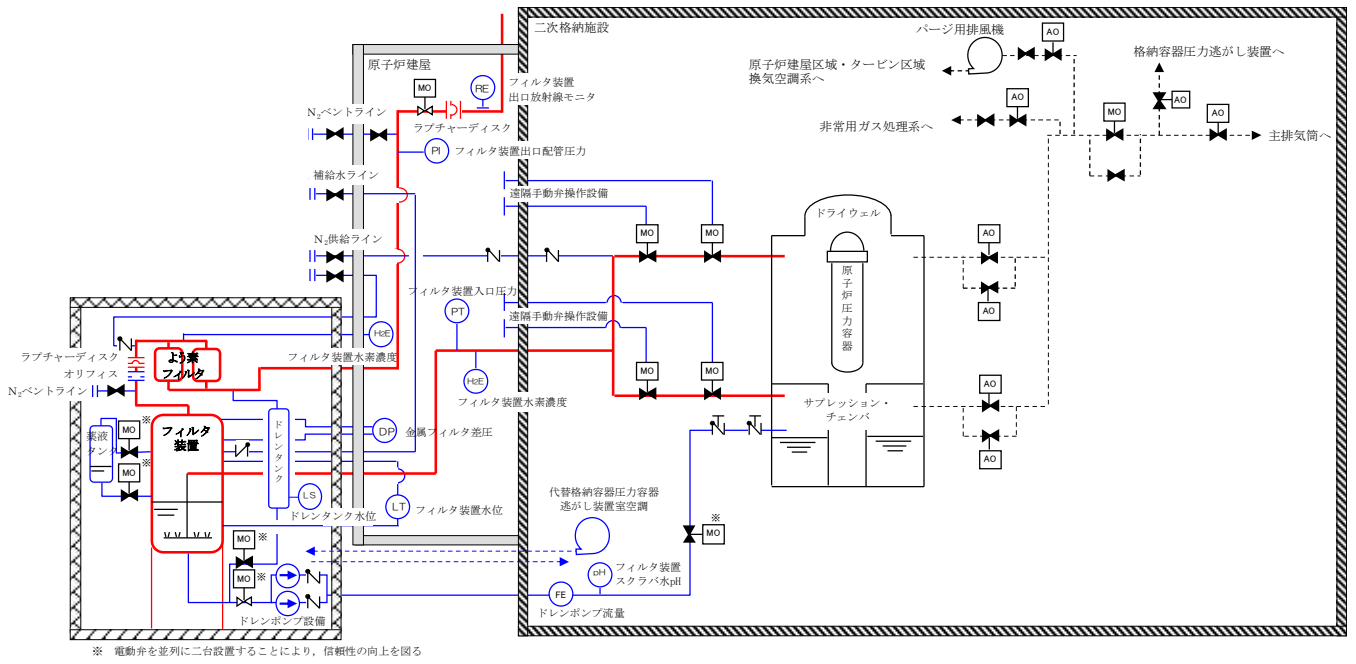


図 21 代替格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

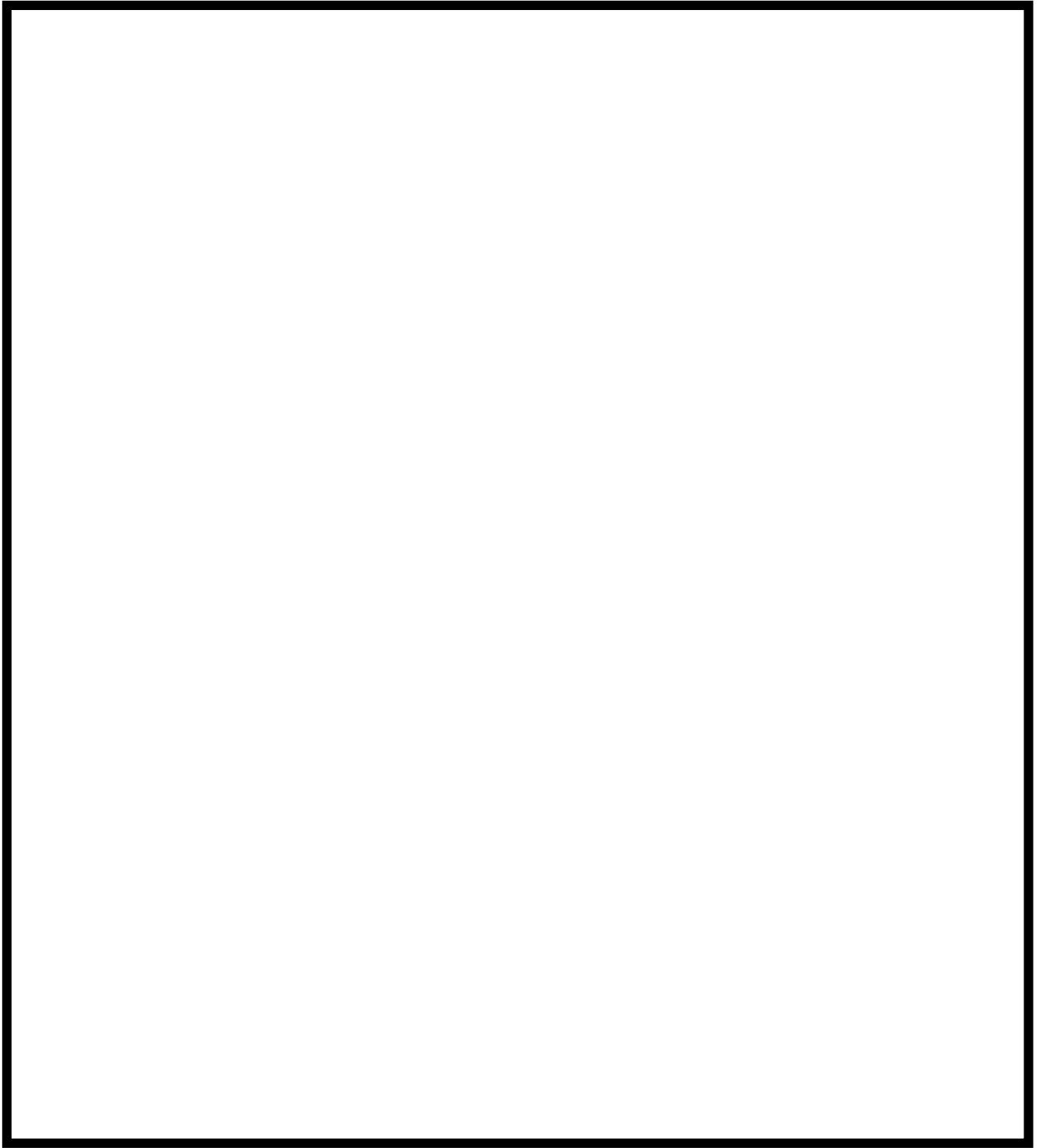


図 22-1 残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード），
耐圧強化ベント系の配置（6号炉）（1 / 2）



図 22-2 残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード）、
耐圧強化ベント系の配置（6号炉）（2 / 2）

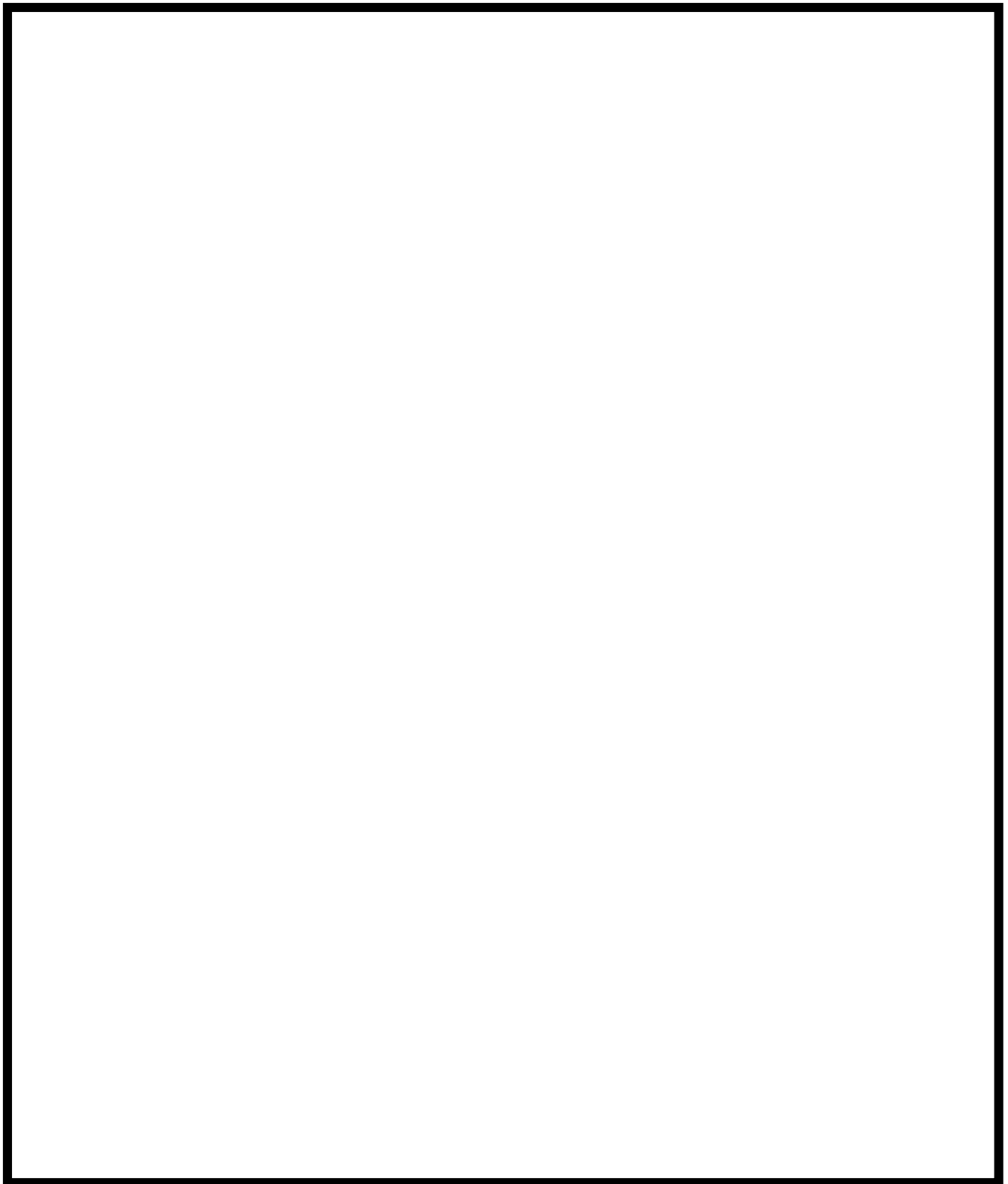


図 23-1 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），
耐圧強化ベント系の配置（7号炉）（1 / 2）

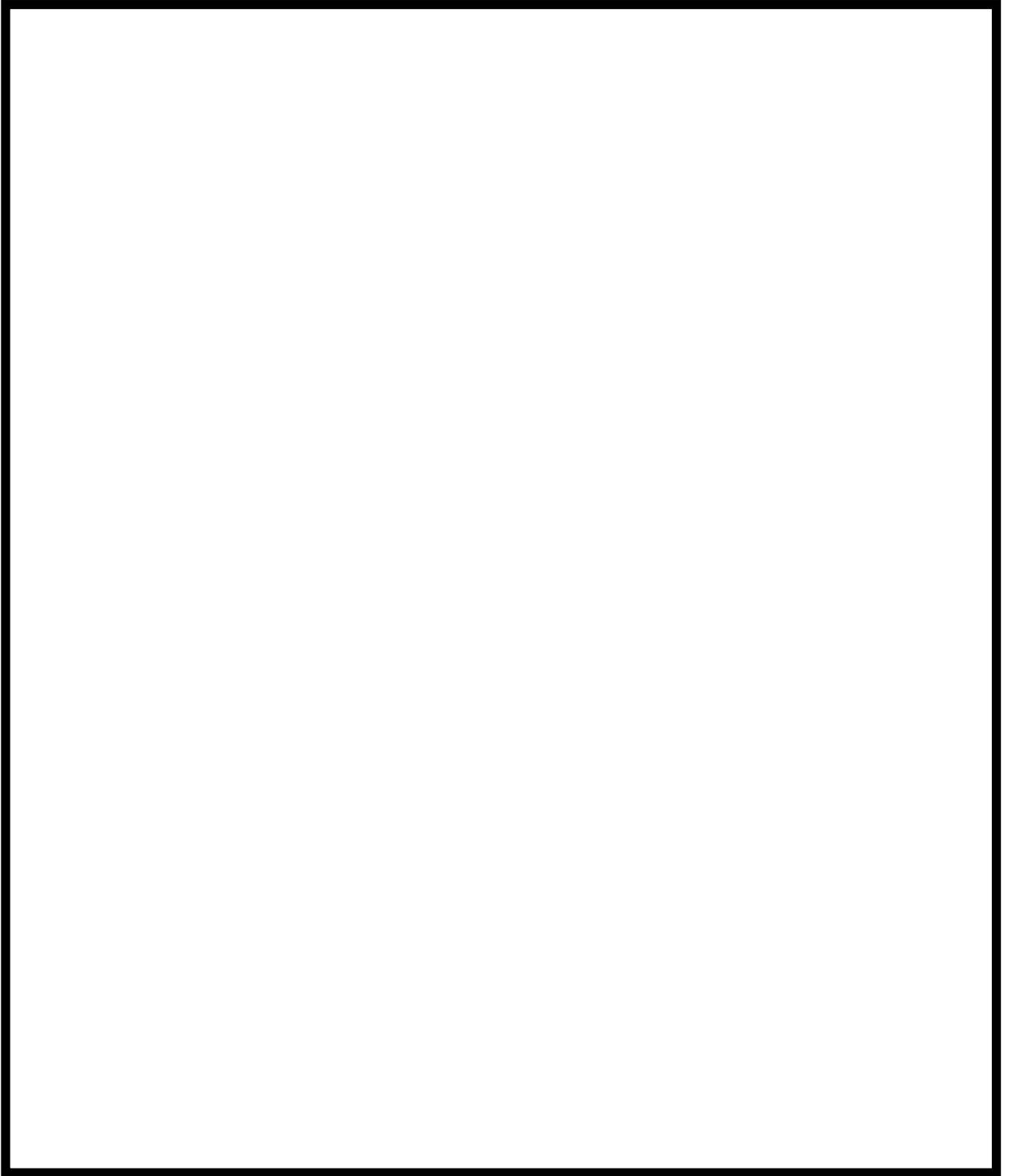


図 23-2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），
耐圧強化ベント系の配置（7号炉）（2 / 2）



図 24：耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の配置

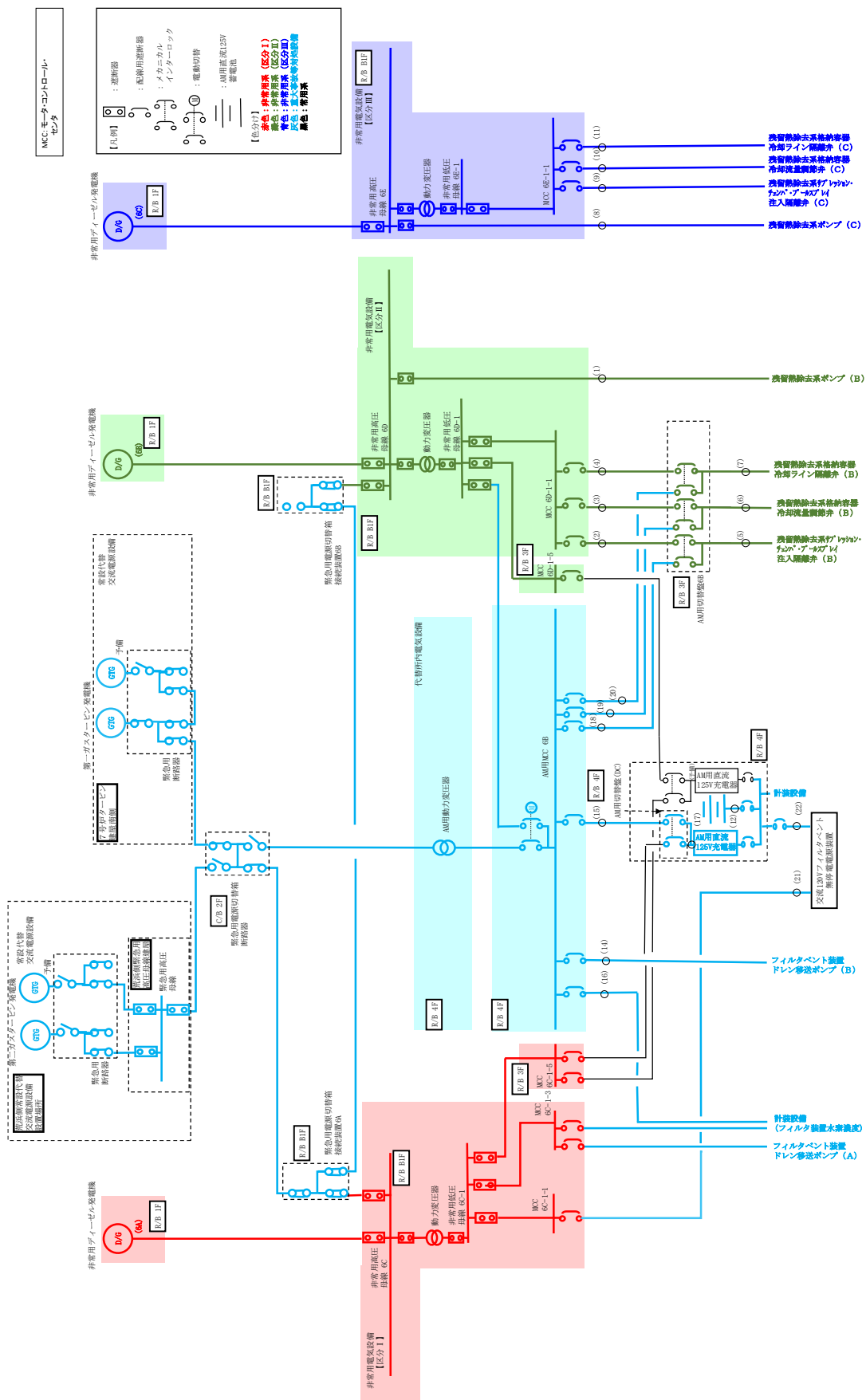


図 25-1 単線結線図 (6号炉)

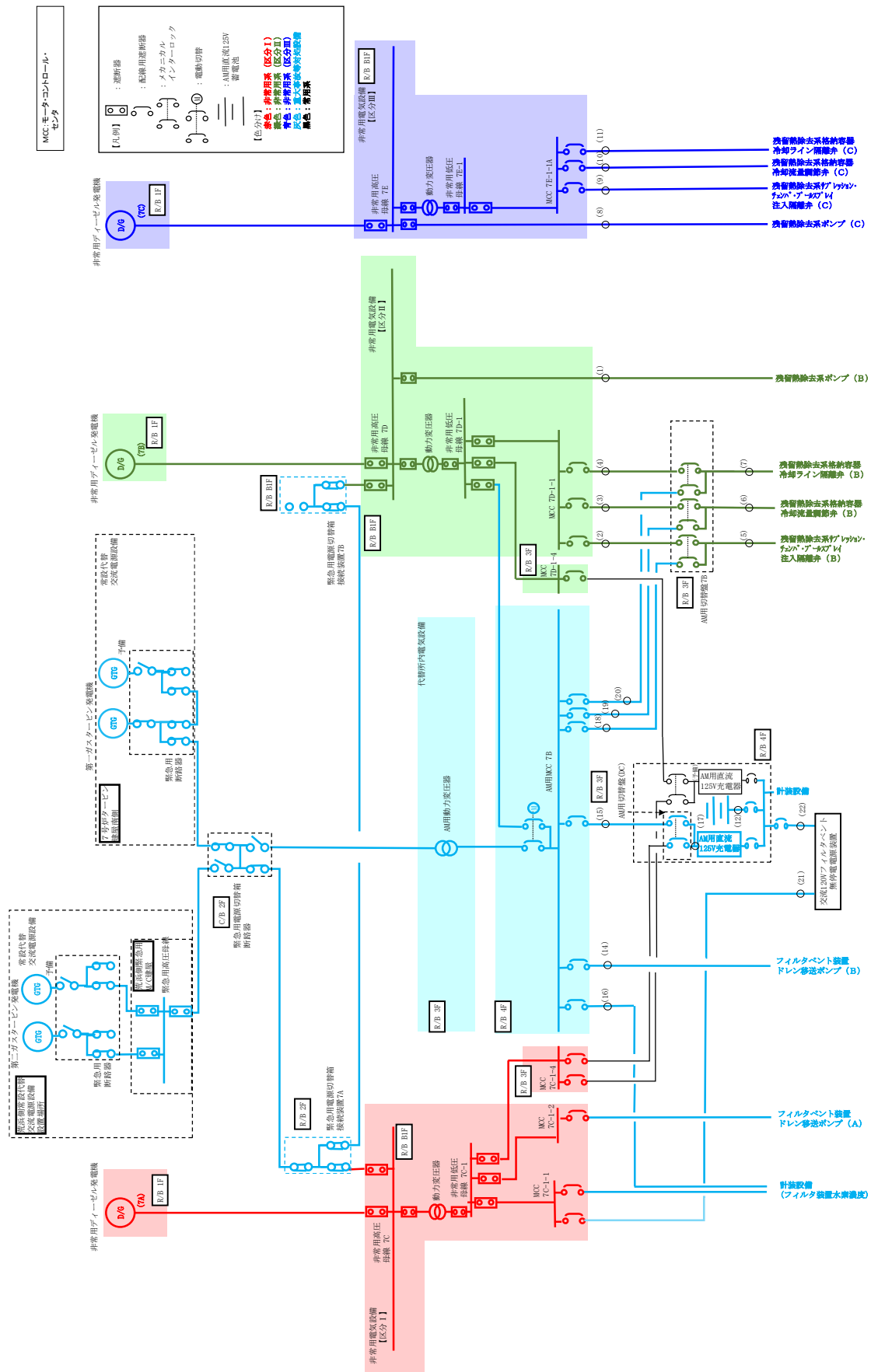


図 25-2 単線結線図 (7号炉)

(7) 代替格納容器スプレイ冷却系 [49 条]


代替格納容器スプレイ冷却系は重大事故時に原子炉格納容器内を冷却するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「格納容器スプレイ冷却系」（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード））である。（図 26）

代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備を表 6 に示す。

表 6 代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備について

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

代替格納容器スプレイ冷却系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じている。また，感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，代替格納容器スプレイ冷却系のポンプは廃棄物処理建屋に設置，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のポンプは原子炉建屋に設置しており，位置的分散を図る。（図 27）

代替格納容器スプレイ冷却系は，図 28 のとおり屋外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，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，図 28 のとおり原子炉建屋  に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図っている。また，低圧代替注水系使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水モード）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより，独立性を有する設計とする。（図 28）

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

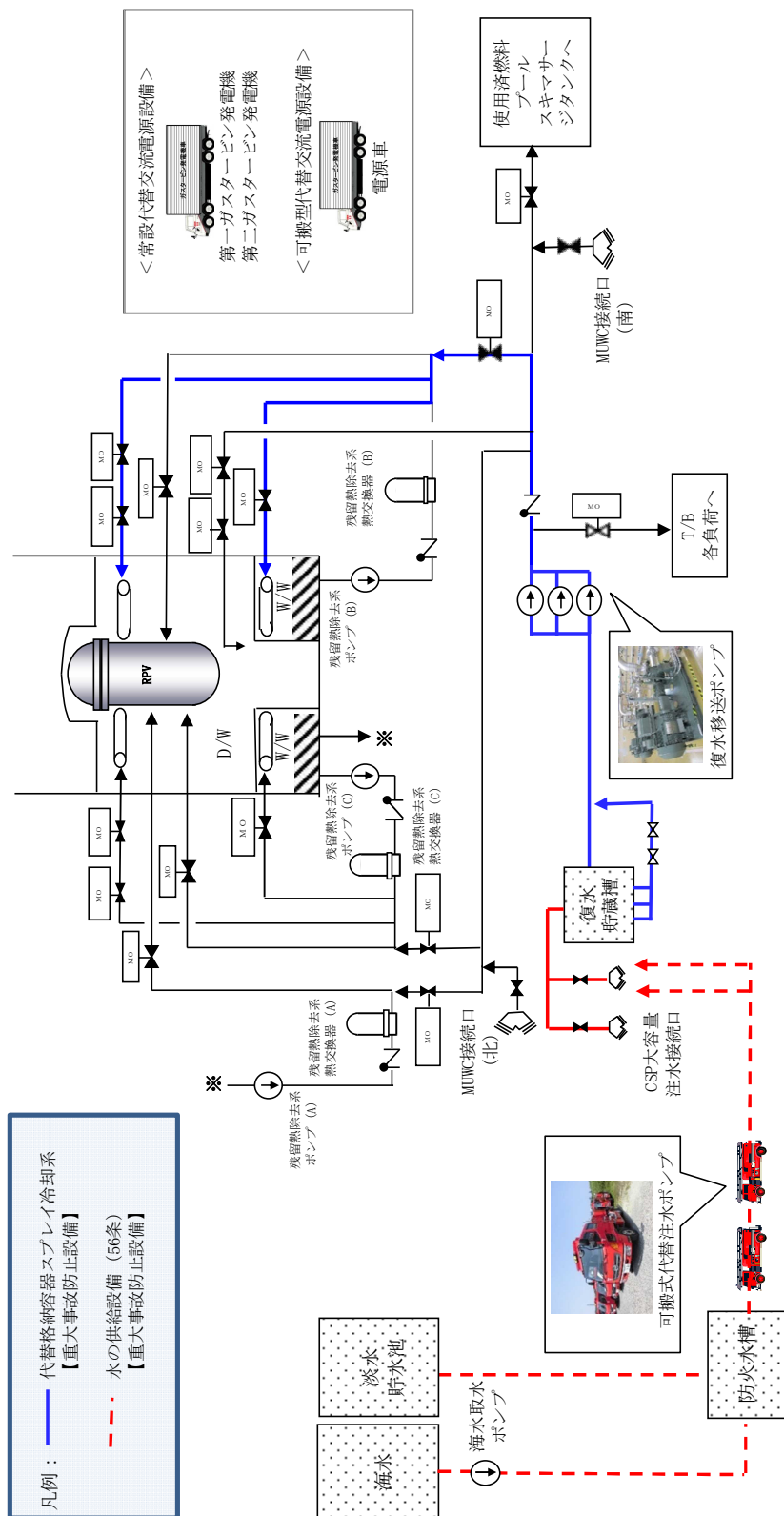


図 26 代替格納容器スプレー冷却系と残留熱除去系 (格納容器スプレー冷却モード) の系統概略図

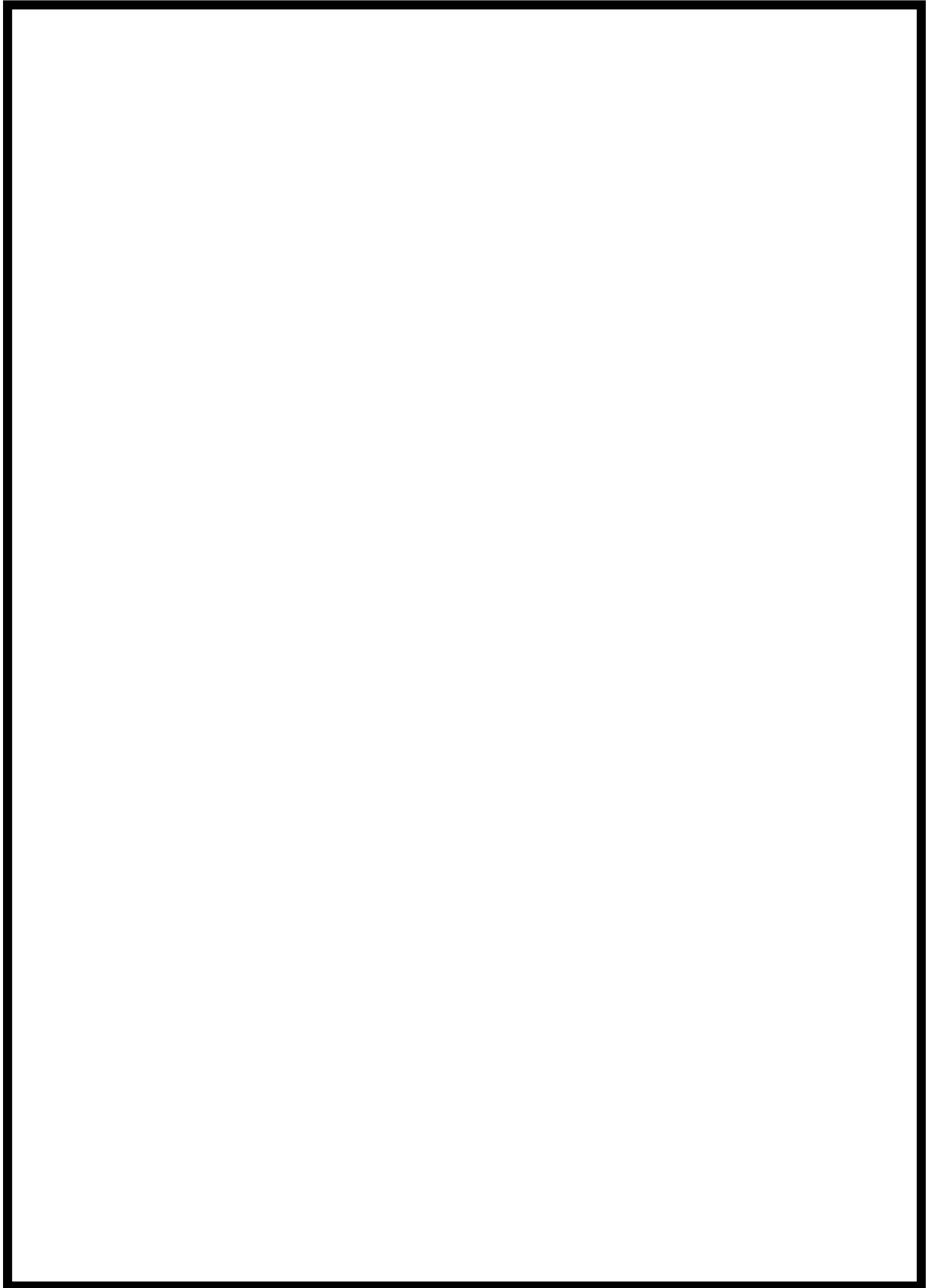


図 27-1：代替格納容器スプレイ冷却系， 残留熱除去系
（格納容器スプレイ冷却モード）の配置（6号炉）

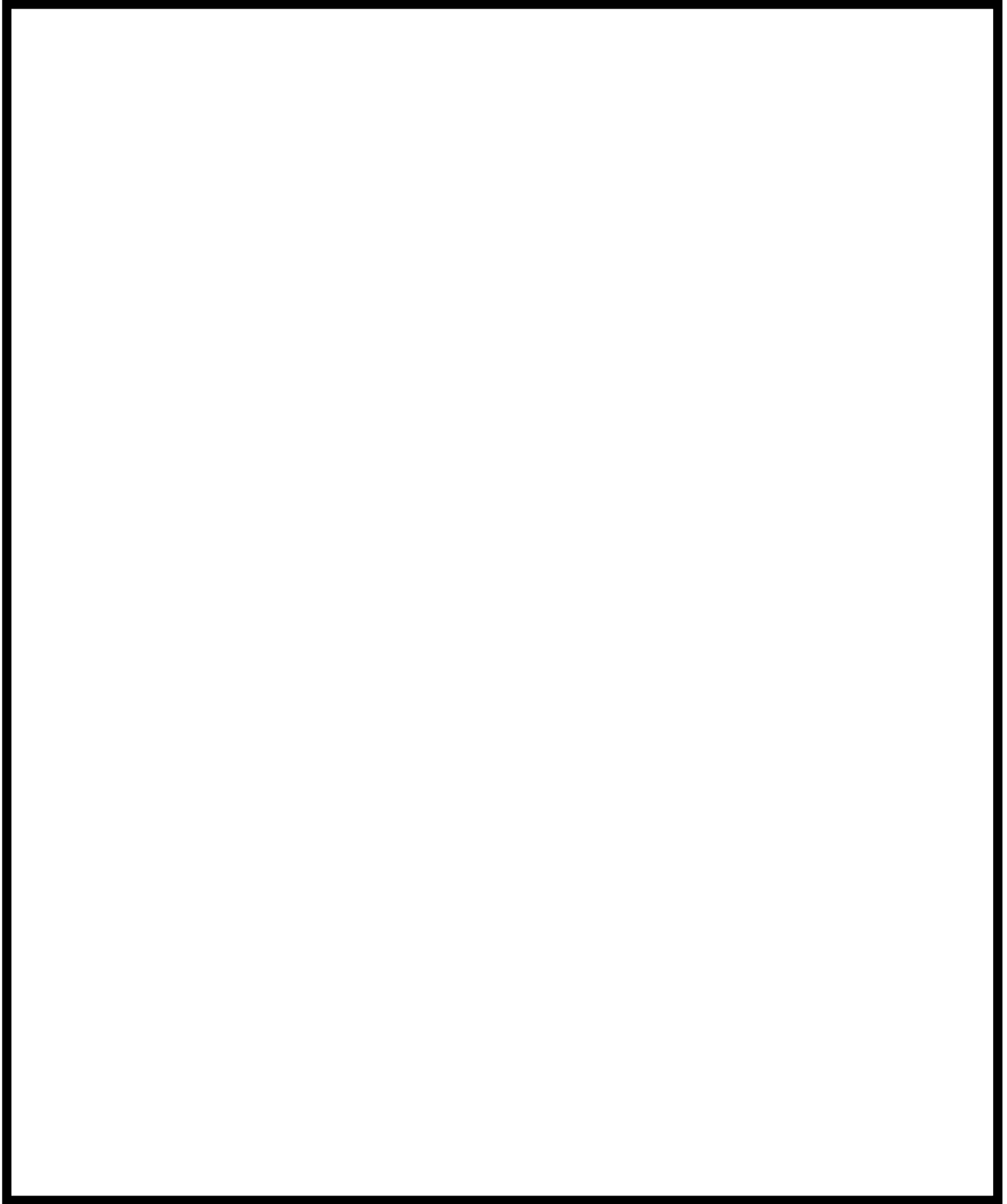


図 27-2：代替格納容器スプレイ冷却系， 残留熱除去系
（格納容器スプレイ冷却モード）の配置（7号炉）

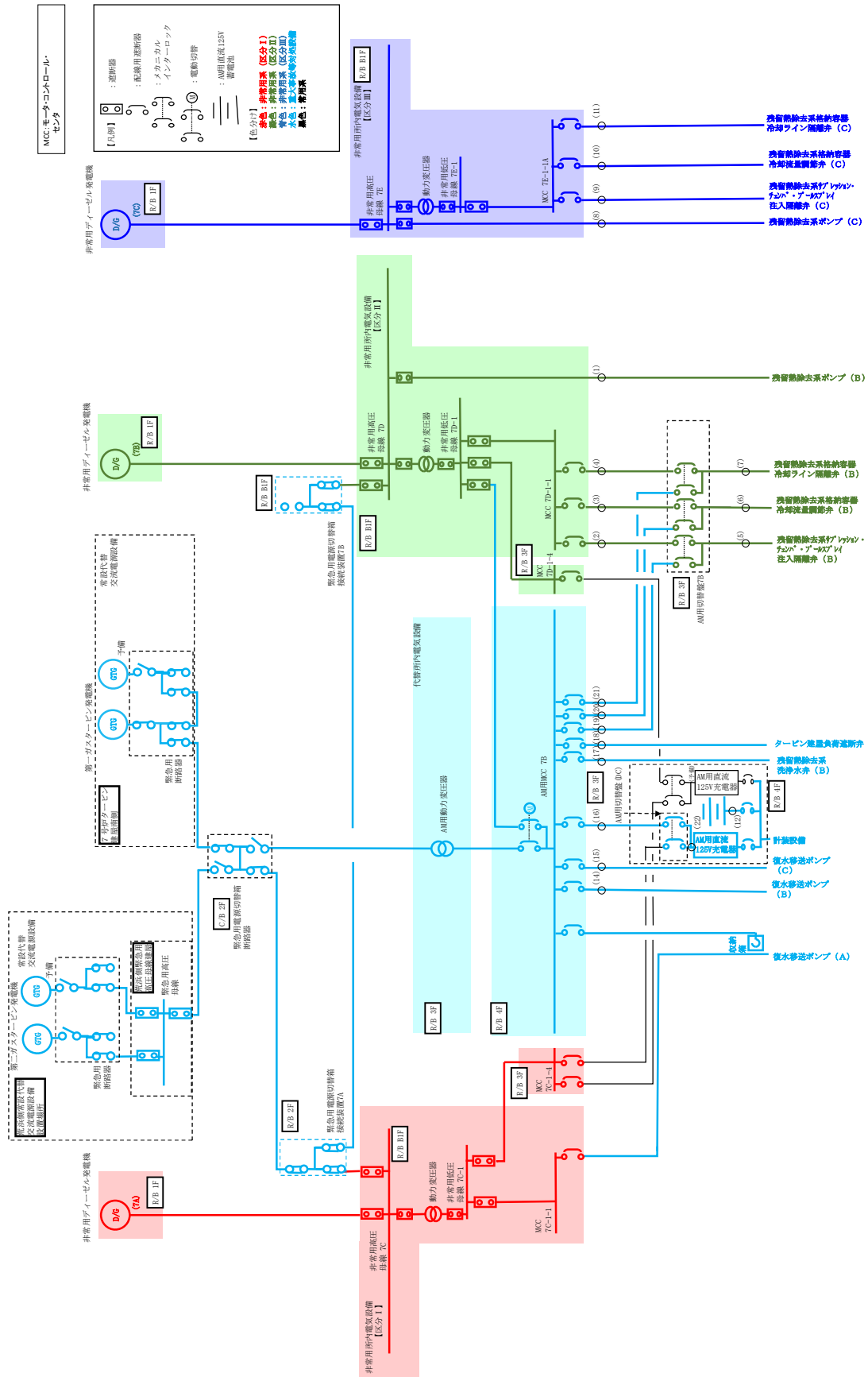


図 28-2 単線結線図 (7号炉)

(8) 燃料プール代替注水系 [54 条]

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

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

燃料プール代替注水系及び残留熱除去系とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じる。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置する。さらに，燃料プール代替注水系と残留熱除去系はそれぞれ異なる流路を使用する。(図 29)

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

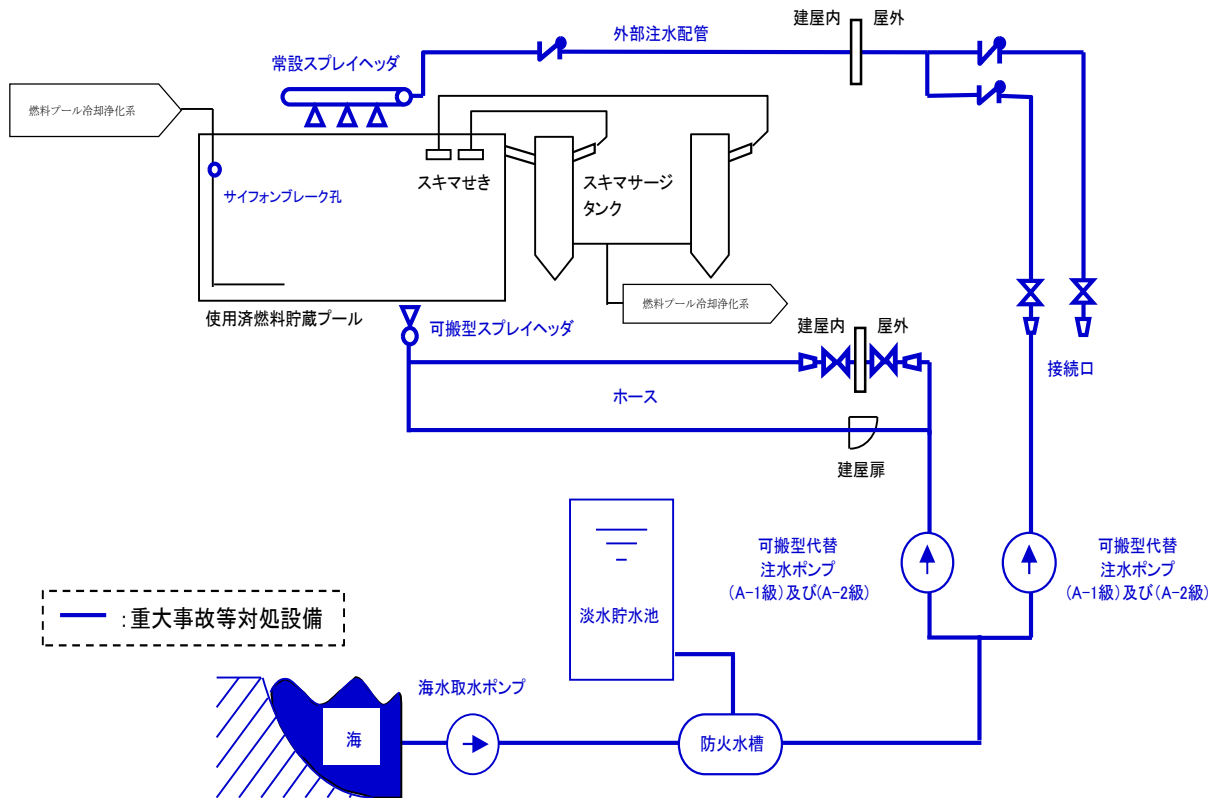


図 29：燃料プール代替注水系と残留熱除去系
 (燃料プール水の冷却及び補給) の系統概略図

(9) 燃料プール冷却浄化系 [54 条]

燃料プール冷却浄化系は重大事故時に使用済み燃料プールを冷却するための重大事故防止設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）」である。（図 30）

燃料プール冷却浄化系の主要設備を表 7 に示す。

表 7 燃料プール冷却浄化系の主要設備

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

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

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

燃料プール冷却浄化系ポンプと残留熱除去系ポンプは原子炉建屋に設置されており，位置的分散を図っている。（図 31）

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

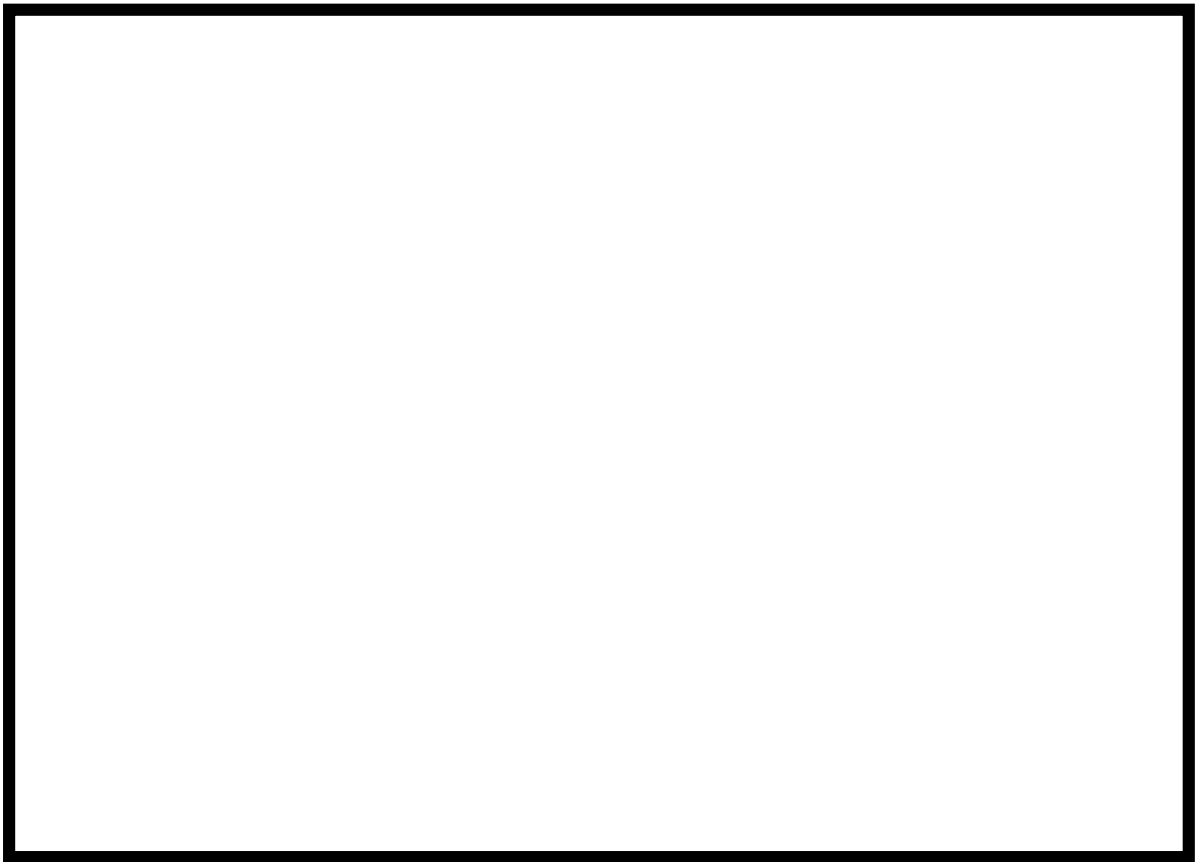


図 30 : 燃料プール冷却浄化系と残留熱除去系
(燃料プール水の冷却及び補給) の系統概略図



図 31-1 : 燃料プール冷却浄化系と残留熱除去系の配置 (6 号炉)



図 31-2 : 燃料プール冷却浄化系と残留熱除去系の配置 (7 号炉)

(10) 使用済燃料貯蔵プールの監視設備[54条]

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

使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域, SA), 使用済燃料貯蔵プール温度(SA広域, SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ/低レンジ)は, 火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策等を講じる。また, 感知・消火対策として当該計器を設置する原子炉建屋オペレーティングフロアについては異なる2種類の感知器を設置するとともに, 消防法に基づく消火設備を設置している。さらに, これらの計器のケーブルは電線管に布設することによって他の系統のケーブルと分離している。加えて, 使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域, SA), 使用済燃料貯蔵プール温度(SA広域, SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ/低レンジ)の電源(AM用直流125V蓄電池)は原子炉建屋に設置, これらの設備が代替する設計基準対象施設である使用済燃料プール水位, FPCポンプ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール温度, 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの電源はコントロール建屋(交流120V中央制御室計測用分電盤)に設置しており, 位置的分散を図る(図32~34)。また, 各監視パラメータは以下の通り位置的分散を図る。

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

以上より, 単一の火災によって使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域, SA)と使用済燃料プール水位, 使用済燃料貯蔵プール温度(SA広域, SA)とFPC

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

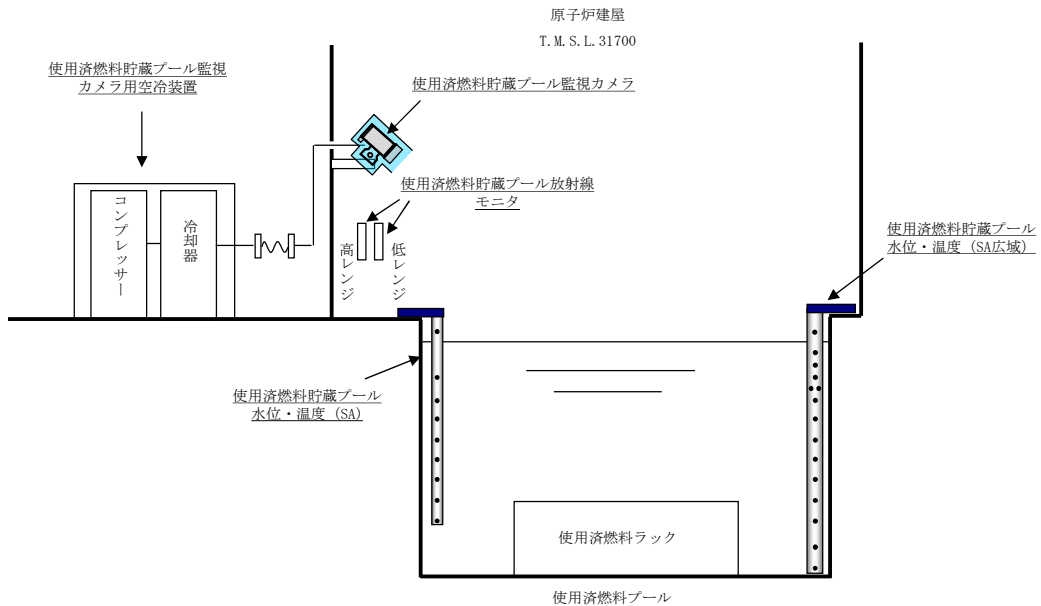


図 32-1 : 6 号炉 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

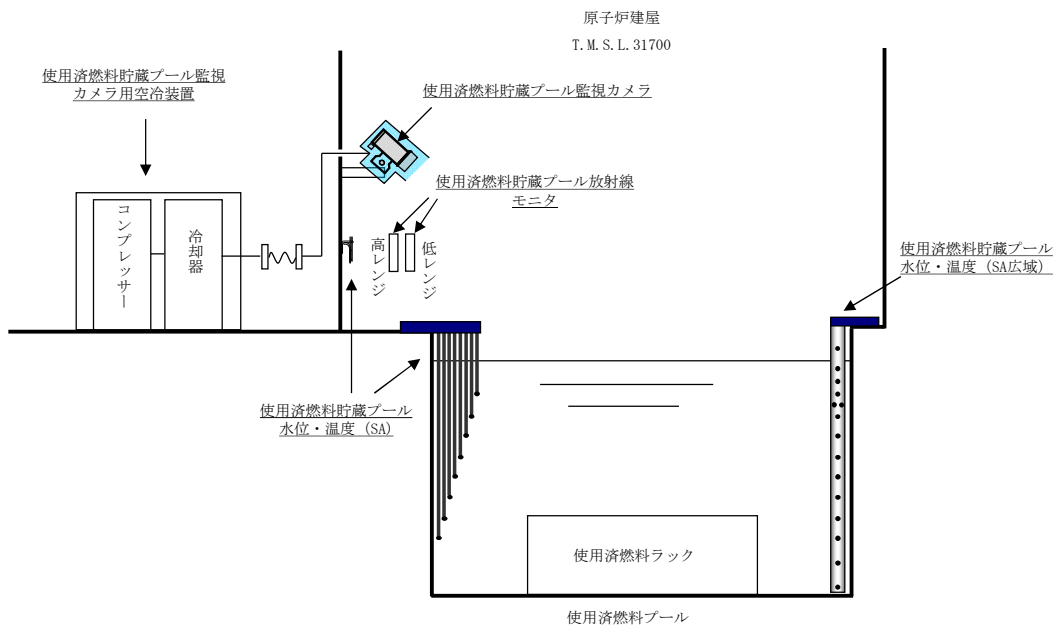


図 32-2 : 7 号炉 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

6号炉の配置

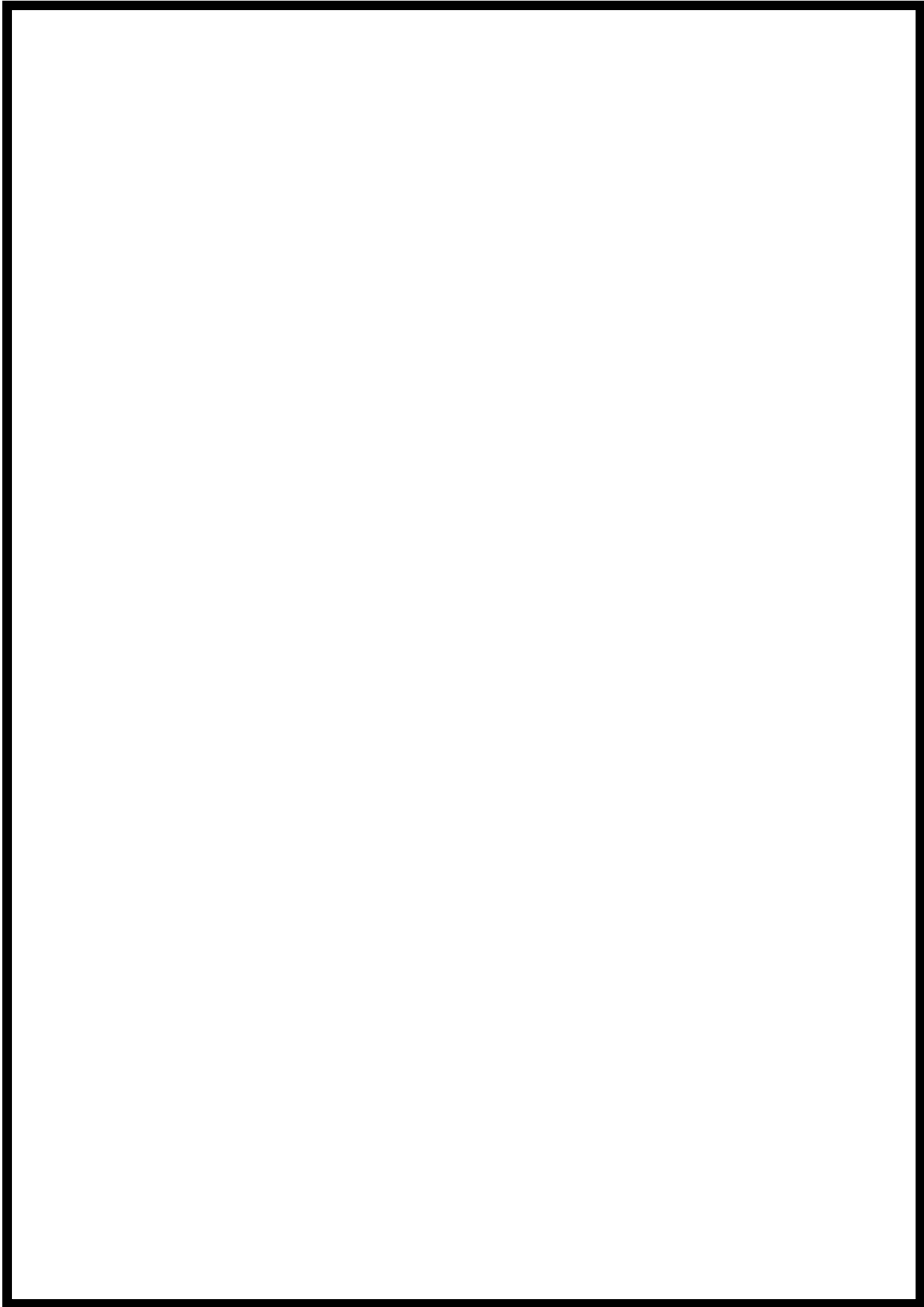


図 33-1 : 使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計・放射線モニタの
検出器の配置

6号炉の配置

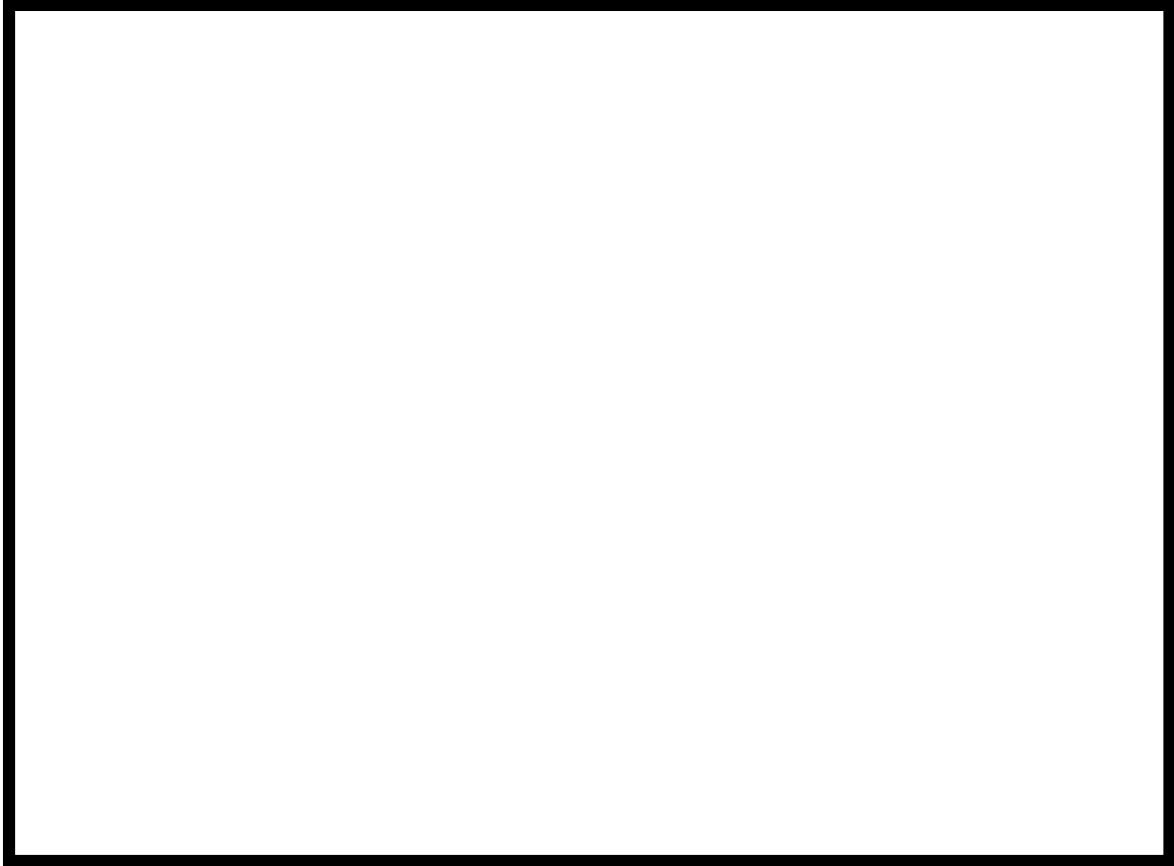


図 33-2 : 使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計・放射線モニタの
検出器の配置

7号炉の配置

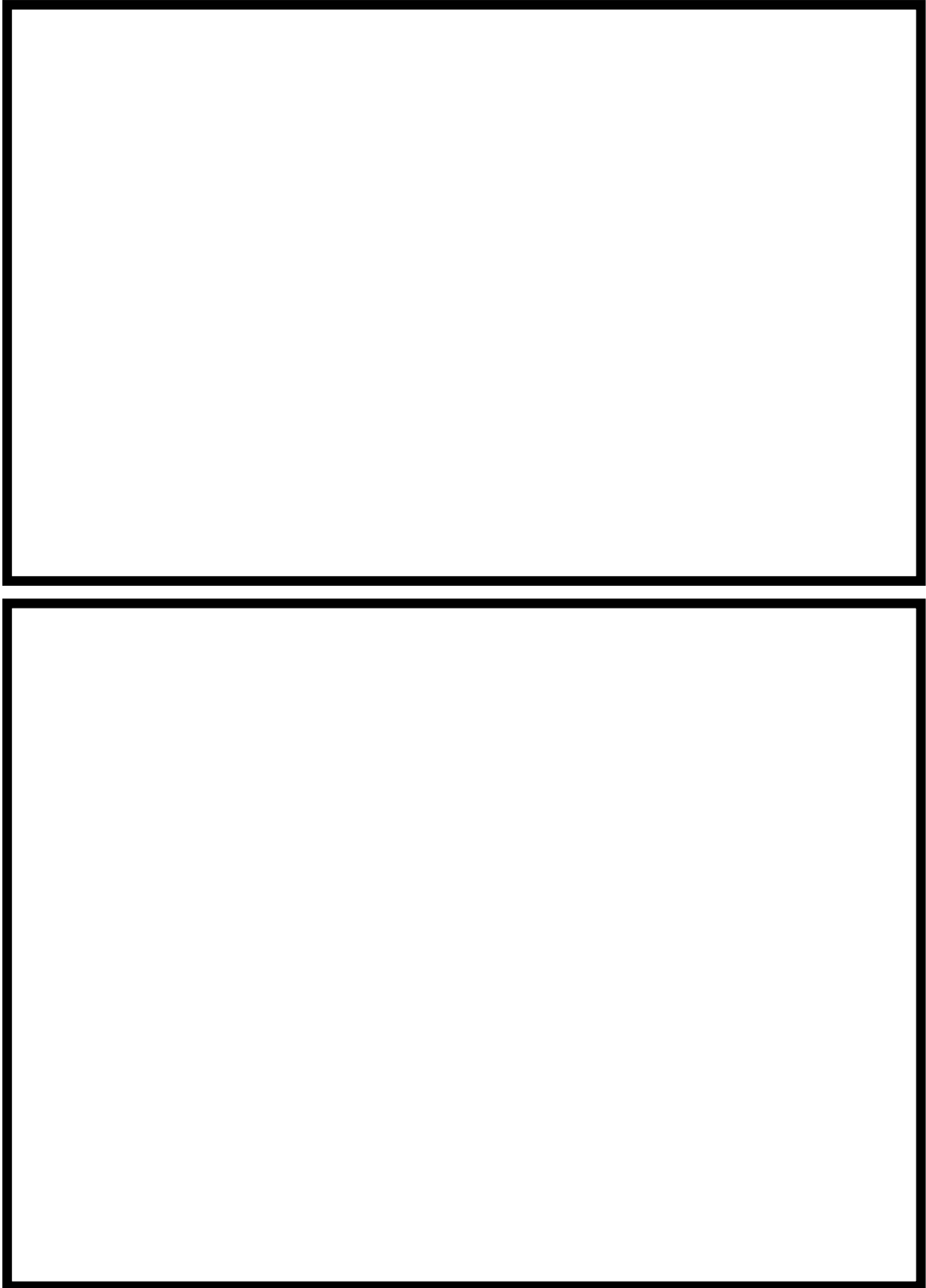


図 33-3 : 使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計・放射線モニタの
検出器の配置

7号炉の配置

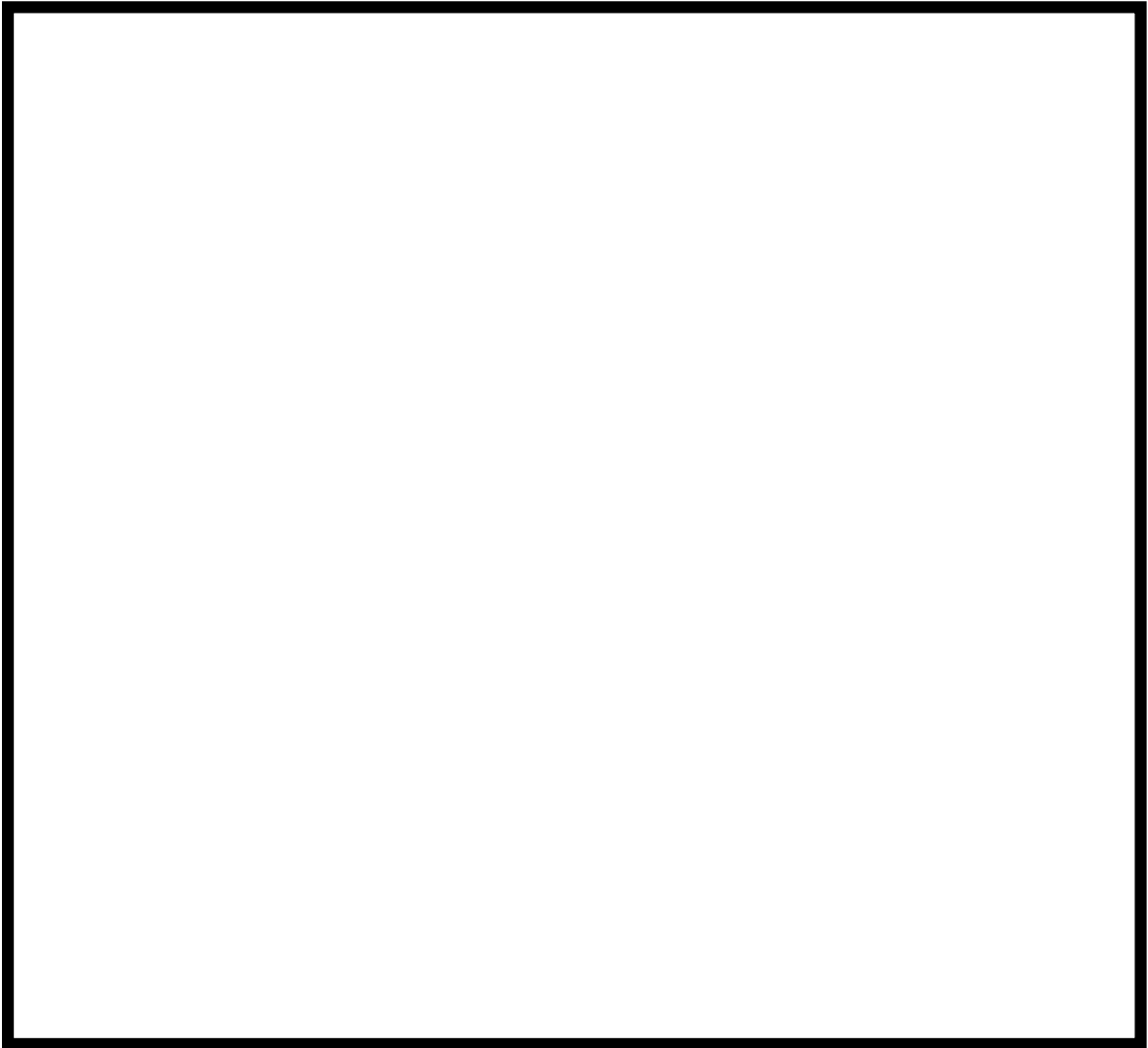


図 33-4 : 使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計・放射線モニタの
検出器の配置

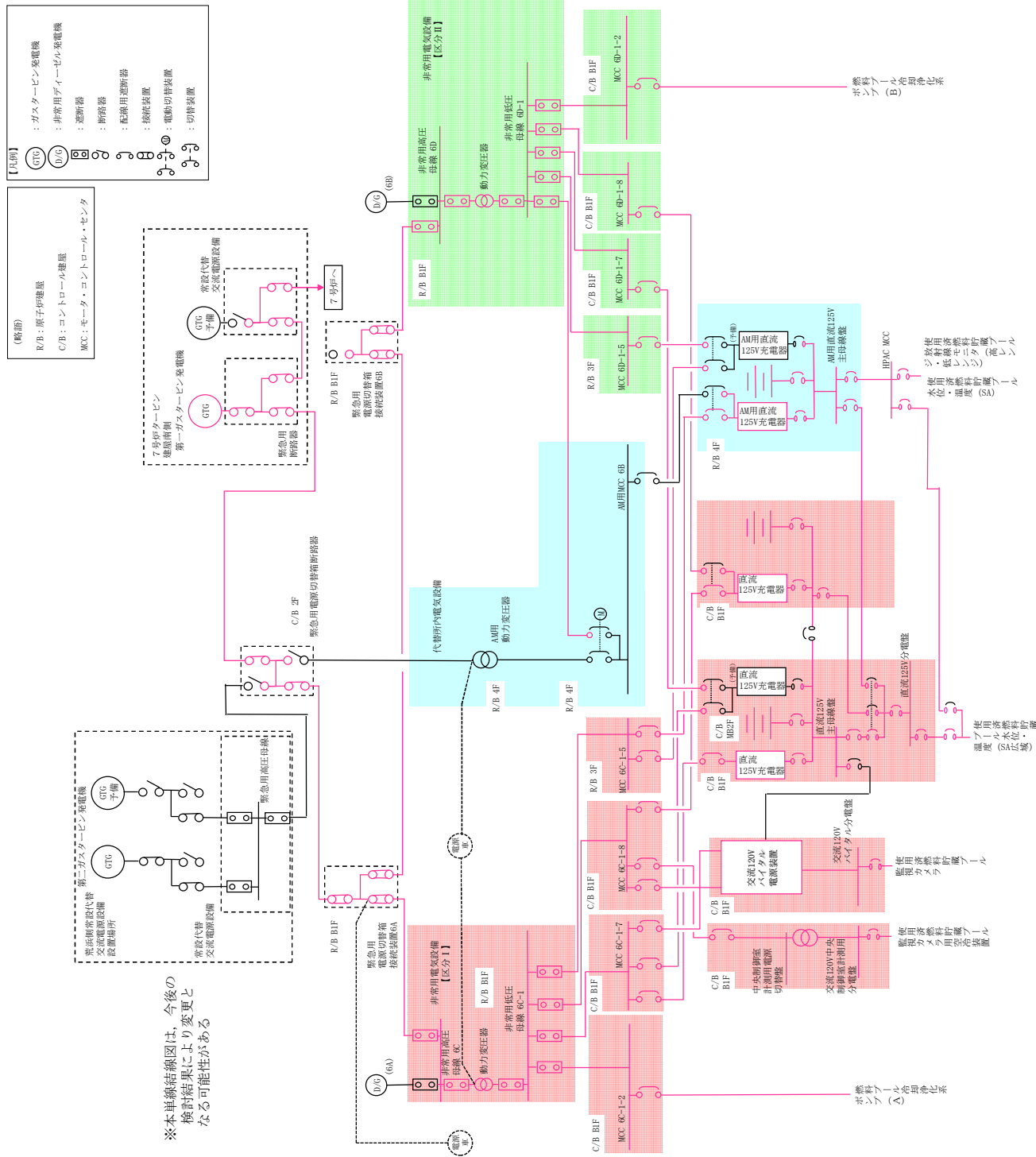
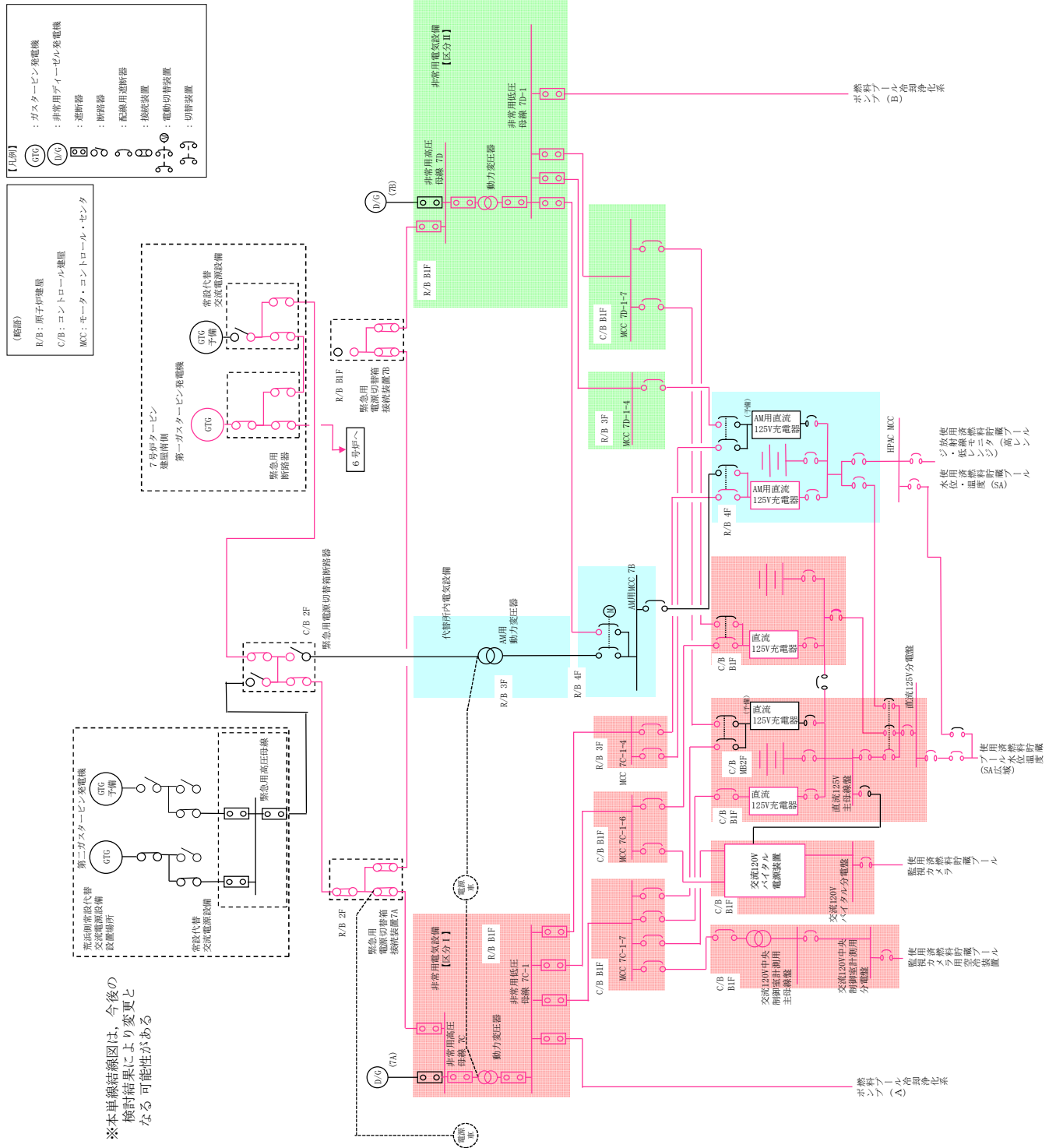


図 34-1 : 単線結線図 (6号炉)



(10) 常設代替交流電源 [57 条]

常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，第二ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機用燃料タンク，第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ）は重大事故時に交流電源を供給するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「非常用ディーゼル発電機」である。

ガスタービン発電機，ガスタービン発電機用燃料タンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，緊急用断路器，緊急用高圧母線，非常用ディーゼル発電機，非常用高圧母線とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じる。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器，及び非常用ディーゼル発電機室には固定式ガス消火設備を設置している。さらに，ガスタービン発電機，ガスタービン発電機用燃料タンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，緊急用断路器は屋外設置，緊急用高圧母線は原子炉建屋と異なる荒浜側緊急用電気品室内設置，非常用ディーゼル発電機は原子炉建屋内に設置しており，位置的分散を図る。加えて，緊急用高圧母線，及び非常用ディーゼル発電機に接続する非常用高圧母線には遮断器及び保護継電器を設置し，電氣的にも分離を図る。(図 35)

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

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

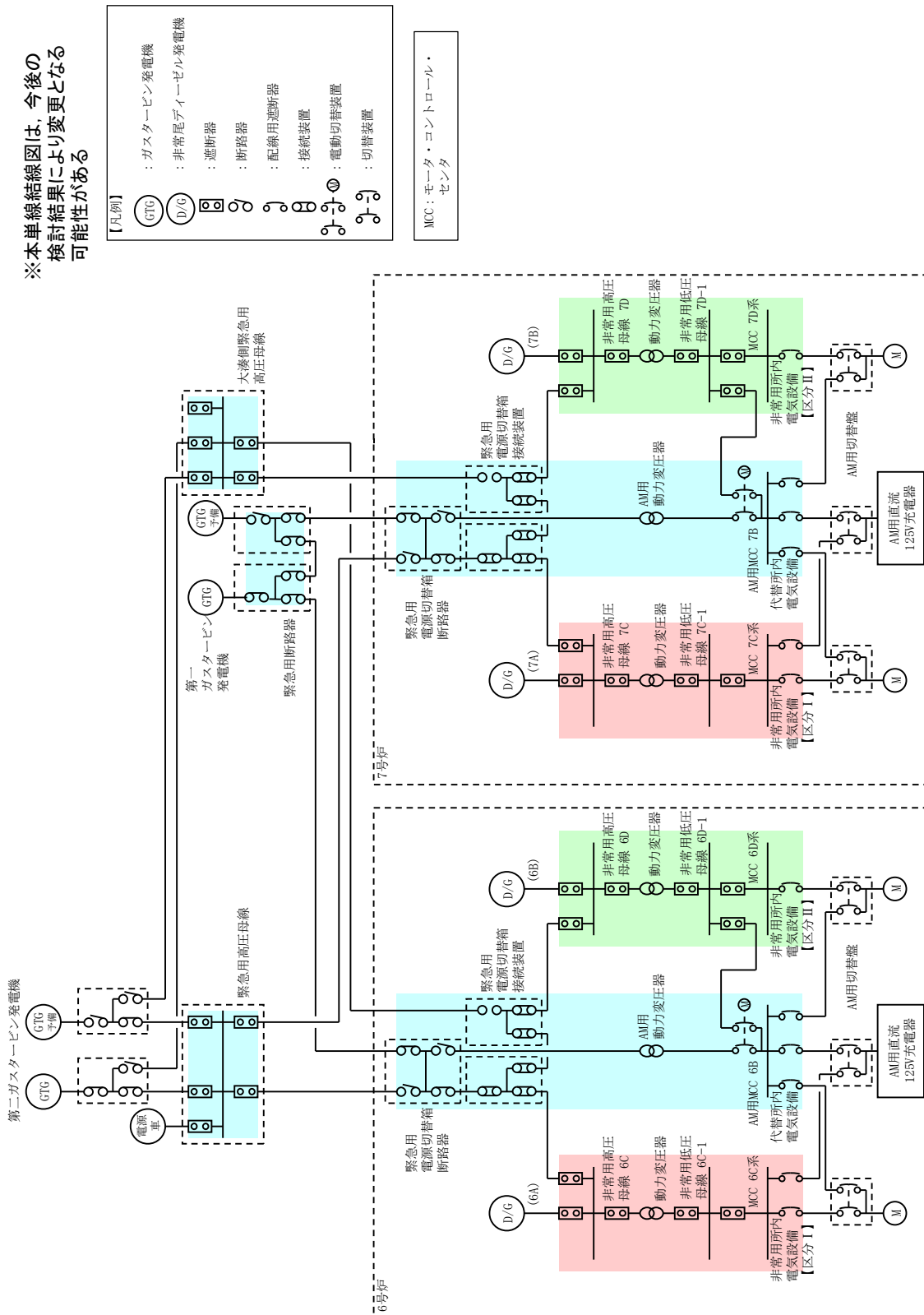


図 35 : 交流電源系統図

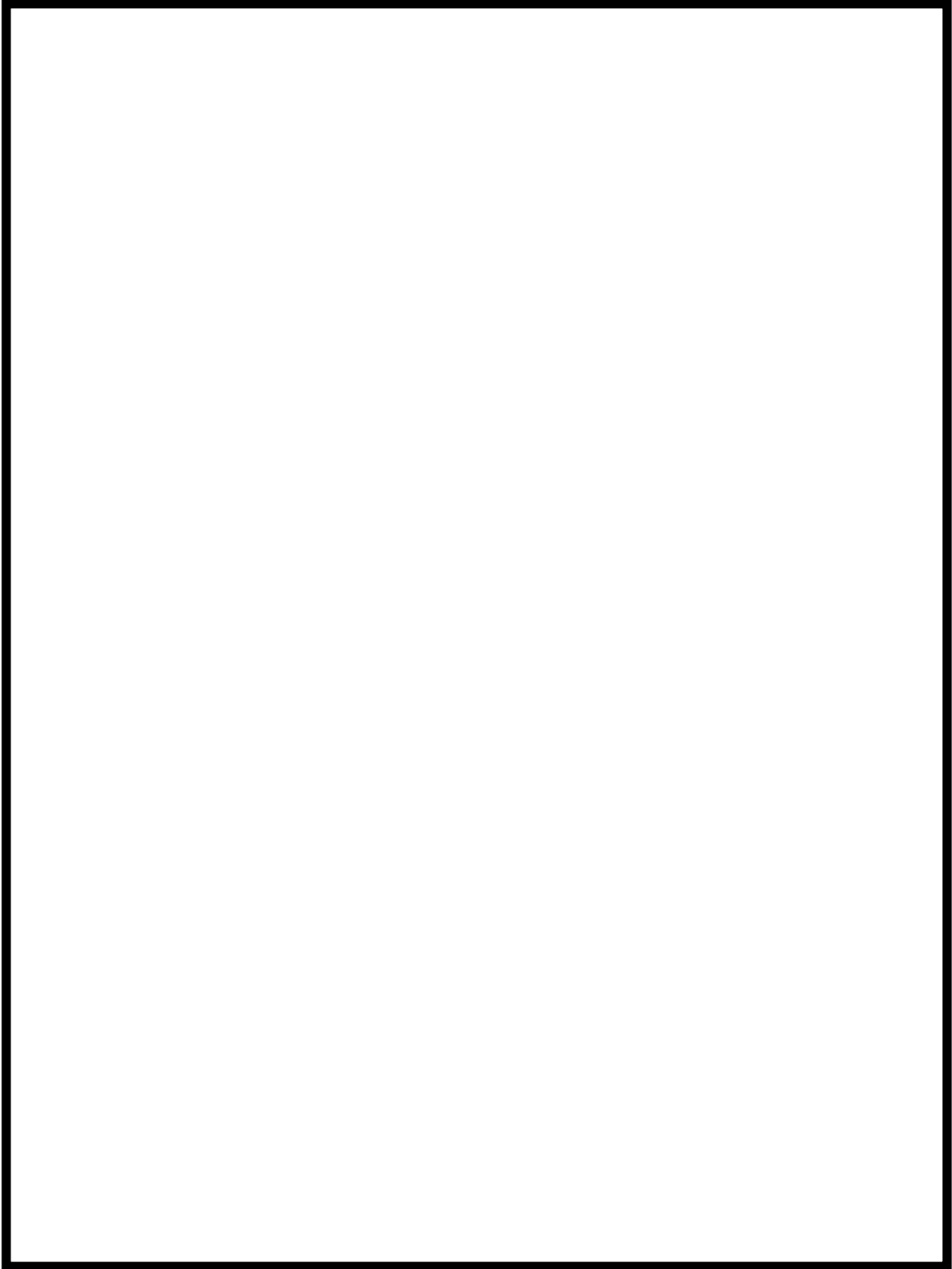
(11) 蓄電池 A 系，蓄電池 A-2 系，AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器 [57 条]

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

AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器，蓄電池 A 系，蓄電池 A-2 系，蓄電池 B 系，蓄電池 C 系，蓄電池 D 系とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器は原子炉建屋に設置，蓄電池 A 系，A-2 系，B 系，C 系，D 系はコントロール建屋内に設置，蓄電池 A 系・A-2 系と蓄電池 B 系，蓄電池 C 系，蓄電池 D 系はそれぞれ異なる火災区域に配置しており，位置的分散を図っている。加えて，AM 用直流 125V 充電器，及び各蓄電池に接続する充電器には遮断器を設置し，電氣的にも分離を図る。(図 36, 37)

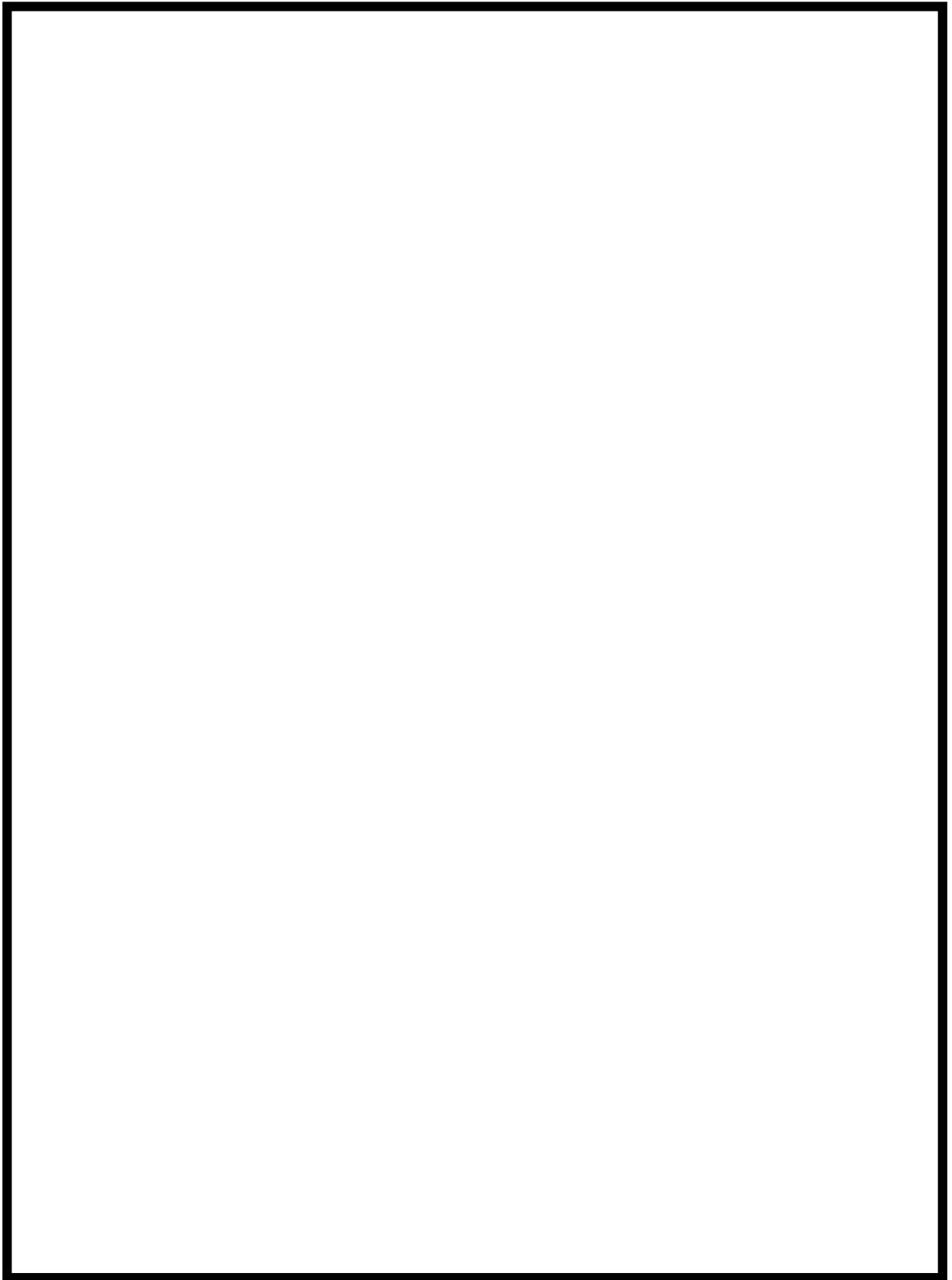
以上より，単一の火災によって AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器と蓄電池 A 系，A-2 系，B 系，C 系，D 系の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。また，消火設備についてもそれぞれ分散されて設置している。すなわち，2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

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



6号炉の配置

図 36-1 : AM 用直流 125V 蓄電池・充電器と
蓄電池 A 系・A-2 系・B 系・C 系・D 系の配置 (1 / 2)



7号炉の配置

図 36-2 : AM 用直流 125V 蓄電池・充電器と
蓄電池 A 系・A-2 系・B 系・C 系・D 系の配置 (2 / 2)

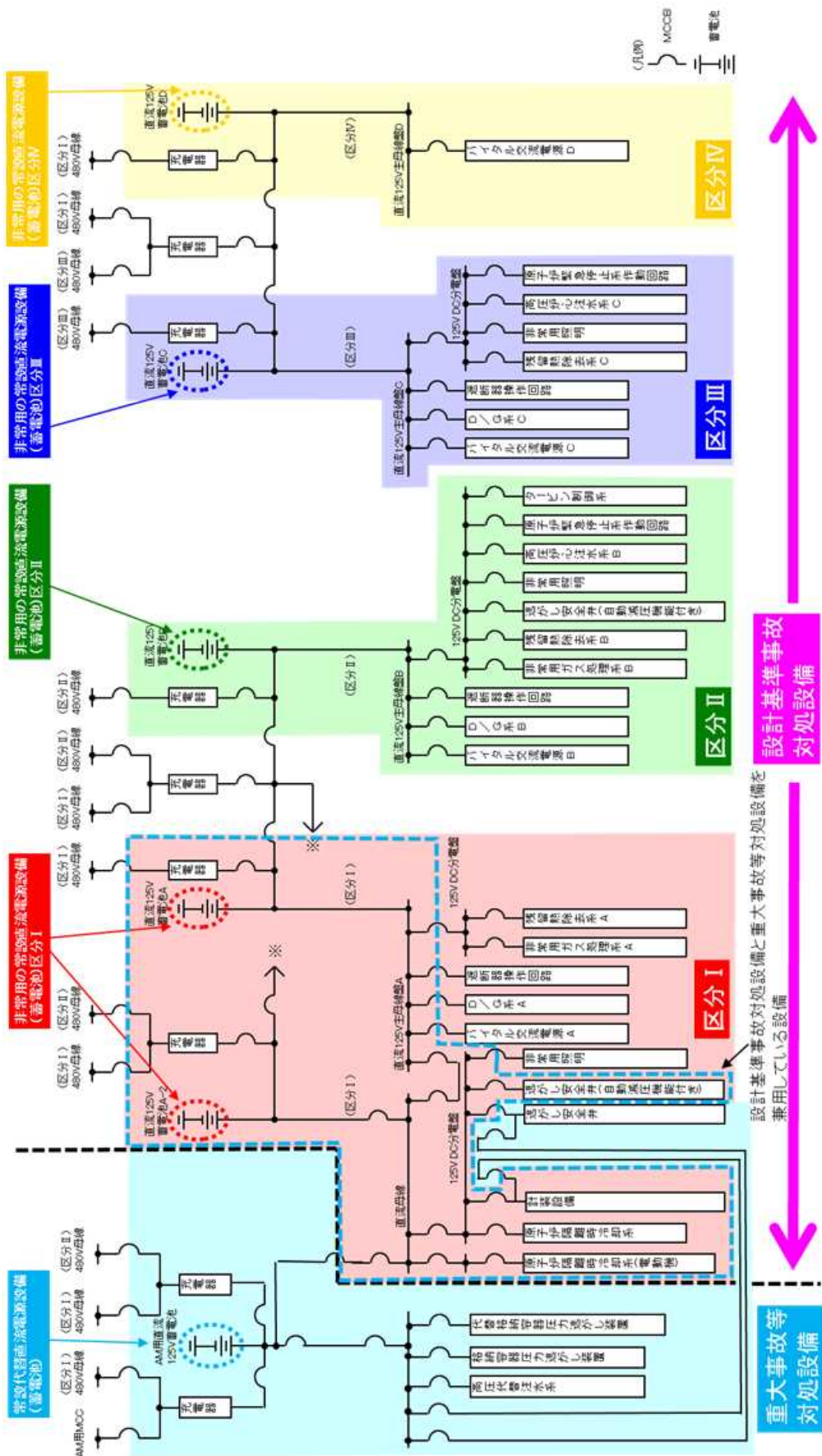



図 37 : 直流電源系統図

(12) 代替所内電気設備，号炉間電力融通ケーブル，燃料補給設備 [57 条]

代替所内電気設備（緊急用高圧母線，緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC，AM 用直流 125V 充電器電源切替盤，AM 用切替盤，AM 用操作盤，非常用高圧母線 C 系，D 系），号炉間電力融通ケーブル，軽油タンクは重大事故時に交流電源を供給するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「非常用 MCC (C, D, E)」，「軽油タンク」である。

代替所内電気設備，非常用 MCC (C, D, E) とも，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策等を講じており，軽油タンクについては火災の発生防止対策として主要な構造材に不燃性材料を使用している。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，代替所内電気設備のうち AM 用切替盤に給電するために必要な機器である緊急用断路器は屋外設置，代替所内電気設備のうち緊急用高圧母線は原子炉建屋と異なる荒浜側緊急用電気品室内設置，代替所内電気設備のうち緊急用電源切替箱断路器はコントロール建屋内に設置，代替所内電気設備のうち AM 用動力変圧器，AM 用切替盤，AM 用操作盤は非常用 MCC (C, D, E) と原子炉建屋内の別の火災区域に設置しており，位置的分散を図っている。号炉間電力融通ケーブルは，非常用所内電気設備とは別の火災区域であるコントロール建屋  に設置しており，位置的分散を図っている。(図 38)

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

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



(代替所内電気設備)



(代替所内電気設備)

図 38-1 : 代替所内電気設備, 非常用 MCC (C, D, E) , 号炉間電力融通
ケーブルの配置 (1 / 2)



(代替所内電気設備, 号炉間電力融通ケーブル)



(非常用 MCC)

図 38-2 : 代替所内電気設備, 非常用 MCC (C, D, E), 号炉間電力融通
ケーブルの配置 (2 / 2)

(13) 計装設備 [58 条]

重大事故等対処設備のうち計装設備は重大事故時に原子炉压力容器，原子炉格納容器の状態，最終ヒートシンクによる冷却状態等を把握するための常設設備であり，これらの設備による計測が困難となった場合の代替監視パラメータについては，表 7 に記載のとおりである。

重大事故等対処設備のうち，計装設備は，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，各計器のケーブルは電線管に布設しており，他の系統のケーブルと分離しているとともに，重大事故等対処設備の計装設備の検出器・伝送器等は，当該設備の計測が困難となった場合の代替パラメータの検出器・伝送器とは位置的に分散して設置している。

(表 8-1～2，図 39-1～21，図 40-1～2)

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

表 8-1: 重大事故防止設備パラメータ一覧 (6号炉)

パラメータ名称	設置場所
ドライウエル雰囲気温度	
サプレッション・チェンバ気体温度	
サプレッション・チェンバ・プール水温度	
起動領域モニタ	
平均出力領域モニタ	
原子炉圧力	
原子炉圧力(SA)	
原子炉水位	
原子炉水位(SA)	
高圧代替注水系系統流量	
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	
復水補給水系流量(原子炉格納容器)	
格納容器内圧力(D/W)	
格納容器内圧力(S/C)	
サプレッション・チェンバ・プール水位	
格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	
格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	
復水補給水系温度(代替循環冷却)	
復水移送ポンプ吐出圧力	
復水貯蔵槽水位(SA)	
フィルタ装置水位	
フィルタ装置入口圧力	
フィルタ装置出口放射線モニタ	
フィルタ装置水素濃度	
フィルタ装置金属フィルタ差圧	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	

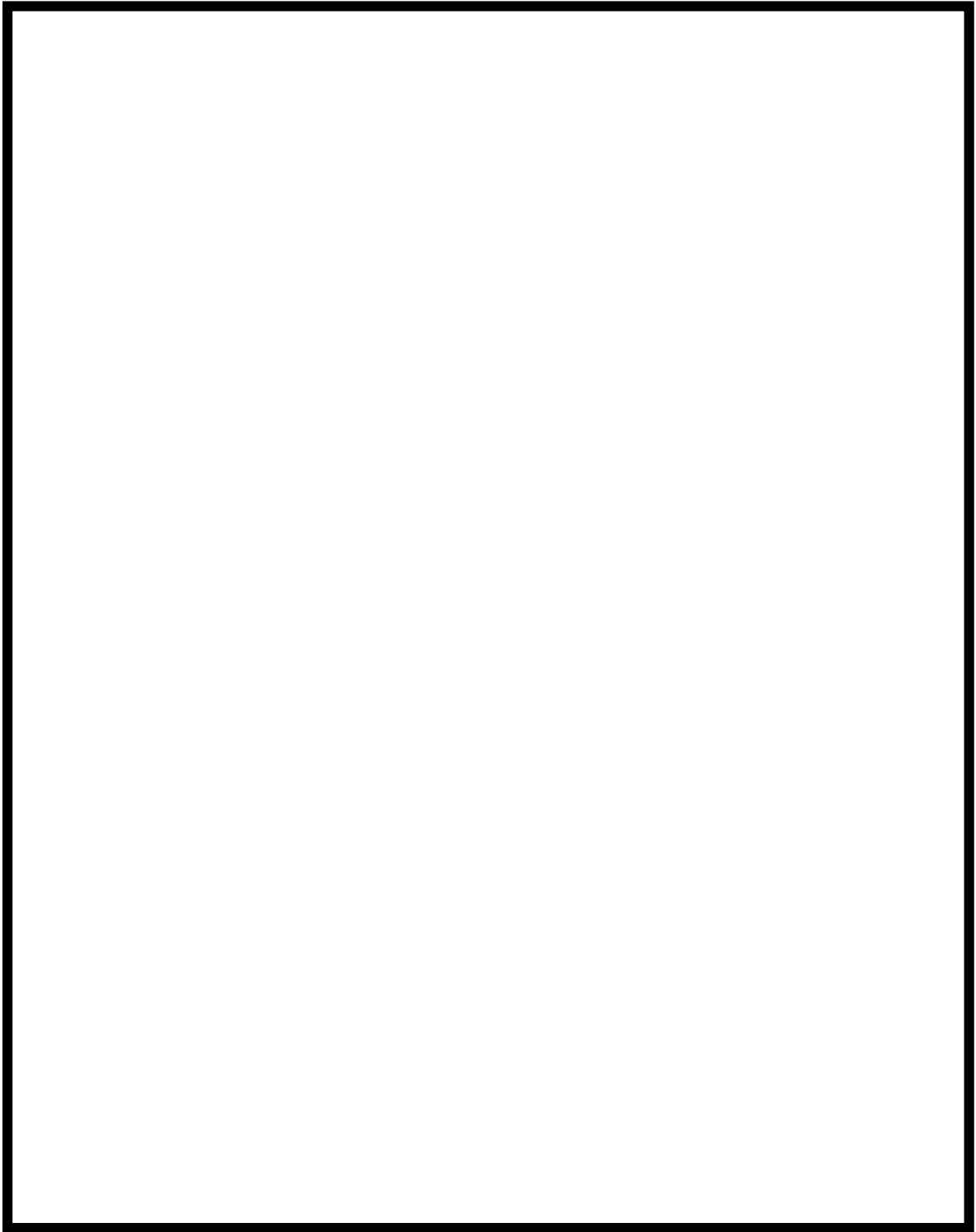


図 39-1 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (1/26)

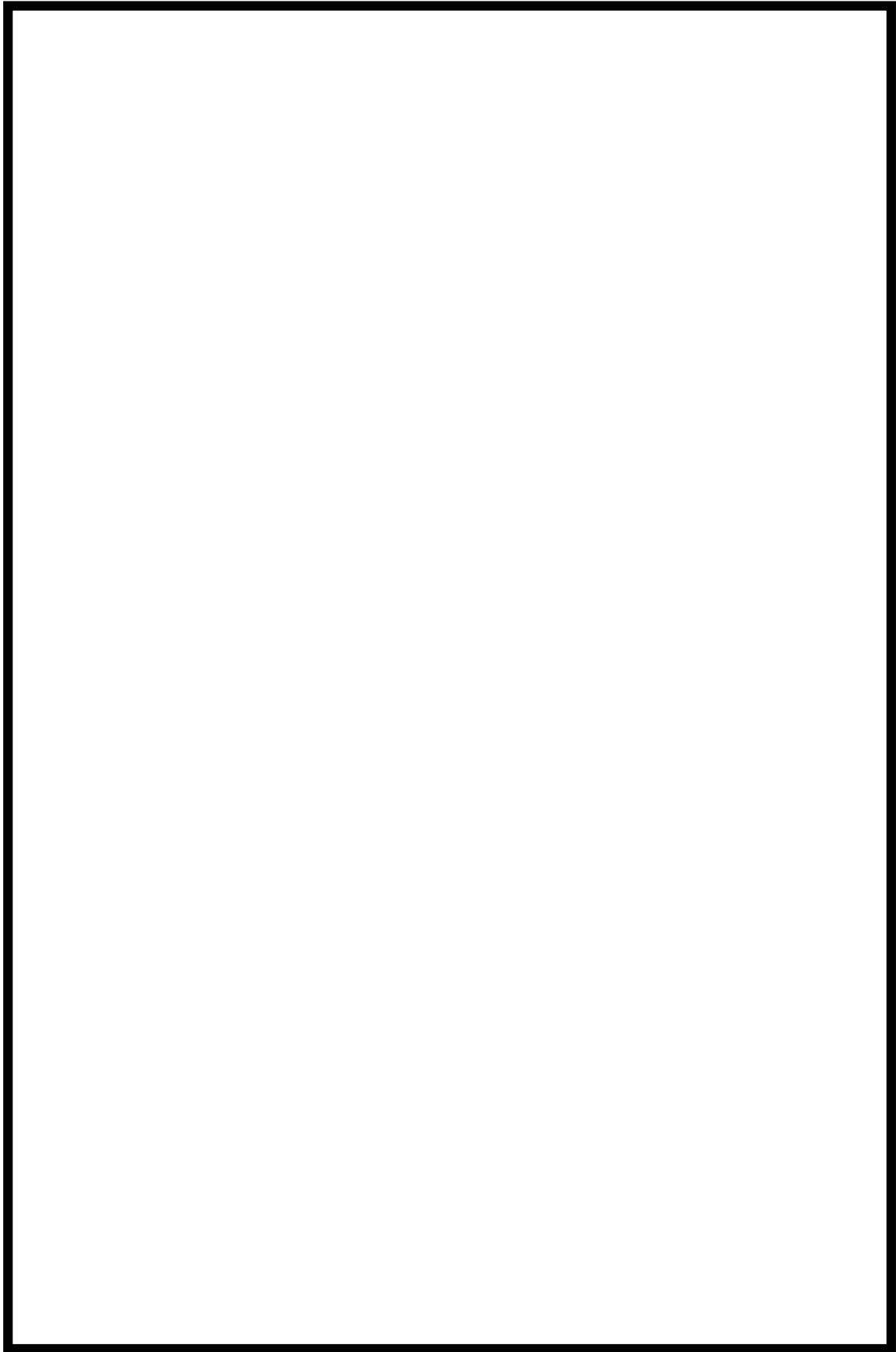


図 39-2 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (2/26)

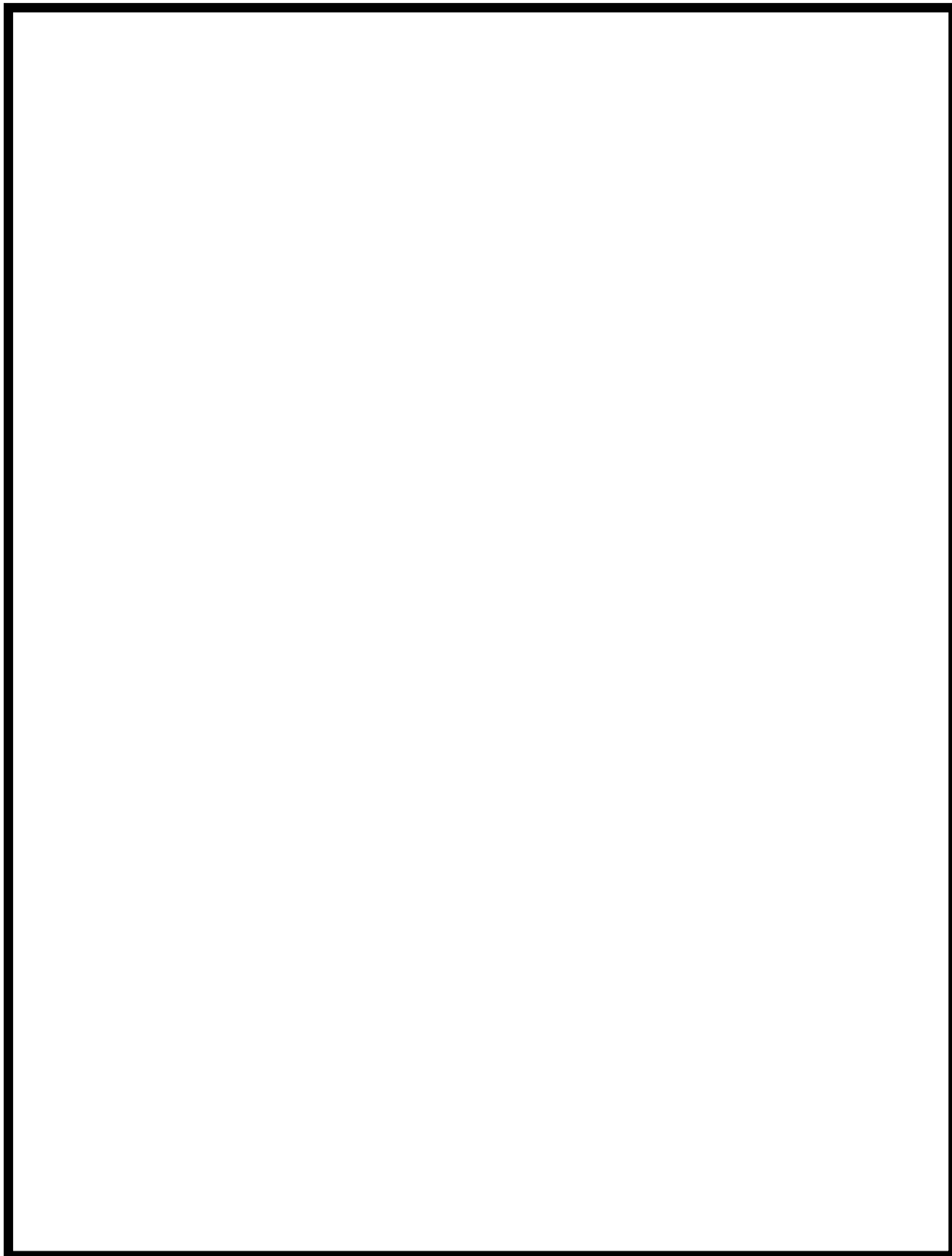


図 39-3 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (3/26)

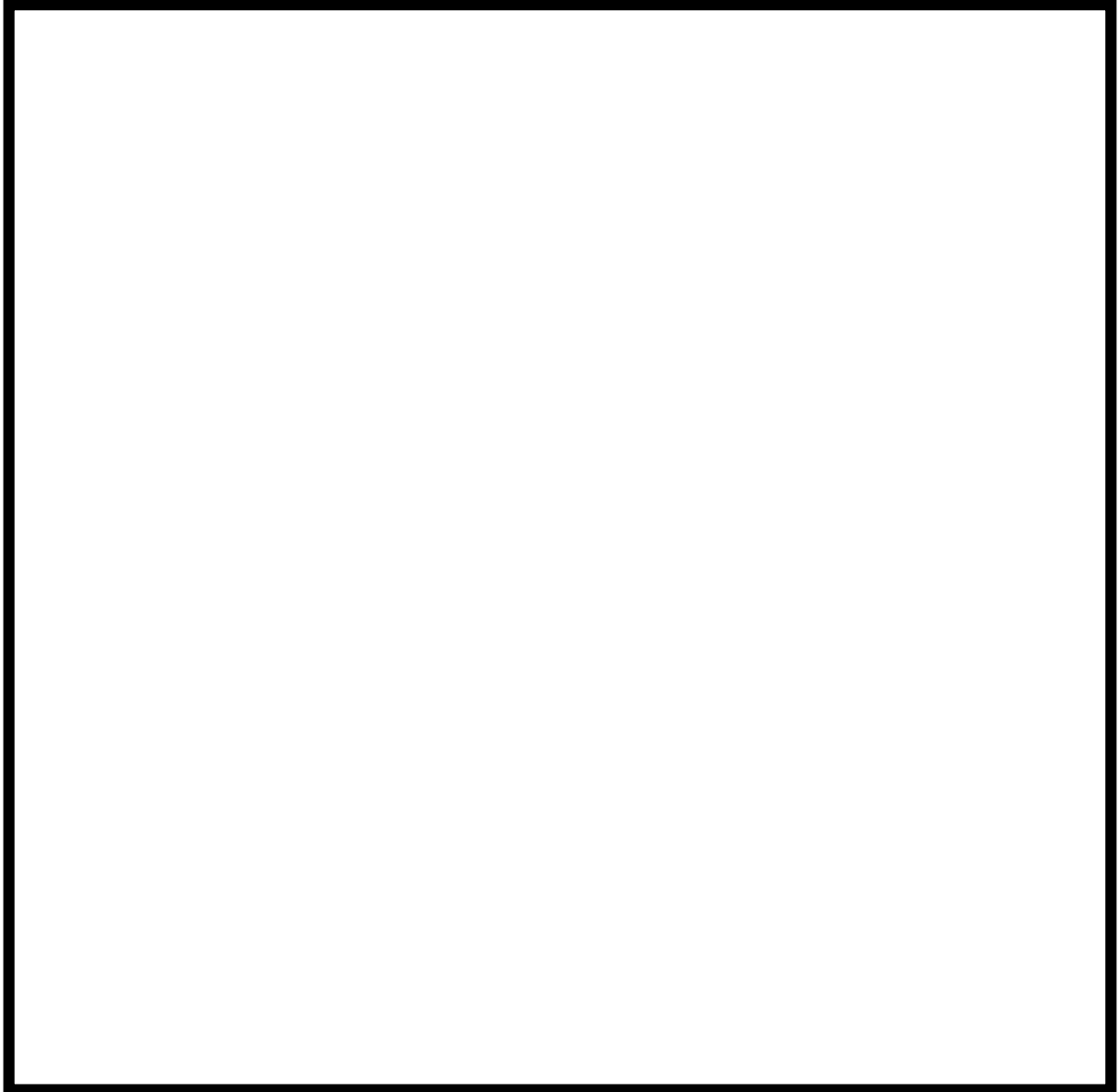


図 39-4 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (4/26)

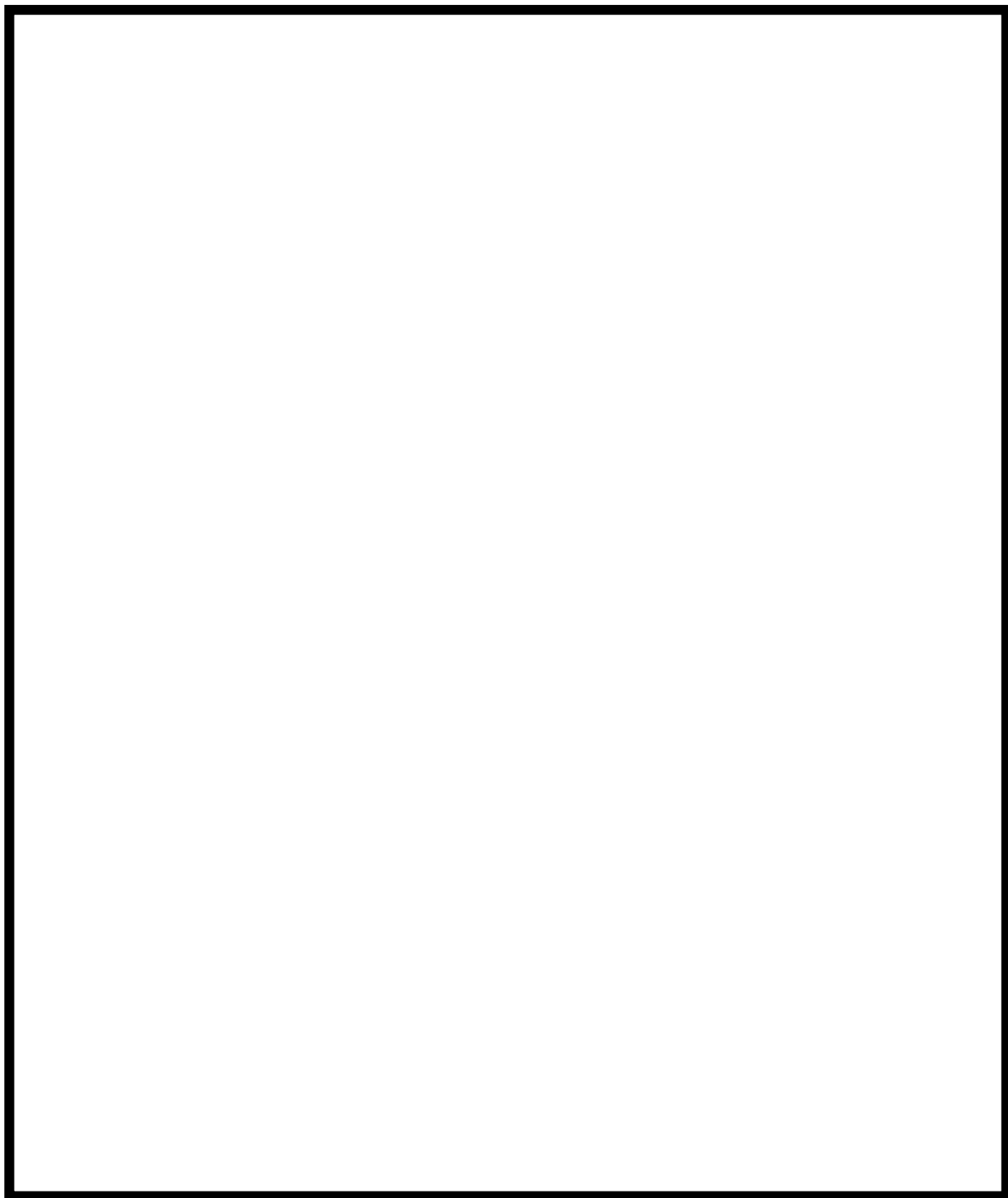


図 39-5 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (5/26)

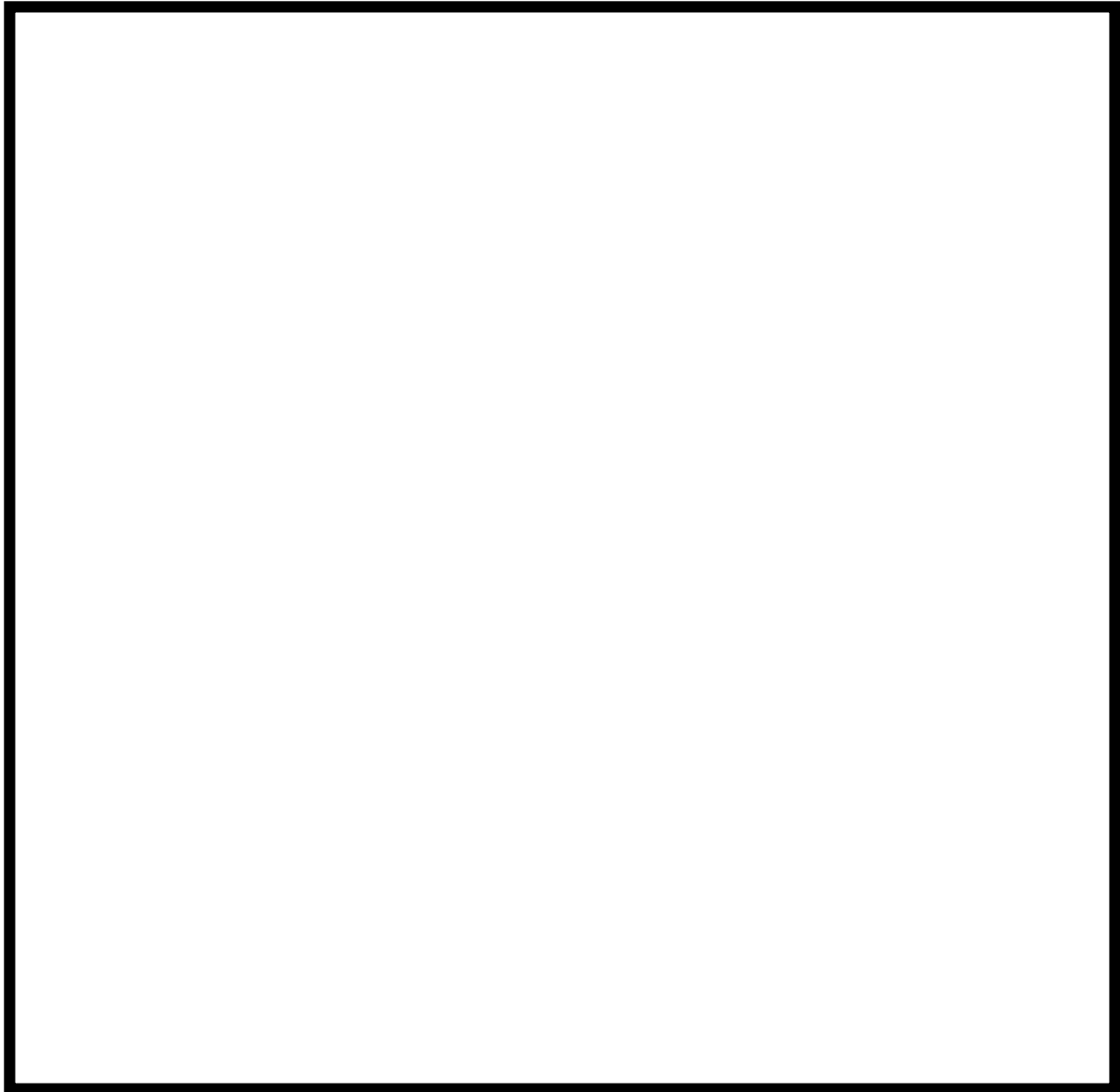


図 39-6 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (6/26)

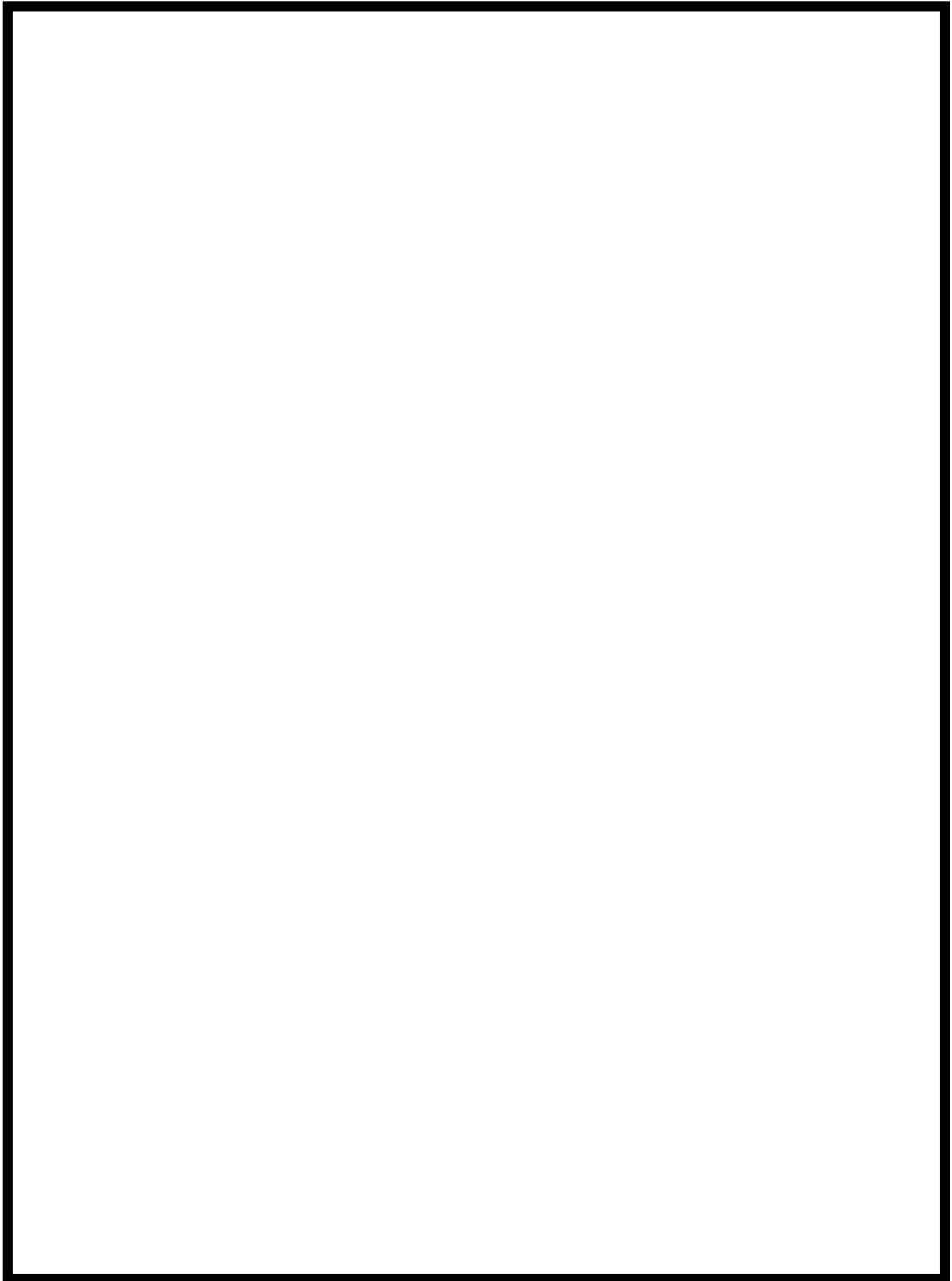


図 39-7 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (7/26)

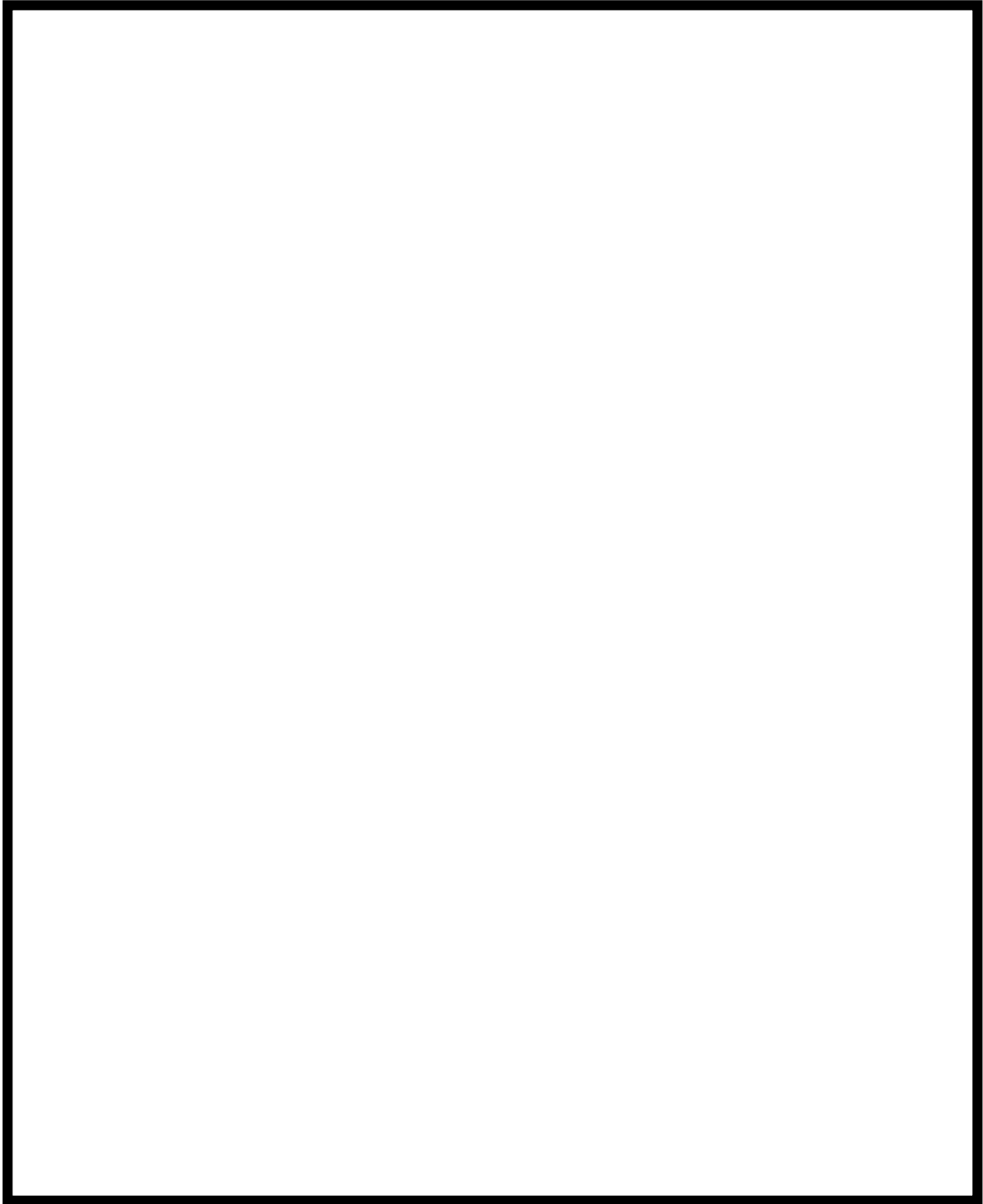


図 39-8 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (8/26)

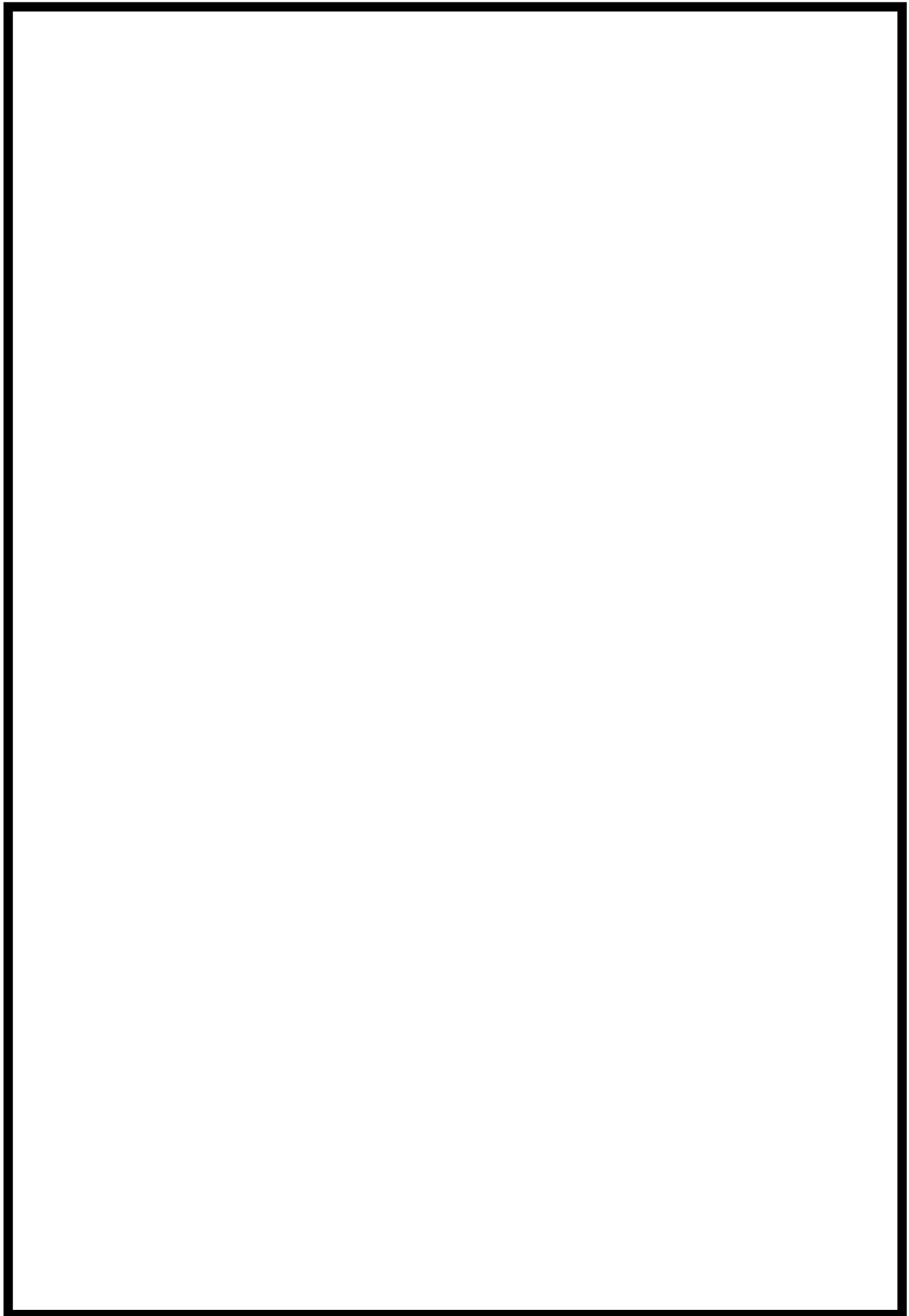


図 39-9 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (9/26)

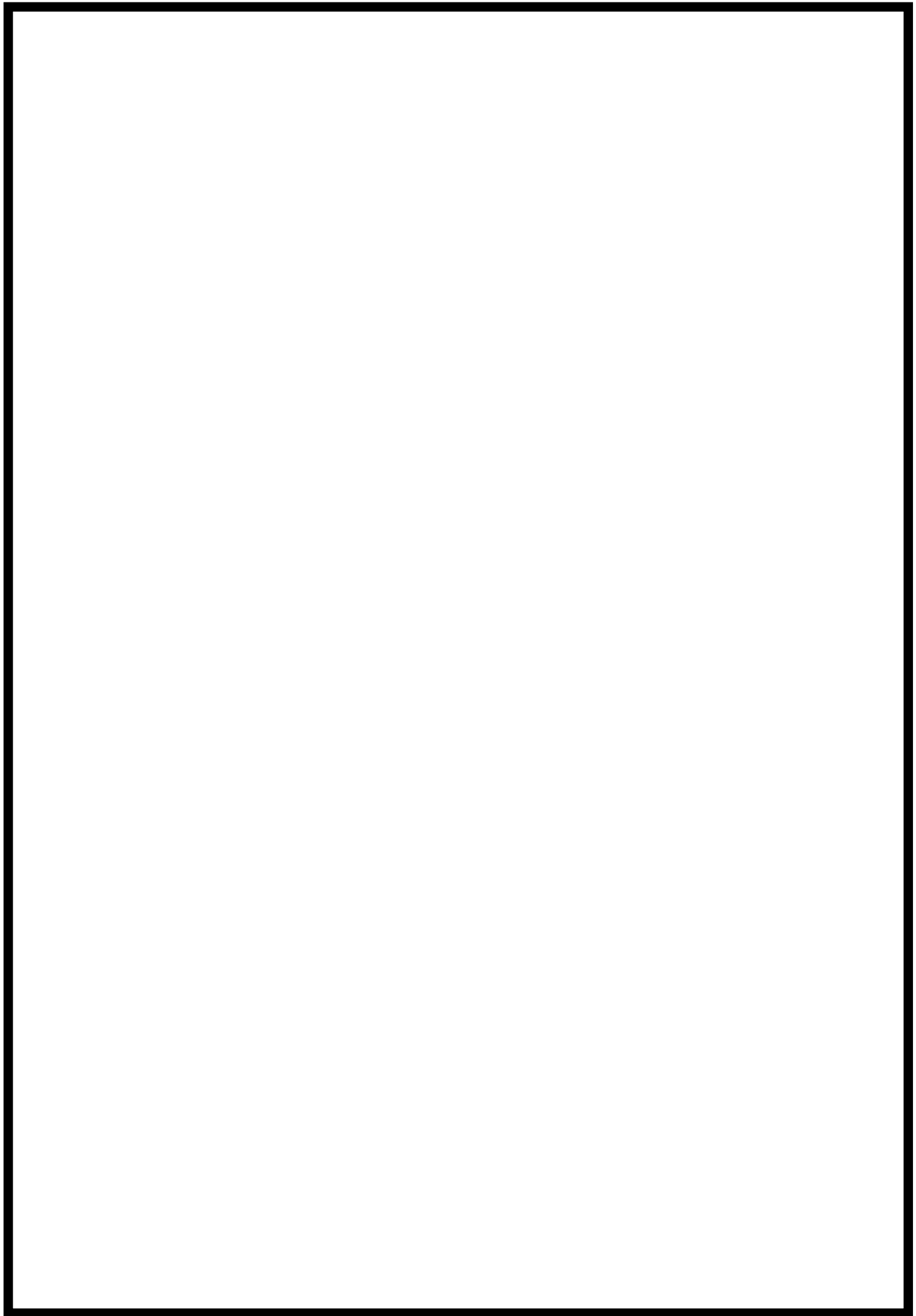


図 39-10 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (10/26)

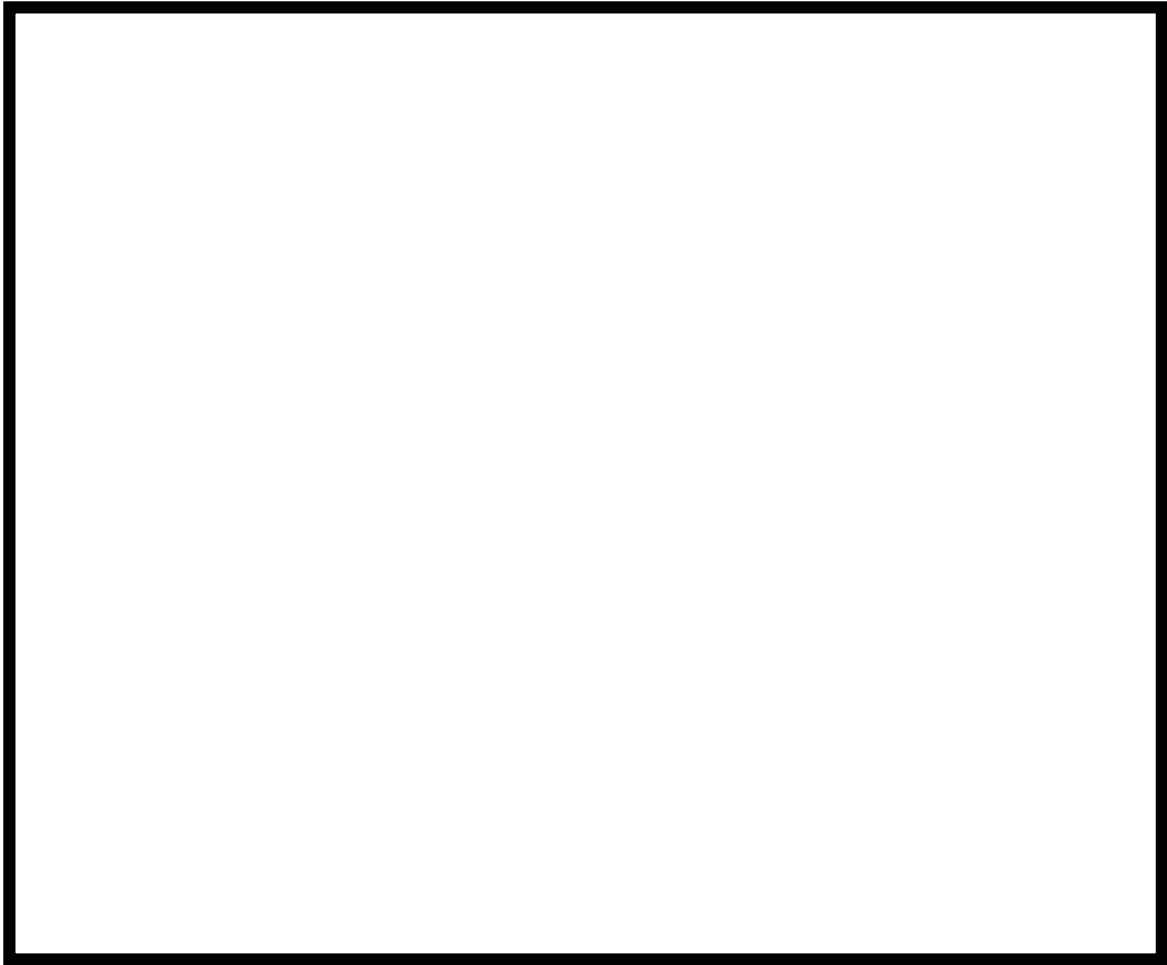


図 39-11 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (11/26)

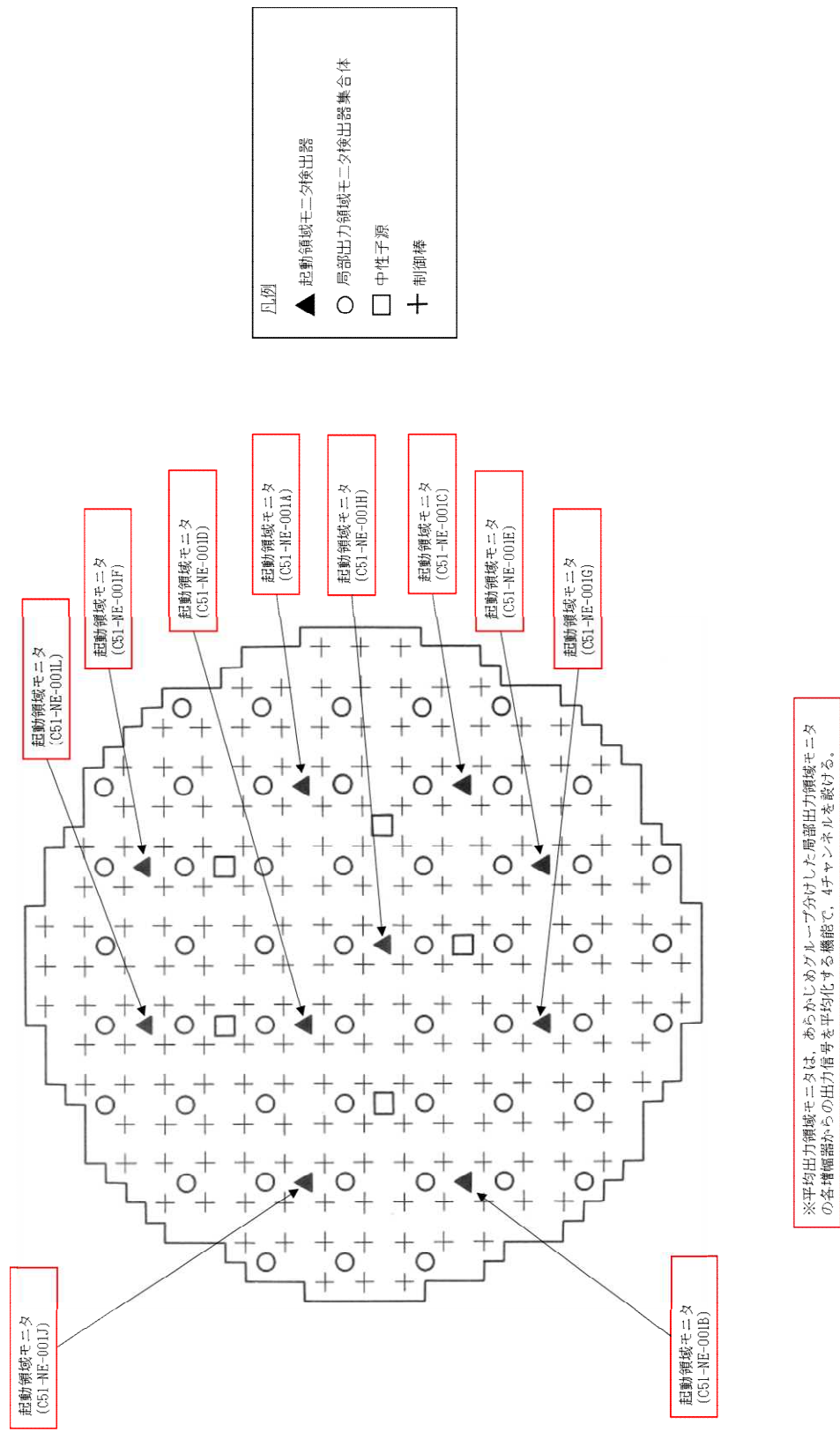


図 39-12 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (12/26)

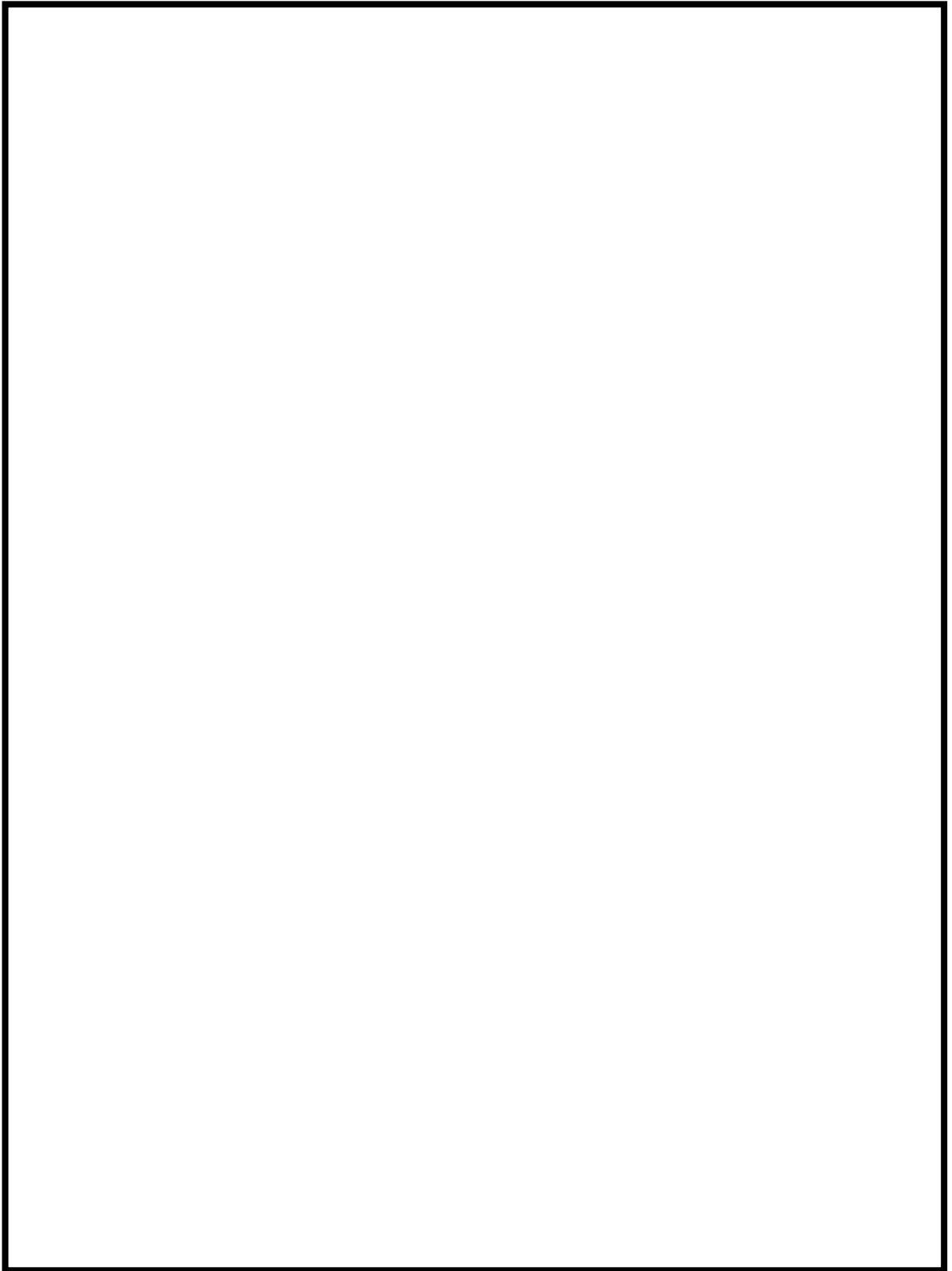


図 39-13 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (13/26)

表 8-2 : 重大事故防止設備パラメーター一覧 (7号炉)

パラメータ名称	設置場所
ドライウエル雰囲気温度	
サプレッション・チェンバ気体温度	
サプレッション・チェンバ・プール水温度	
起動領域モニタ	
平均出力領域モニタ	
原子炉圧力	
原子炉圧力 (SA)	
原子炉水位	
原子炉水位 (SA)	
高圧代替注水系系統流量	
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	
格納容器内圧力 (D/W)	
格納容器内圧力 (S/C)	
サプレッション・チェンバ・プール水位	
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	
復水移送ポンプ吐出圧力	
復水貯蔵槽水位 (SA)	
フィルタ装置水位	
フィルタ装置入口圧力	
フィルタ装置出口放射線モニタ	
フィルタ装置水素濃度	
フィルタ装置金属フィルタ差圧	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	

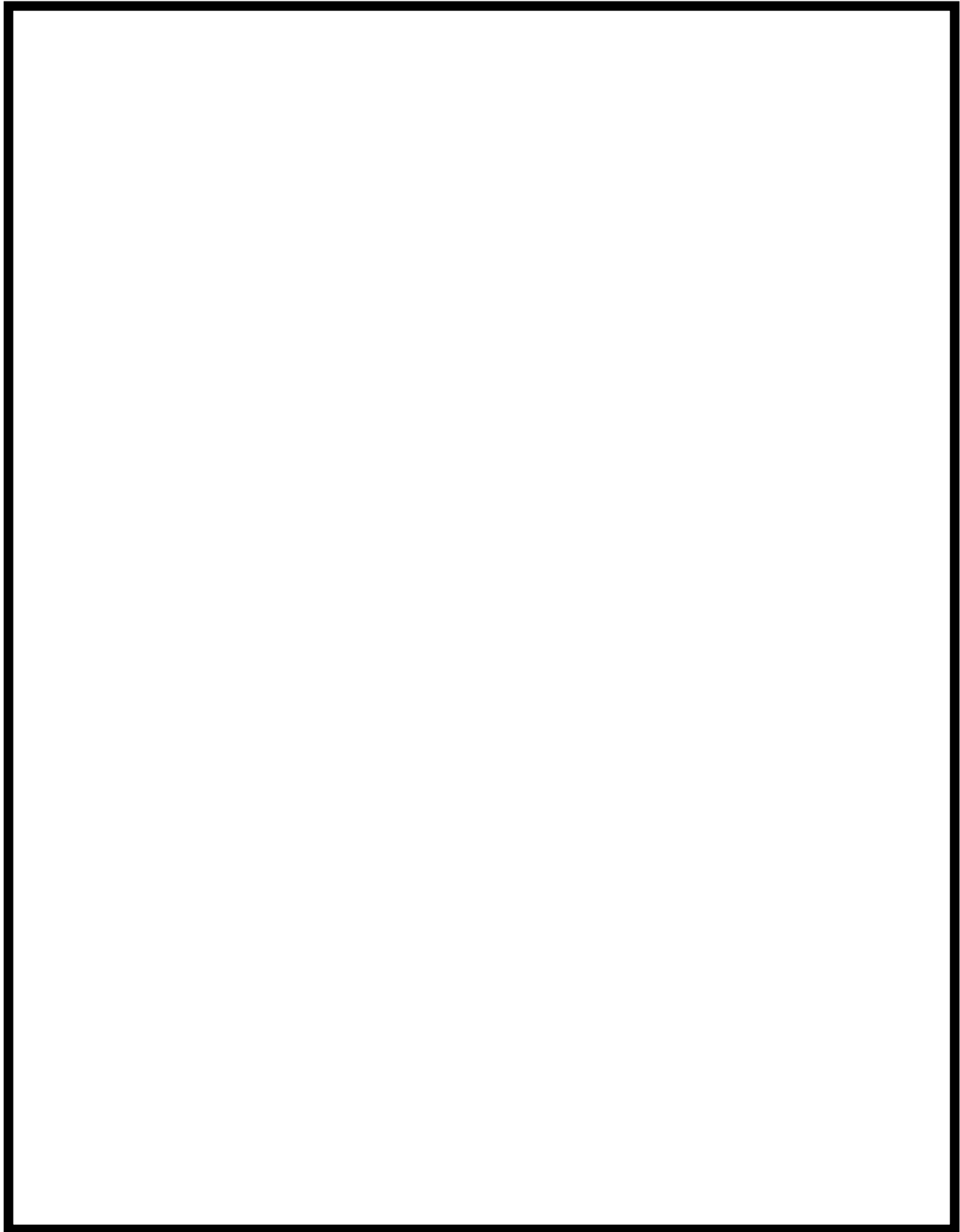


図 39-14 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (14/26)

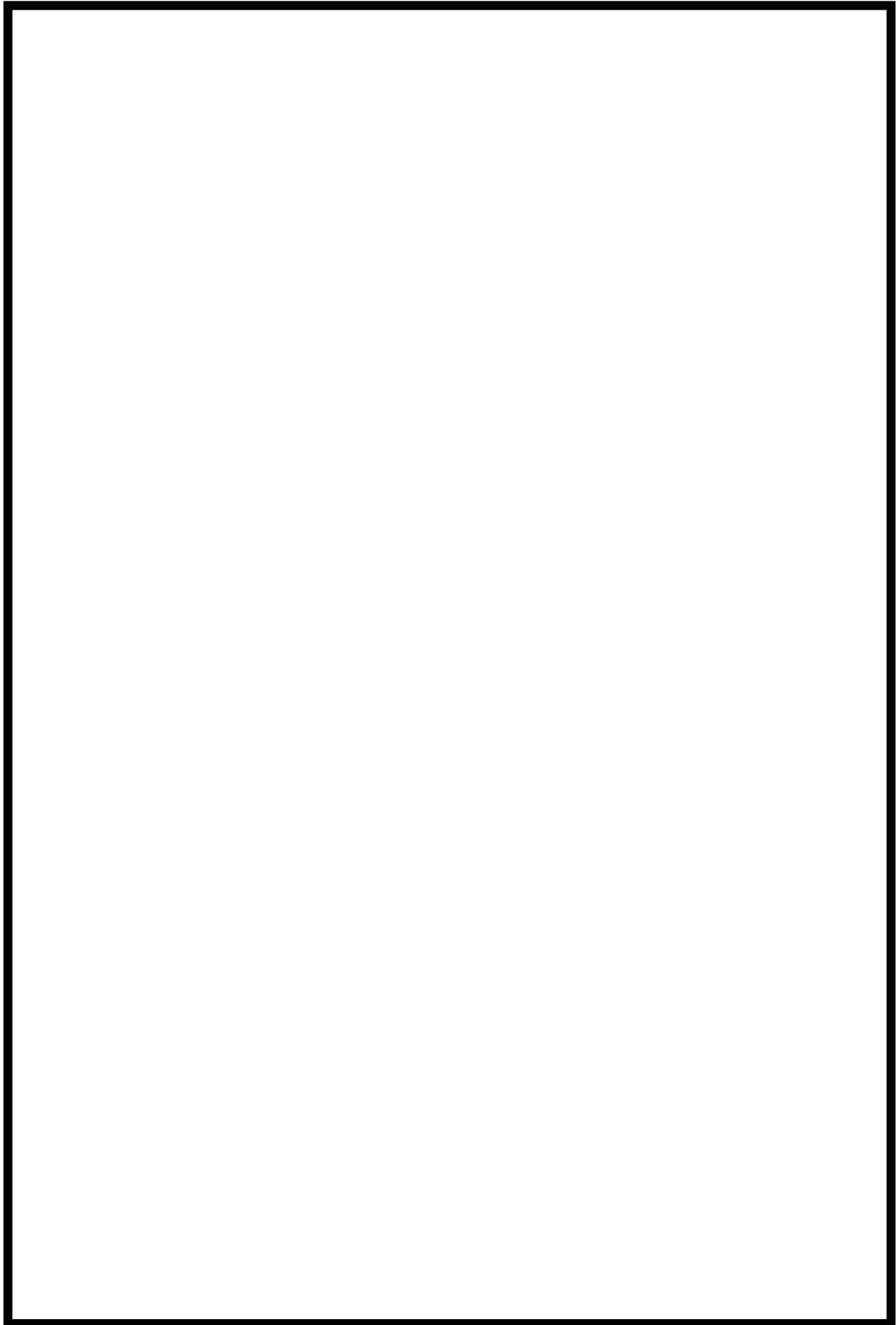


図 39-15 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (15/26)

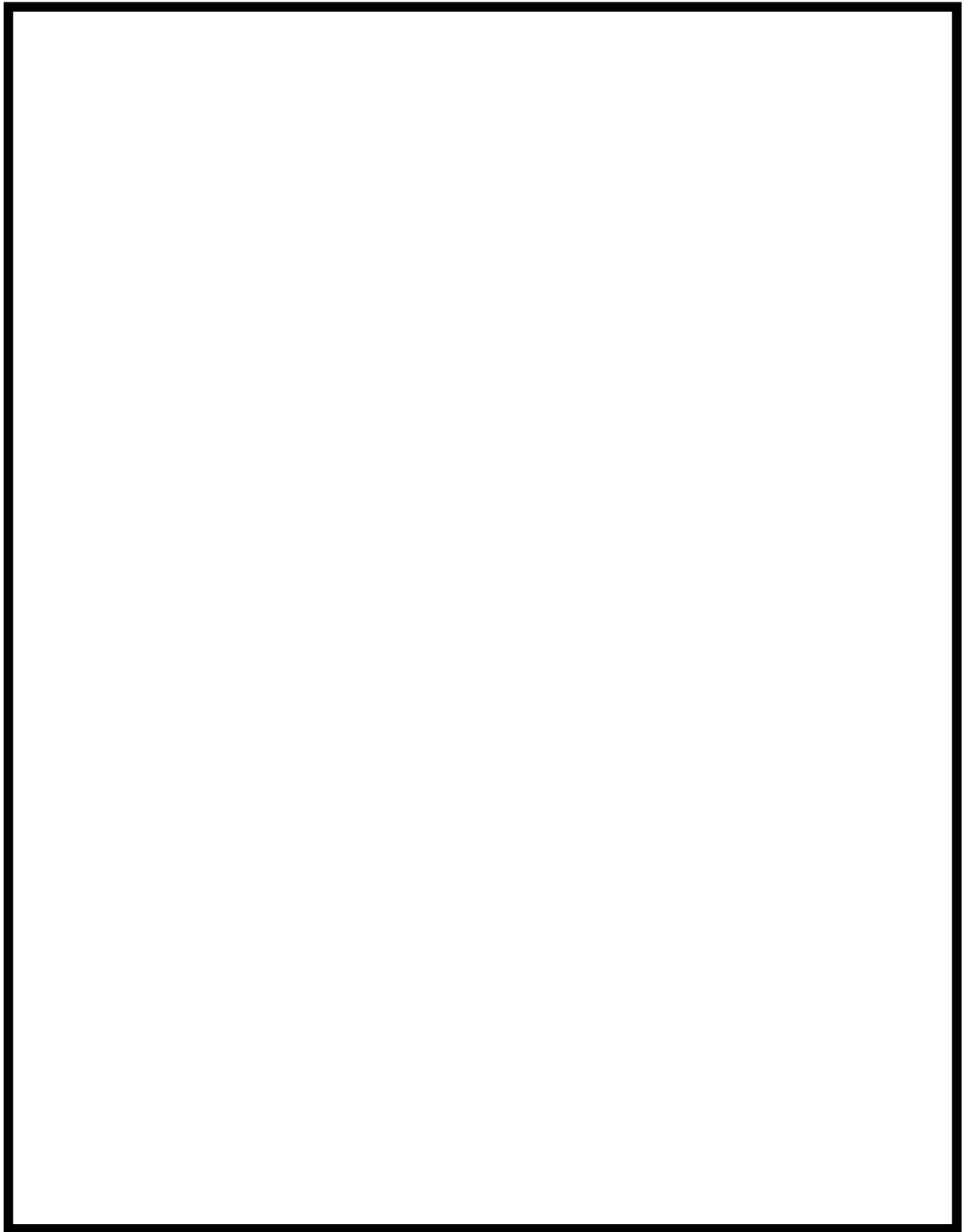


図 39-16 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (16/26)

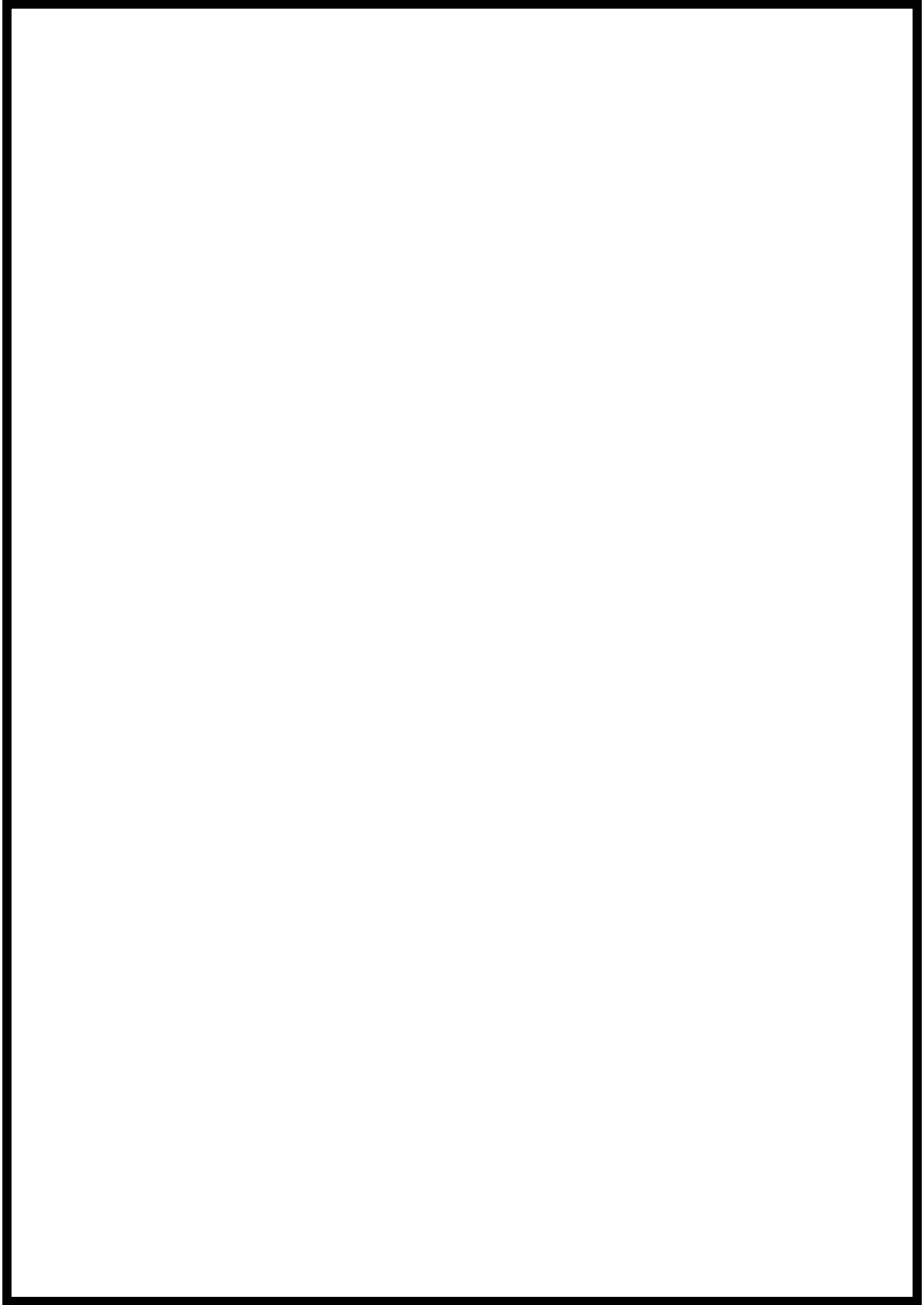


図 39-17 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (17/26)

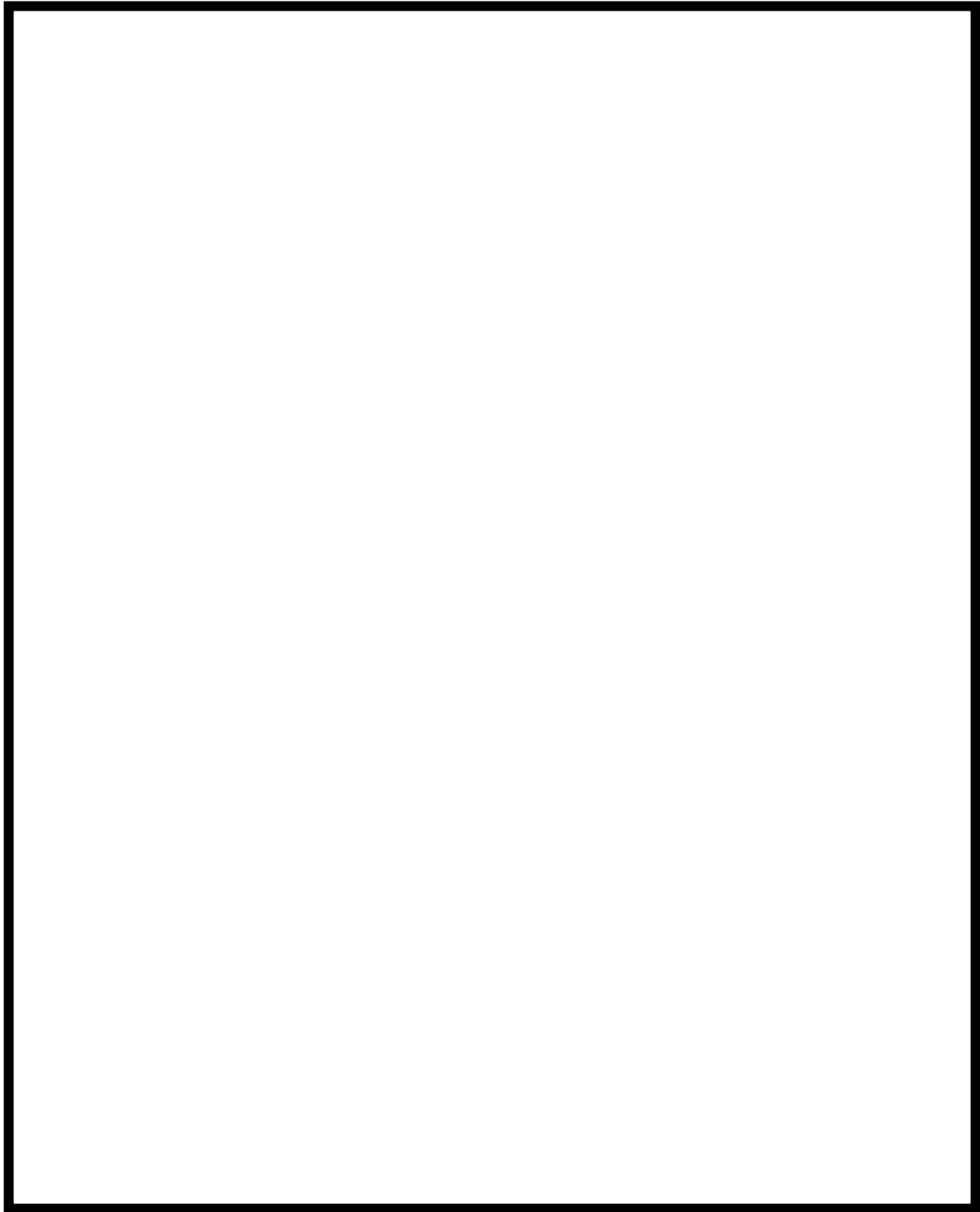


図 39-18 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (18/26)

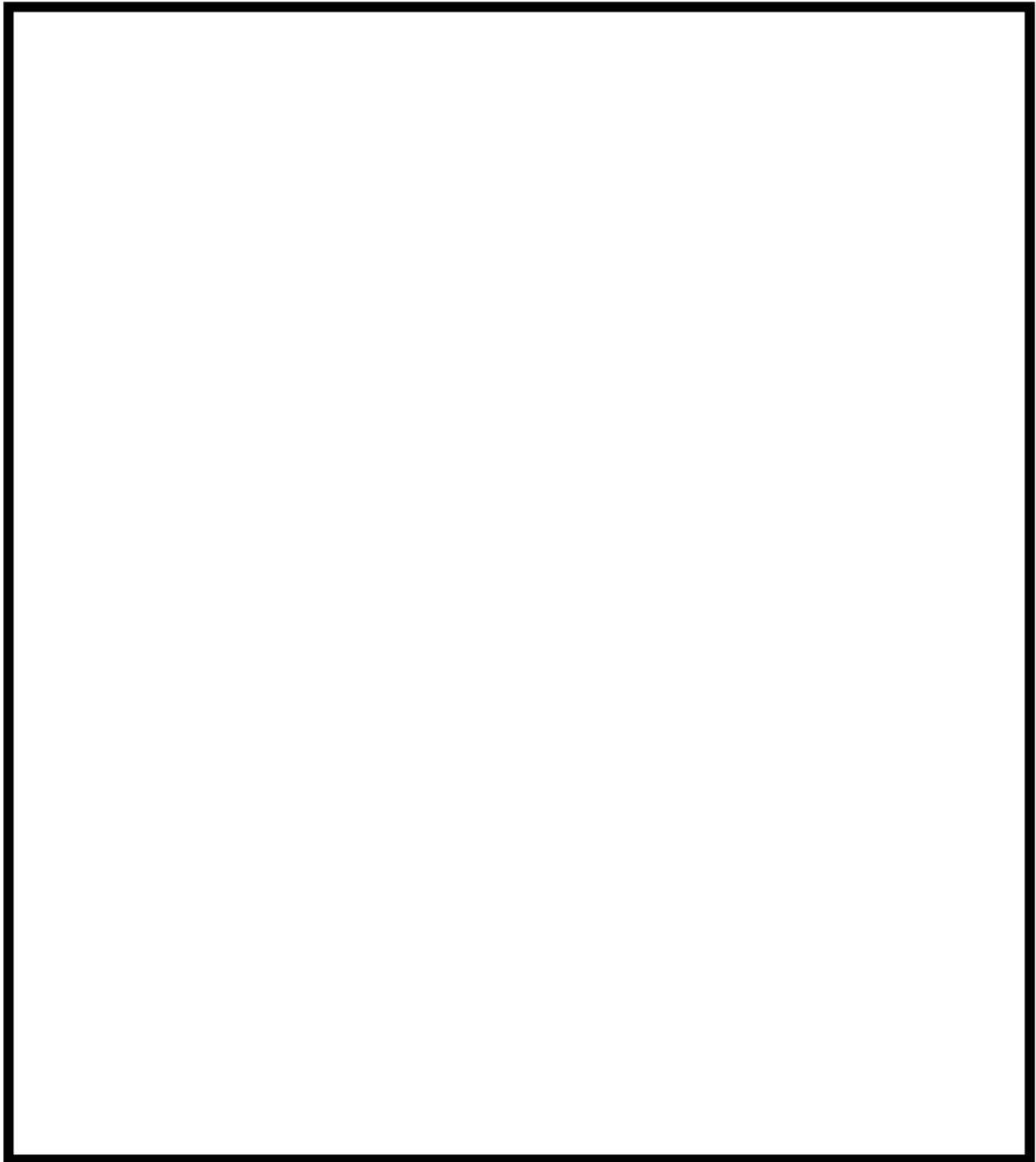


図 39-19 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (19/26)

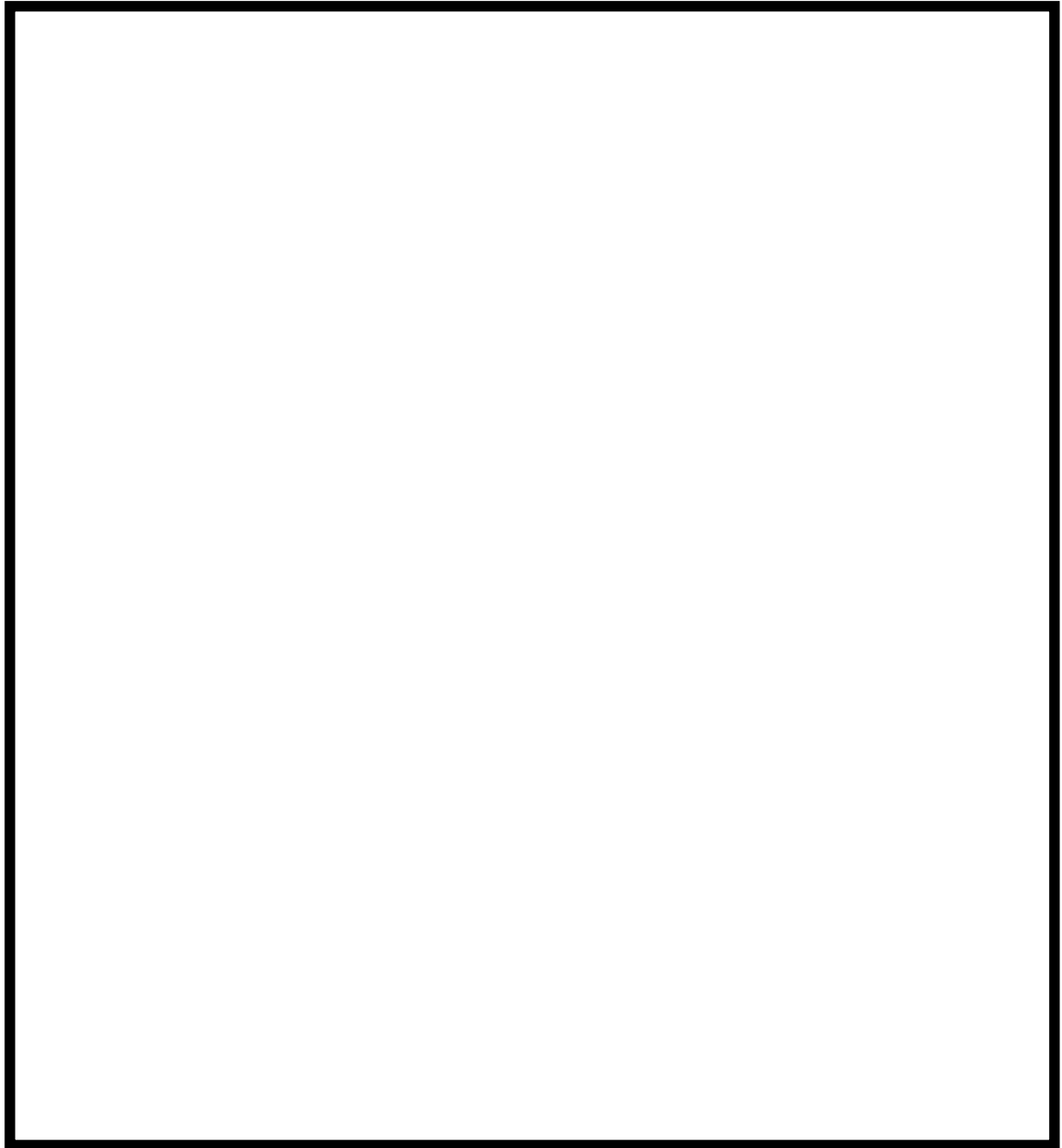


図 39-20 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (20/26)

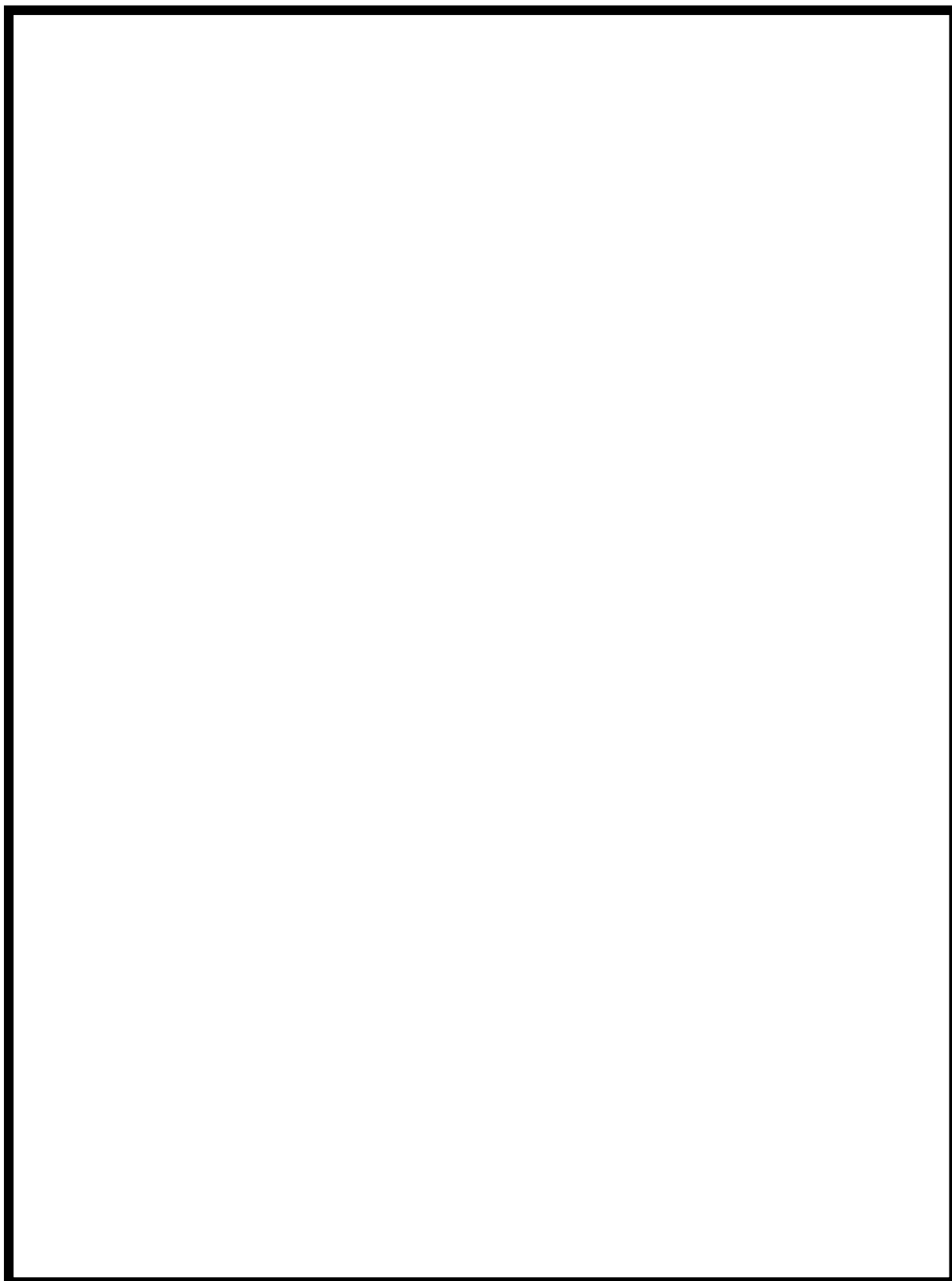


図 39-21 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (21/26)

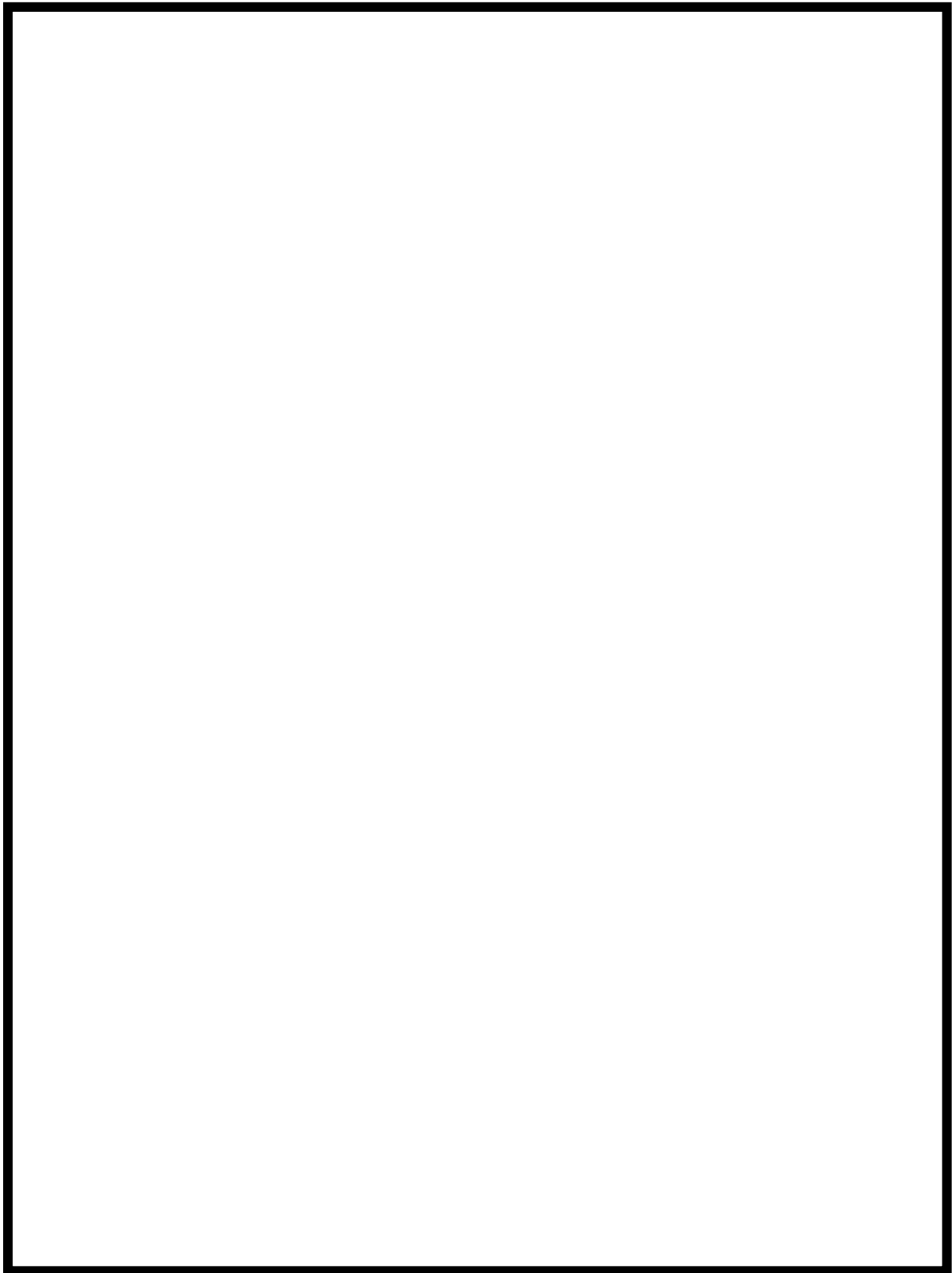


図 39-22 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (22/26)

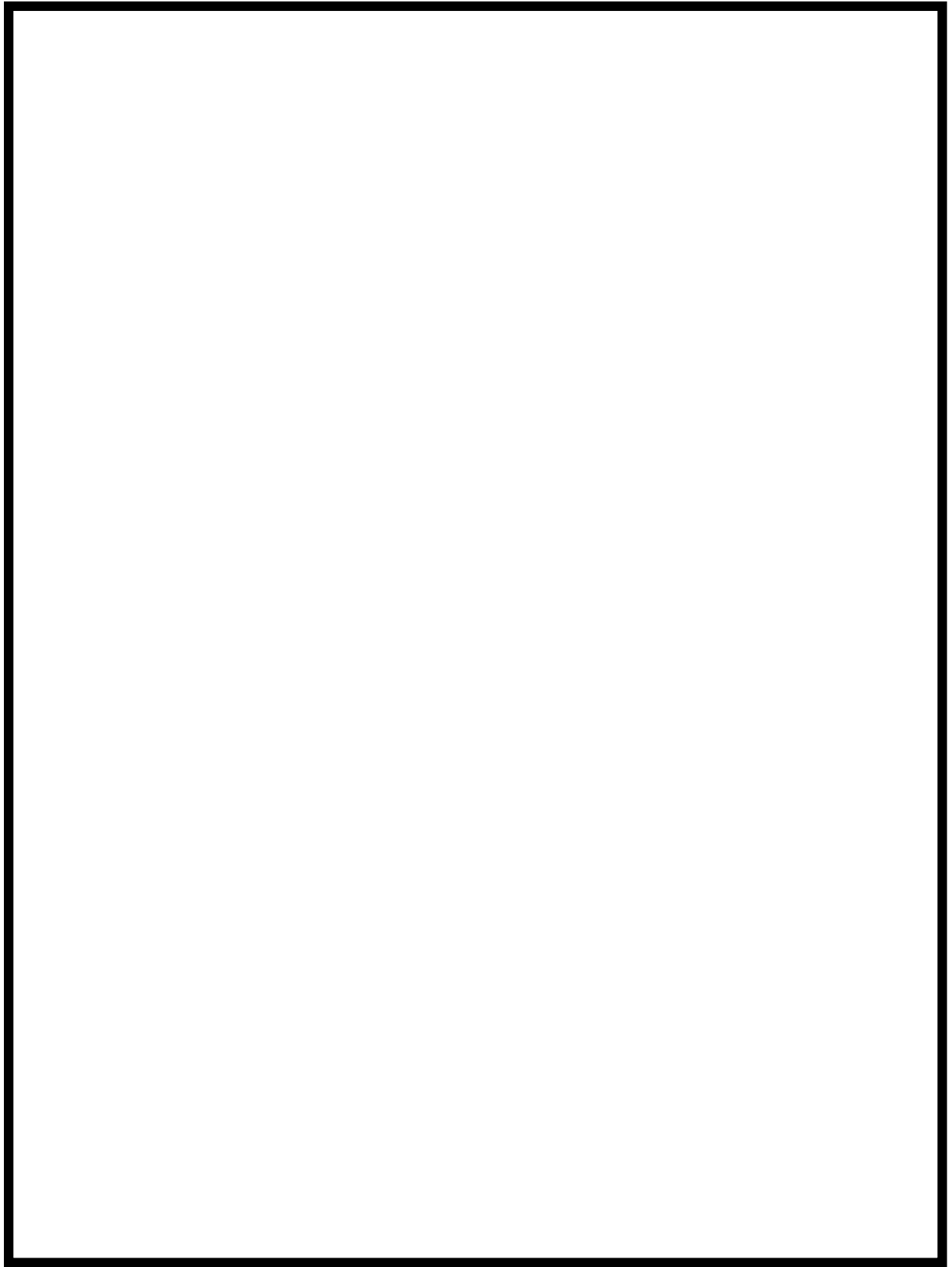


図 39-23 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (23/26)

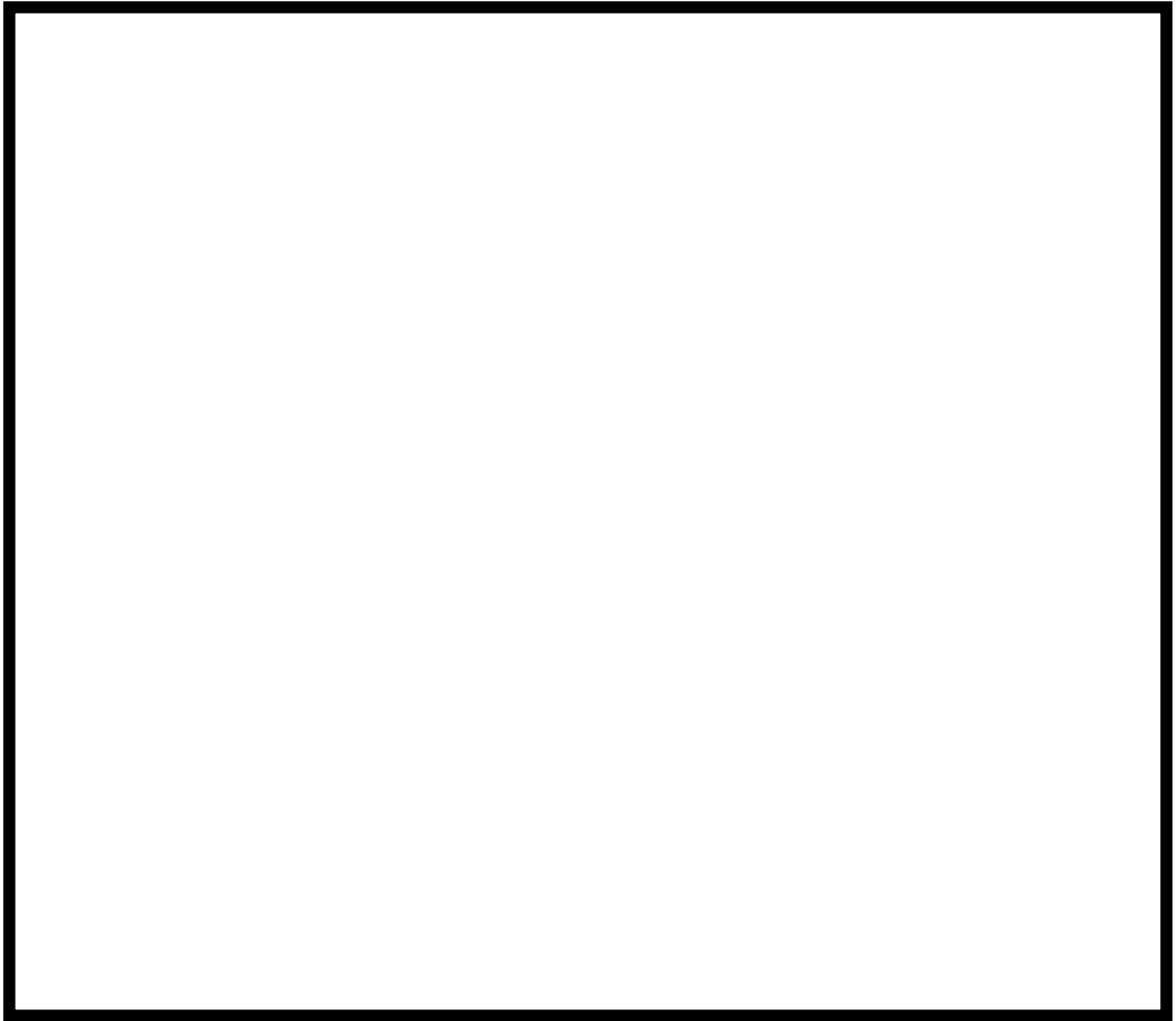
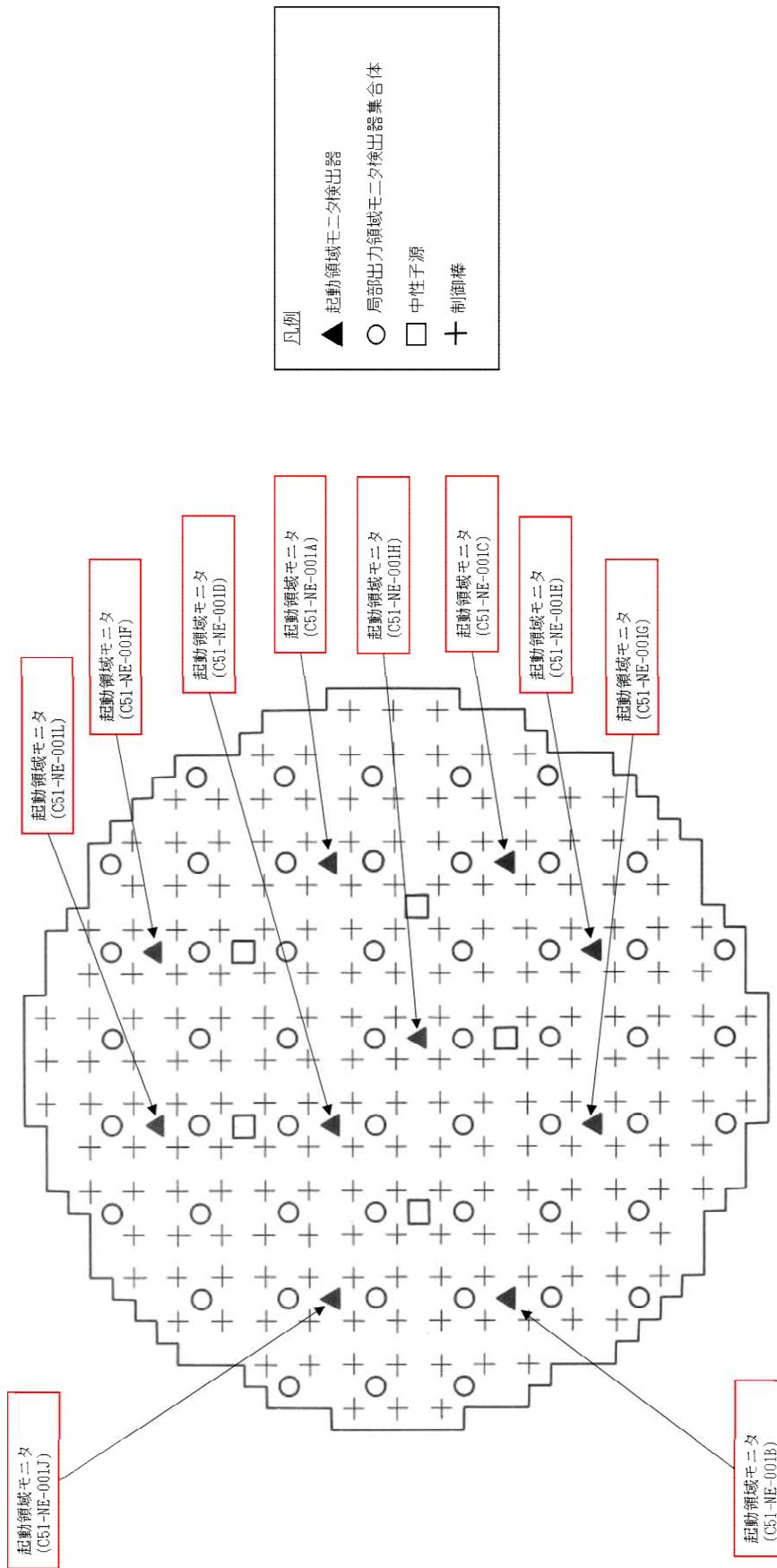


図 39-24 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (24/26)



※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各増幅器からの出力信号を平均化する機能で、4チャンネルを設ける。

7号炉 核計装配置図

図 39-25 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (25/26)

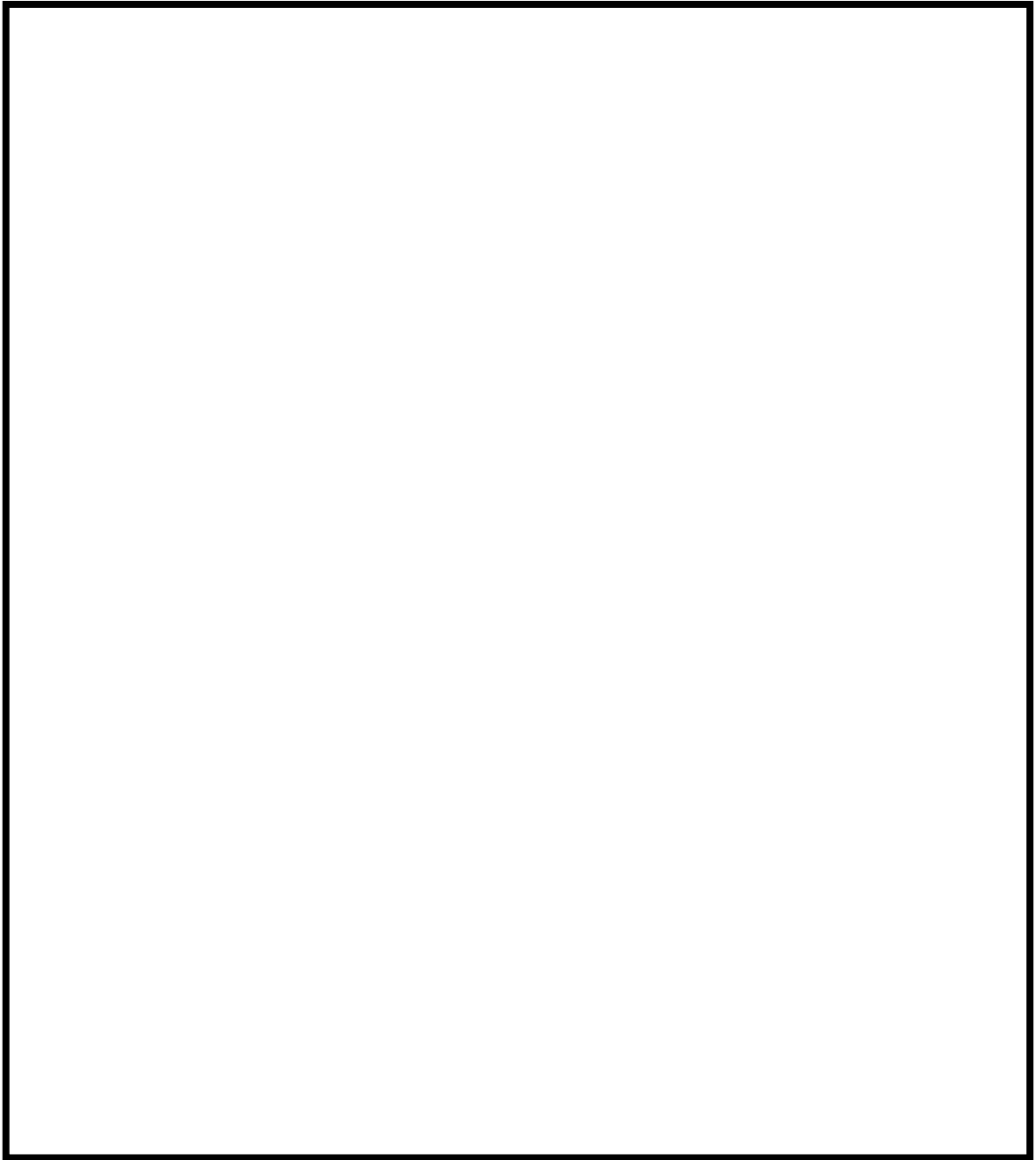


図 39-26 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の配置 (26/26)

(柏崎刈羽原子力発電所 6号炉)

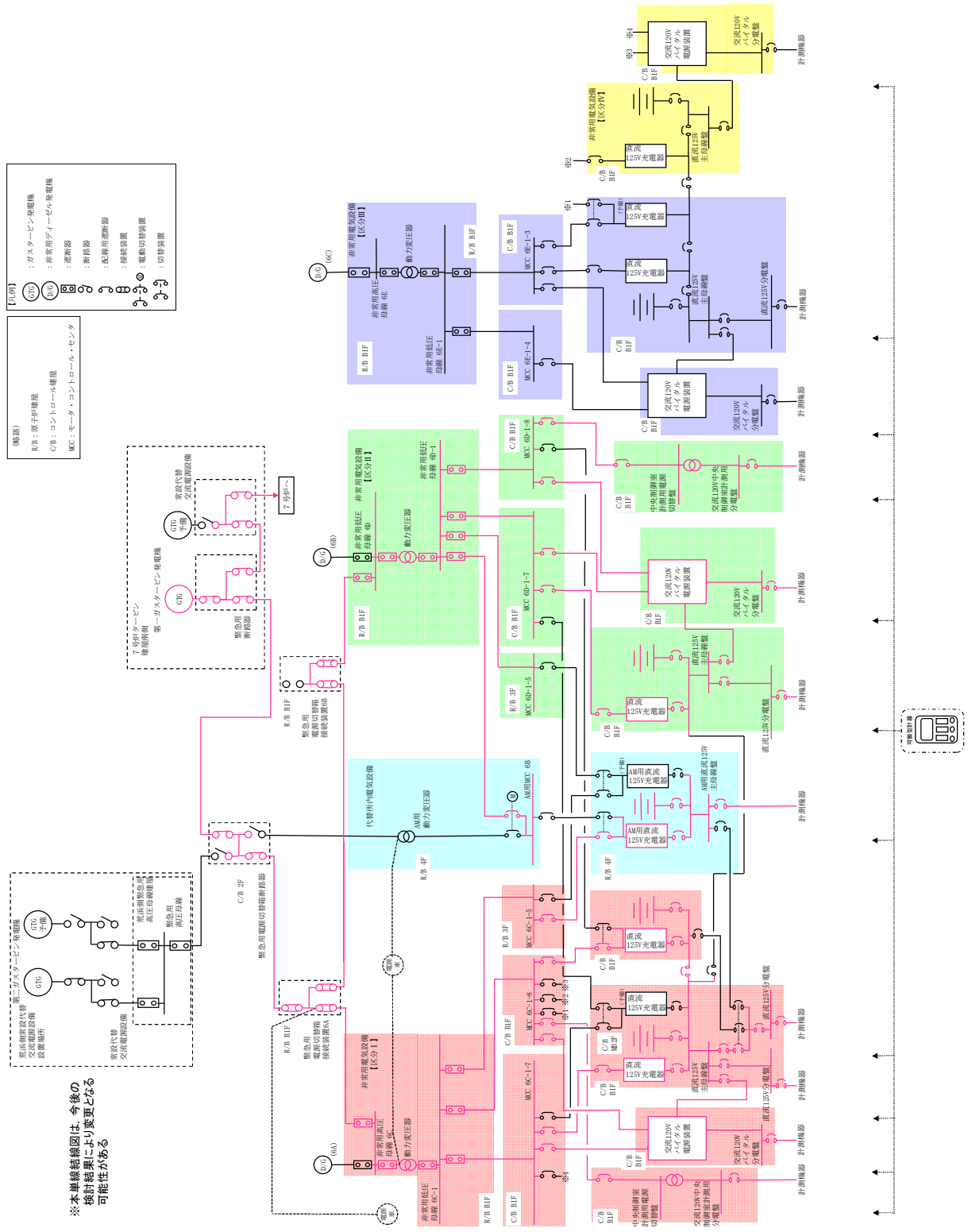


図 40-1 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の電源の概略系統図 (1/2)

(柏崎刈羽原子力発電所 7号炉)



図 40-2 : 重大事故等発生時の計装と事故時監視計器の電源の概略系統図 (2/2)

(14) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 [61条]

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（生体遮蔽，待避室生体遮蔽を含む）については，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから，当該対策所における単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。

なお，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる2種類の感知器，二酸化炭素消火器を配備している。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所については可燃物はいずれも金属筐体に納められ煙の充満は考えにくく，また運転員が近接した区域に常駐するため万一火災が発生した場合でも速やかな消火が可能であることから，単一の火災によって5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は機能喪失しない。すなわち，2.2.(1)①において安全機能が喪失しないと判断する。（図41）



図41：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の配置

(15) 通信連絡設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所） [61条]

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

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

無線連絡設備（常設）は、火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策を講じている。また、感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに、無線連絡設備（常設）と送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備はそれぞれ別の火災区域に設置しており、位置的分散を図っている。（図42）

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

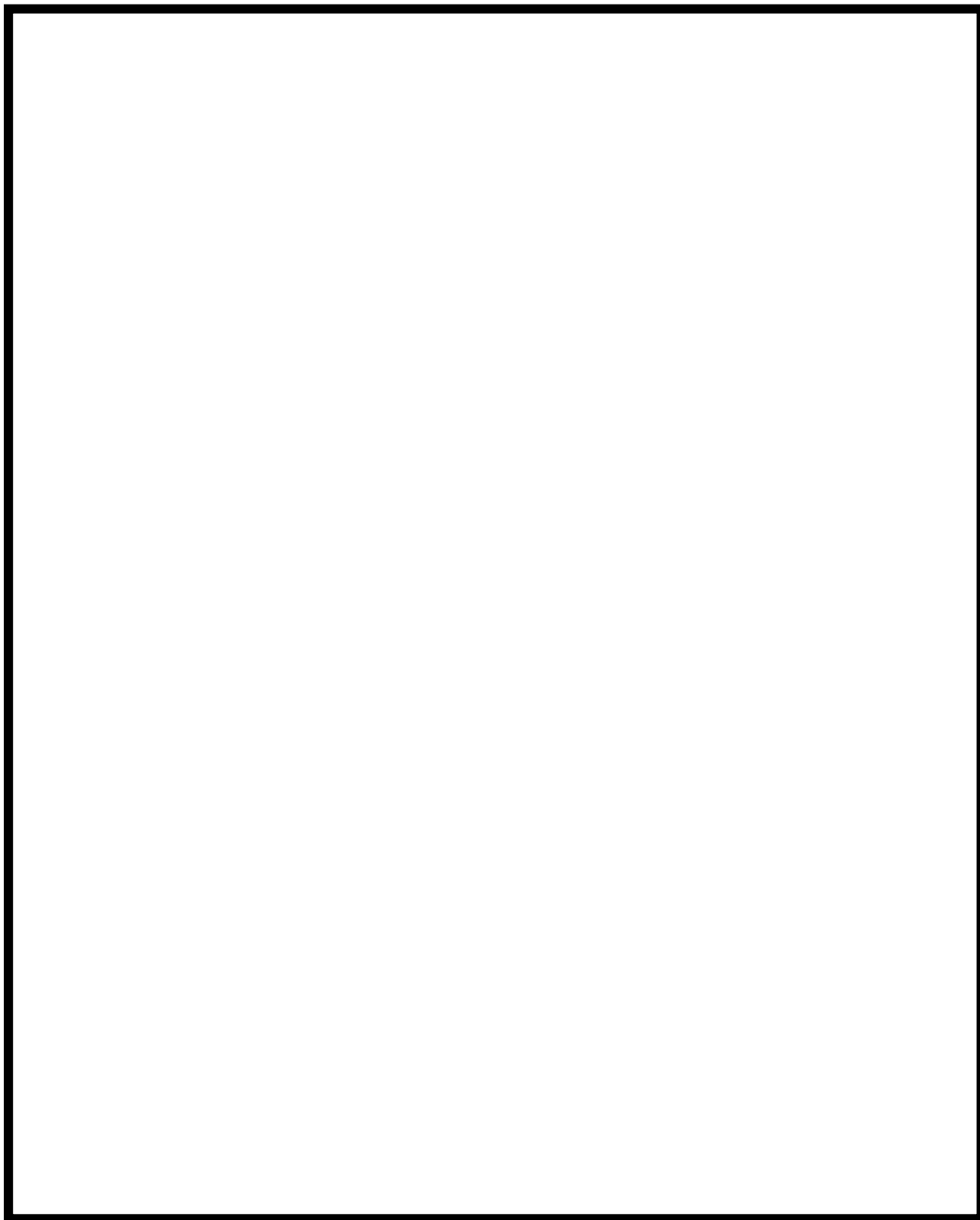


図 42-1 : 無線連絡設備（常設）（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所，
免震重要棟内緊急時対策所）と送受信器（ページング），
電力保安通信用電話設備の配置（1 / 3）

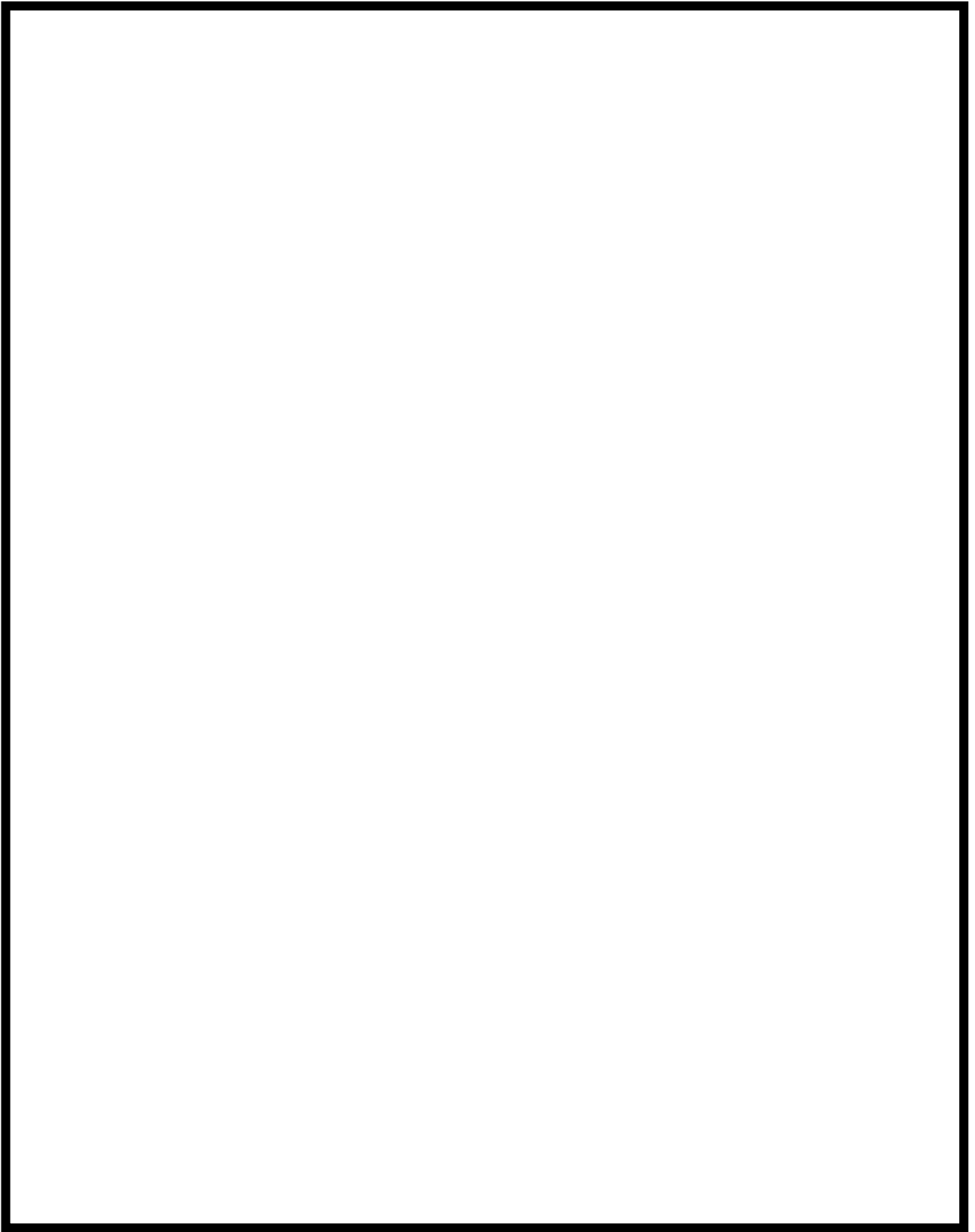


図 42-2 : 無線連絡設備 (常設) (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所, 免震重要棟内緊急時対策所) と送受信器 (ページング), 電力保安通信用電話設備の配置 (2 / 3)



図 42-3 : 無線連絡設備 (常設) (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所, 免震重要棟内緊急時対策所) と送受信器 (ページング), 電力保安通信用電話設備の配置 (3 / 3)

(16) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源, 負荷変圧器, 交流分電盤

[61条]

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

なお, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源は重大事故時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に交流電源を供給するための常設設備であり, 当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は6号及び7号炉非常用高圧母線である。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源, 負荷変圧器, 交流分電盤は, 火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策を講じている。また, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源, 負荷変圧器, 交流分電盤については感知・消火対策として異なる2種類の感知器を設置している。さらに, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源は屋外に設置, 6号及び7号炉非常用高圧母線は, 6号及び7号炉原子炉建屋内に設置している非常用ディーゼル発電機から給電しており, 位置的分散を図っている。(図43)

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

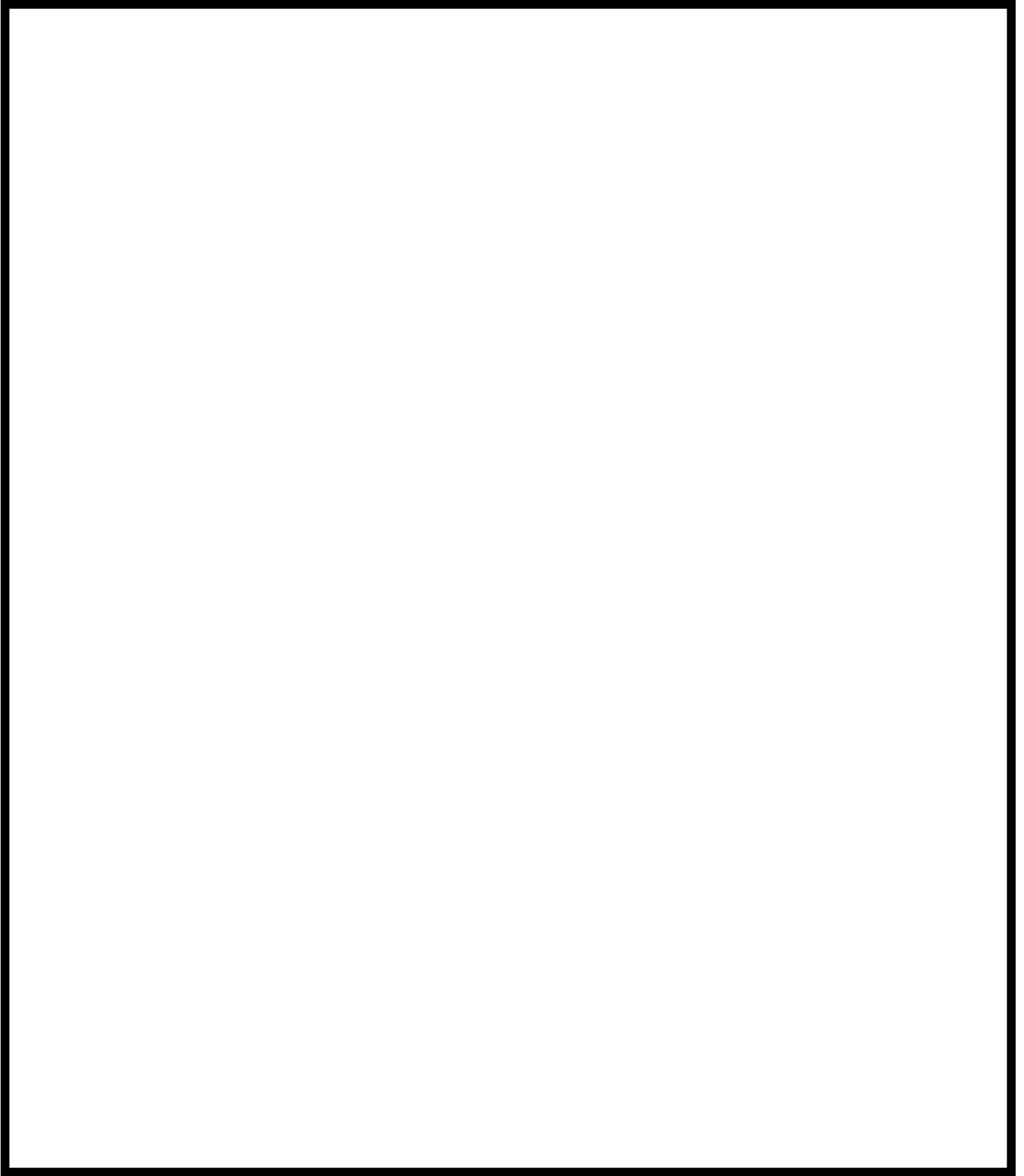


図 43-1 : 5 号炉緊急時対策所の電源の配置

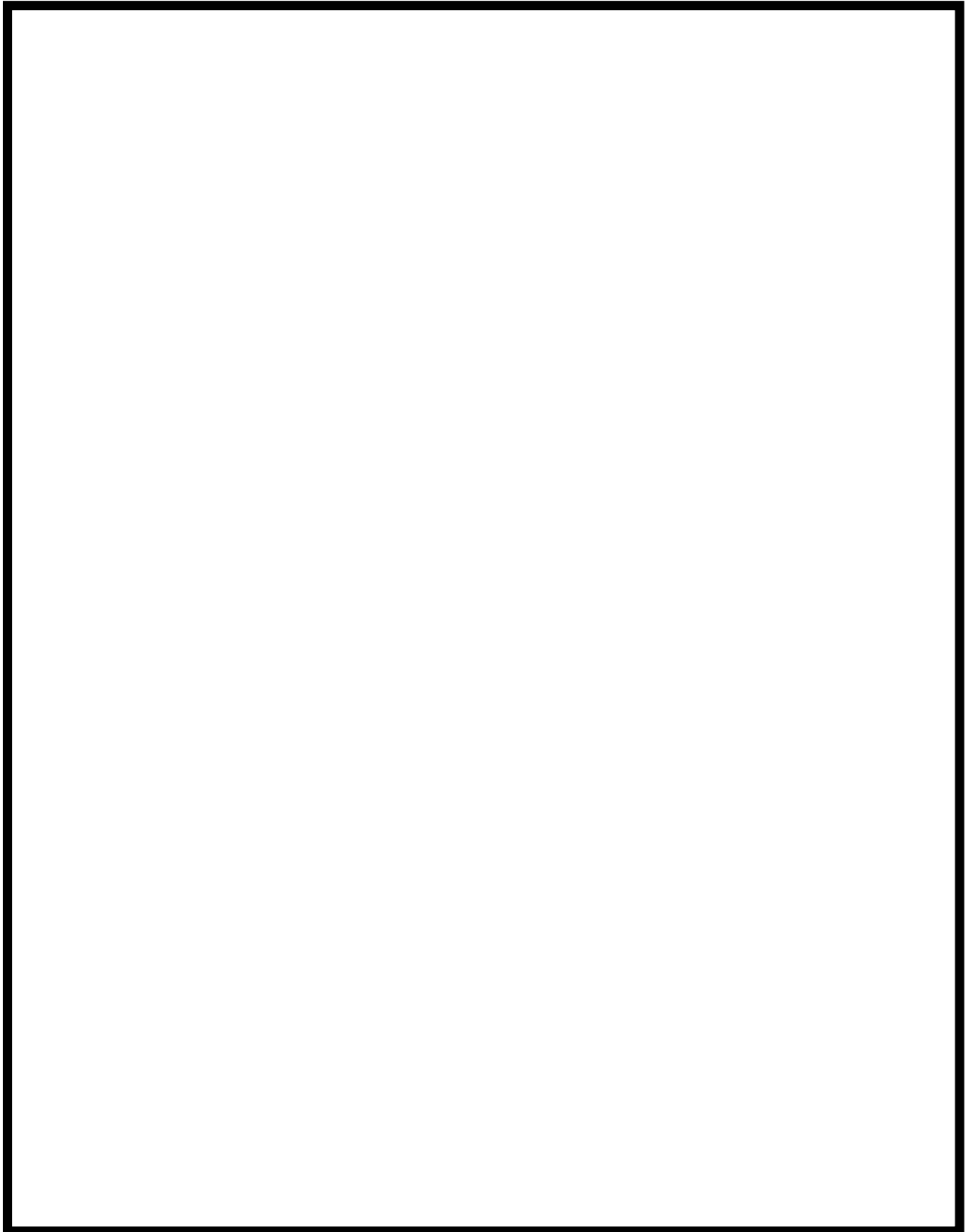


図 43-2 : 5 号炉緊急時対策所の電源の配置

(17) 免震重要棟内緊急時対策所 [61条]

免震重要棟内緊急時対策所（生体遮蔽，待避室生体遮蔽を含む）については，免震重要棟内緊急時対策所が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置していることから，当該対策所における単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない。

なお，免震重要棟内緊急時対策所（生体遮蔽，待避室生体遮蔽を含む）は，火災の発生防止対策として動力ケーブルに対して難燃ケーブルを使用する等の対策等を講じている。また，感知・消火対策として異なる2種類の感知器，二酸化炭素消火器を配備している。免震重要棟内緊急時対策所付近には職員が常駐しており，万一火災が発生した場合でも速やかな消火が可能であることから，単一の火災によって免震重要棟内緊急時対策所は機能喪失しない。すなわち，2.2. (1)①において安全機能が喪失しないと判断する。(図44)



図 44 : 免震重要棟内緊急時対策所の配置

(18) 通信連絡設備（免震重要棟内緊急時対策所） [61条]

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

なお、免震重要棟内緊急時対策所の通信連絡設備である無線連絡設備（常設）は重大事故時に免震重要棟内緊急時対策所において通信連絡を行うための常設設備であり、当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「送受話器（ページング）」、「電力保安通信用電話設備」である。

免震重要棟内緊急時対策所については、動力ケーブルについては実証試験により難燃性を確認したケーブルを使用するが、一部の制御ケーブル、計装ケーブルについて、実証試験により難燃性が確認されていないものを使用する。制御ケーブル、計装ケーブルは流れる電流が微弱であるためケーブルが発火するおそれは小さい。また、感知・消火対策として異なる2種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに、無線連絡設備（常設）と送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備はそれぞれ別の火災区域に設置しており、位置的分散を図っている。（図42）

以上より、単一の火災によって通信連絡設備（免震重要棟内緊急時対策所）、送受話器（ページング用）、電力保安通信用電話設備の安全機能は同時に喪失することなく確保できる。すなわち、2.2. (1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。

- (19) 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断路器[61条]

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機－電源車切替断路器については，免震重要棟が6号及び7号炉の原子炉建屋・コントロール建屋等と位置的に分散して設置されていることから，当該設備の単一の火災によっても6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールに影響を及ぼすおそれはない

なお，免震重要棟緊急時対策所用ガスタービン発電機は重大事故時に免震重要棟内緊急時対策所に交流電源を供給するための常設設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「緊急時対策所（免震重要棟内緊急時対策所）」の常設電源である。

免震重要棟ガスタービン発電機は，火災の発生防止対策として動力ケーブルに難燃ケーブルの使用等の対策を講じている。また，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤は感知・消火対策として異なる2種類の感知器を設置している。さらに，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機は免震重要棟□□に設置，免震重要棟内緊急時対策所の外部電源は1号炉又は3号炉に設置されており，位置的分散を図っている。(図45)

以上より，単一の火災によって免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機と，免震重要棟内緊急時対策所の外部電源は同時に喪失することなく確保できる。すなわち，2.2.(1)②において安全機能が同時に喪失しないと判断する。



(3号)

(1号)

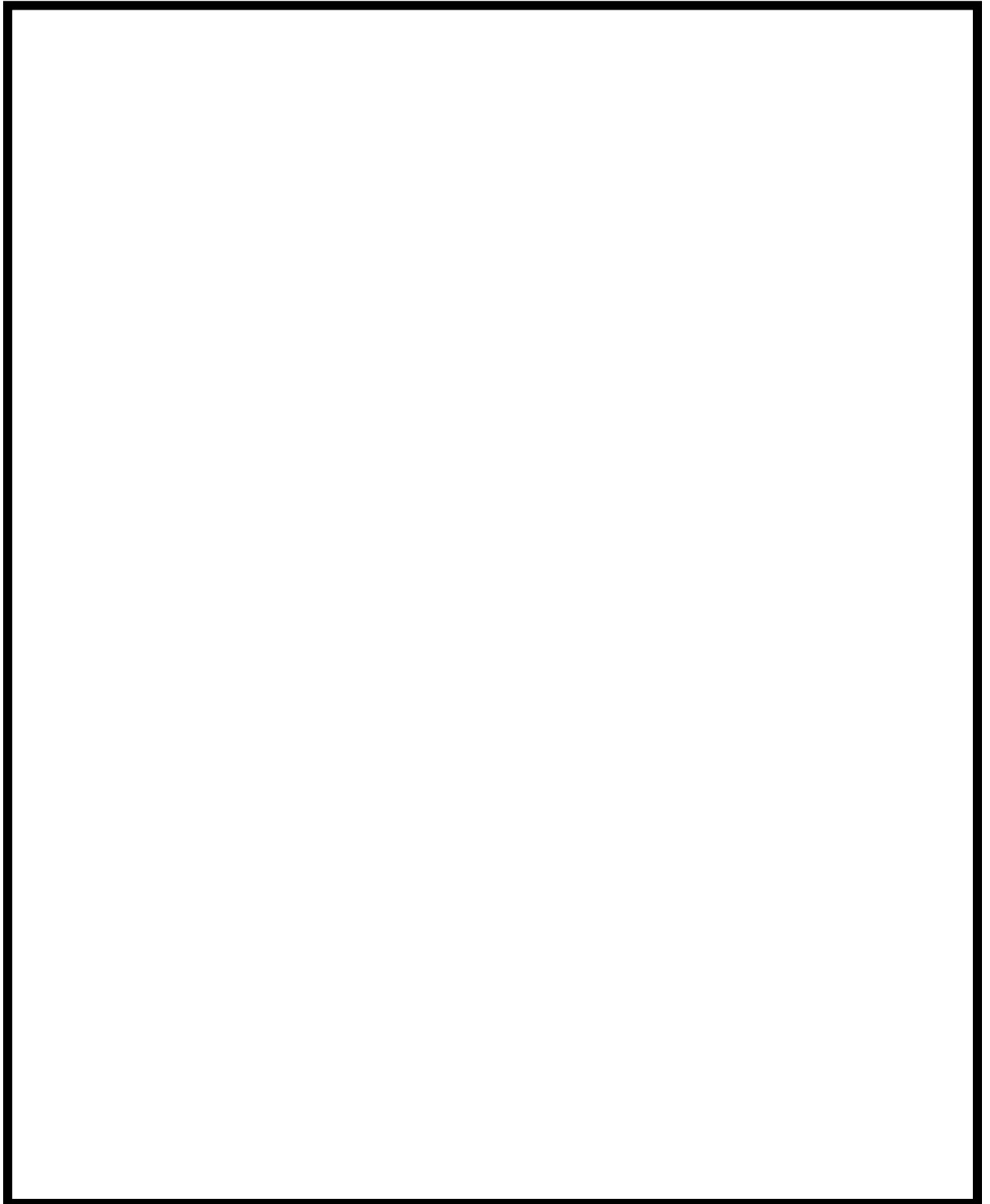
図 45 : 免震重要棟内緊急時対策所の電源の配置

(20) 発電所内の通信連絡設備 [62 条]

発電所内の通信連絡設備である無線連絡設備（常設）は重大事故時に通信連絡を行うための常設設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「送受話器（ページング）」，「電力保安通信用電話設備非常用所内電源系」である。

無線連絡設備（常設）は，火災の発生防止対策として難燃ケーブルの使用等の対策を講じている。また，感知・消火対策として異なる 2 種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所に固定式ガス消火設備を設置している。さらに，無線連絡設備（常設）と送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備はそれぞれ別の火災区域に設置しており，位置的分散を図っている。（図 46）

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



(6号)

図 46-1 : 無線連絡設備 (常設) と送受信器 (ページング),
電力保安通信用電話設備の配置 (1 / 2)



(7号)

図 46-2 : 無線連絡設備 (常設) と送受信器 (ページング),
通信用電話設備の配置 (2 / 2)

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

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

3.2.1. 重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備の火災による影響

重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備を表 9 に示す。

表 9：重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備（1 / 4）

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	48, 50, 52	防止でも緩和でもない
	フィルタ装置入口圧力		
	フィルタ装置金属フィルタ差圧		
	フィルタ装置水素濃度		
	フィルタ装置スクラバ水 pH		
	ラプチャーディスク		緩和

表 9 : 重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備 (2 / 4)

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
代替格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	48, 50, 52	防止でも緩和でもない
	フィルタ装置入口圧力		
	フィルタ装置金属フィルタ差圧		
	フィルタ装置水素濃度		
	フィルタ装置スクラバ水 pH		
	薬液タンク		緩和
	ラプチャーディスク		
代替循環冷却系	復水移送ポンプ	50	緩和
	原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク, 残留熱除去系熱交換器 [流路]		
	代替循環冷却系 配管・弁 [流路]		
	残留熱除去系・高圧炉心注水系・復水補給水系・給水系・格納容器下部注水系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ・スプレイヘッド [流路]		
	原子炉圧力容器 [注入先]		
	原子炉格納容器 [注入先]	50, 51	
S/P への蓄熱補助	真空破壊弁 (S/C→D/W)	50	緩和
格納容器下部注水系 (常設)	復水移送ポンプ	51	緩和
	復水補給水系・格納容器下部注水系・高圧炉心注水系 配管・弁 [流路]		
格納容器下部注水系 (可搬型)	復水補給水系・格納容器下部注水系 配管・弁 [流路]	51	緩和

表9：重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備（3／4）

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類		
系統機能	主要設備				
格納容器内の水素濃度 監視設備	格納容器内水素濃度（SA）	52	緩和		
	格納容器内水素濃度				
	格納容器内酸素濃度				
耐圧強化ベント系（W/W） （代替循環冷却実施時の格納容器内の可燃性ガスの排出）	耐圧強化ベント系（W/W）配管・弁				
	遠隔手動弁操作設備				
	原子炉格納容器〔ベント元〕				
耐圧強化ベント系	不活性ガス系・非常用ガス処理系配管・弁〔流路〕				
	耐圧強化ベント系放射線モニタ				
静的触媒式水素再結合器	フィルタ装置水素濃度計			53	緩和
	静的触媒式水素再結合器				
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置				
使用済燃料プールの監視設備	原子炉建屋水素濃度	54, 58	防止でも緩和でもない		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置含む）				
水源の確保 ※水源としては海水も使用可能	サプレッション・チェンバ	56	緩和		
	防火水槽	50, 56	-（代替淡水源） 〔常設重大事故等対処設備ではなく代替淡水源（措置）であるが、本条文において必要なため記載〕		
	淡水貯水池		-（代替淡水源） 〔常設重大事故等対処設備ではなく代替淡水源（措置）であるが、本条文において必要なため記載〕		
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	58	緩和		
格納容器内の水位	格納容器下部水位				
格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（SA）				
	格納容器内水素濃度				
格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度				
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度				
最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	耐圧強化ベント系放射線モニタ				
	フィルタ装置水素濃度				
発電所内の通信連絡	必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））		緩和		

表 9 : 重大事故防止設備でない常設重大事故等対処設備 (4 / 4)

常設重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
居住性の確保	中央制御室	59	(重大事故等対処施設)
	中央制御室待避室		
	中央制御室待避室遮蔽		緩和
	中央制御室待避室空気ボンベ 陽圧化装置 (配管・弁)		防止でも緩和でもない
	無線連絡設備 (常設) (待避室)		
	衛星電話設備 (常設) (待避室)		
	データ表示装置 (待避室)		
電源の確保	モニタリング・ポスト用発電機	60	防止でも緩和でもない
居住性の確保 (5号炉原子炉 建屋内緊急時対策所)	緊急時対策所 (5号炉原子炉建屋 内緊急時対策所)	61	(重大事故等対処施設)
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 空気ボンベ陽圧化装置 (配管・弁)		緩和
必要な情報の把握 (5号炉 原子炉建屋内緊急時対策所)	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))		緩和
通信連絡 (5号炉原子炉建屋 内緊急時対策所)	衛星電話設備 (常設)		防止でも緩和でもない
	総合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備		
	データ伝送設備		
居住性の確保 (免震重要棟内 緊急時対策所)	緊急時対策所 (免震重要棟内緊急 時対策所)		(重大事故等対処施設)
	免震重要棟内緊急時対策所 (待避 室) 遮蔽		緩和
	地震観測装置	防止でも緩和でもない	
必要な情報の把握 (免震重要 棟内緊急時対策所)	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))	緩和	
通信連絡 (免震重要棟内緊急 時対策所)	衛星電話設備 (常設)	防止でも緩和でもない	
	総合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備		
	データ伝送設備		
発電所内の通信連絡	衛星電話設備 (常設)	62	緩和
	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))		
発電所外の通信連絡	衛星電話設備 (常設)	防止でも緩和でもない	
	総合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備		
	データ伝送装置		

表9の設備のうち、圧力開放板、配管、手動弁、サージタンク、熱交換器、スプレーヘッダ、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、中央制御室待避室室陽圧化装置（配管・弁）、原子炉ウェル、サブプレッション・チェンバについては、金属等の不燃性材料で構築されていること、内部の液体の漏えいを防止するためのパッキンが装着されている場合でもパッキン類のシート面は機器内の液体と接触しており大幅な温度上昇は考えにくいことから、火災発生のおそれはない。すなわち、2.2.(2)①において安全機能が喪失しないと判断する。

上記以外の常設重大事故緩和設備及び常設重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもないものについては、火災防護に係る審査基準にしたがい、火災の発生防止対策及び火災の感知・消火対策を実施する。（資料10）

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

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

表10：重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備（1／2）

可搬型重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
アクセスルート確保	ホイールローダ	43	防止でも緩和でもない
格納容器圧力逃がし装置	スクラバ水 pH 制御設備	48, 50, 52	緩和
	可搬型窒素供給装置		
代替格納容器 圧力逃がし装置	可搬型窒素供給装置		
代替循環冷却系	熱交換器ユニット	50	緩和
	代替原子炉補機冷却海水ポンプ		
	代替原子炉補機冷却 海水ストレーナ		
	ホース〔流路〕		
	移動式変圧器		
格納容器下部注水系 (可搬型)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	51	緩和
	ホース〔流路〕		
燃料プール代替注水系 (可搬型)	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	54, 56	緩和
大気への放射性物質の拡散 抑制 ※水源は海水を使用	大容量送水車	55	緩和
	ホース〔流路〕		
	放水砲		
海洋への放射性物質の拡散 抑制	汚濁防止膜	55	緩和
	汚濁防止膜装置のための小型船舶		
	放射性物質吸着材		
航空機燃料火災への泡消火	泡原液搬送車	58	防止でも緩和でもない
	泡原液混合装置		
温度、圧力、水位、注水量の 計測・監視	可搬型計測器	58	防止でも緩和でもない
居住性の確保	中央制御室待避室空気ボンベ陽圧 化装置 (空気ボンベ)	59	緩和
	可搬型蓄電池内蔵型照明		防止でも緩和でもない
	差圧計		
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計		
汚染の持ち込み防止	乾電池内蔵型照明 (チェンジングエリア)	59	防止でも緩和でもない

表 10 : 重大事故防止設備でない可搬型重大事故等対処設備 (2 / 2)

可搬型重大事故等対処設備		関連条文	分類
系統機能	主要設備		
放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト	60	防止でも緩和でもない
放射能観測車の代替測定装置	可搬型ダスト・よう素サンプラ		
	GM 汚染サーベイメータ		
	NaI シンチレーションサーベイメータ		
発電所及びその周辺の測定に使用する測定器	可搬型ダスト・よう素サンプラ		
	GM 汚染サーベイメータ		
	NaI シンチレーションサーベイメータ		
	ZnS シンチレーションサーベイメータ		
	電離箱サーベイメータ		
海上モニタリングのための小型船舶			
風向・風速その他気象条件の測定	可搬型気象観測装置		
居住性の確保 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	酸素濃度計	61	防止でも緩和でもない
	二酸化炭素濃度計		
	差圧計		
	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所空気ポンプ陽圧化装置 (空気ポンプ)		
	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタ		
通信連絡 (5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	衛星電話設備 (可搬型)		
居住性の確保 (免震重要棟内緊急時対策所)	酸素濃度計	61	防止でも緩和でもない
	二酸化炭素濃度計		
	差圧計		
通信連絡 (免震重要棟内緊急時対策所)	衛星電話設備 (可搬型)		
発電所内の通信連絡	衛星電話設備 (可搬型)	62	防止でも緩和でもない
発電所外の通信連絡	衛星電話設備 (可搬型)		

表10の設備のうち、中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置（空気ボンベ）は金属等の不燃性材料で構築されていることから、火災発生のおそれはない。また、ホイールローダ、可搬型窒素供給装置、可搬型代替注水ポンプ、大容量放水車、放水砲、汚濁防止膜、放射性物質吸着材、泡原液搬送車、泡原液混合装置、可搬型モニタリングポスト、可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ、海上モニタリングのための小型船舶、可搬型気象観測装置については、荒浜側、大湊側の双方に保管することから、単一の火災によっても同時にすべての機能を喪失するおそれはない。すなわち、2.2.(2)①において安全機能が喪失しないと判断する。


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

4. 火災による重大事故対処設備の機能維持

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

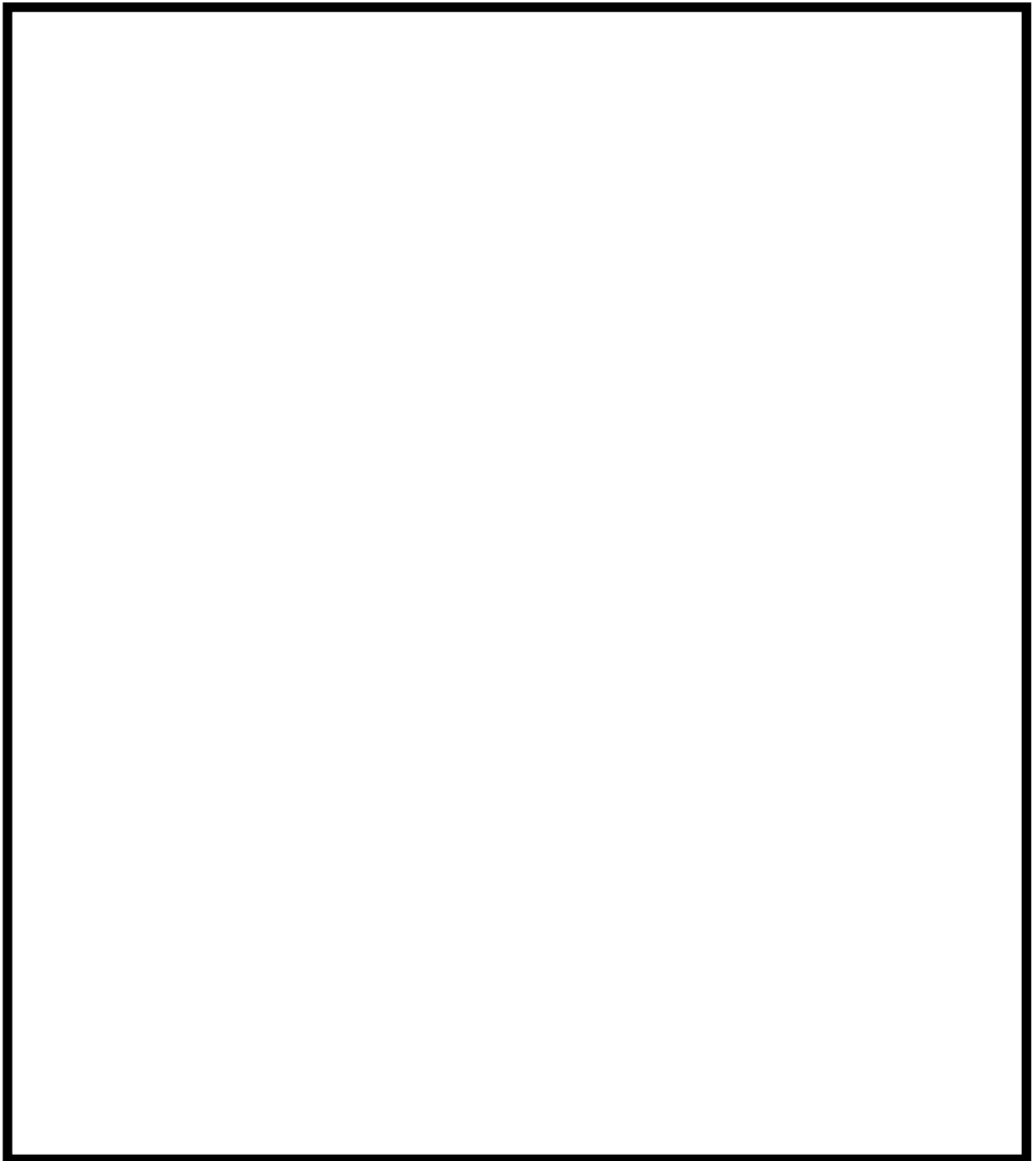
4.1. 火災による未臨界移行機能の維持について

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

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

(図 47)

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



(6号)

(7号)

図 47-1 : 代替制御棒挿入機能制御盤, 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
機能制御盤とほう酸水注水系の配置 (1 / 2)

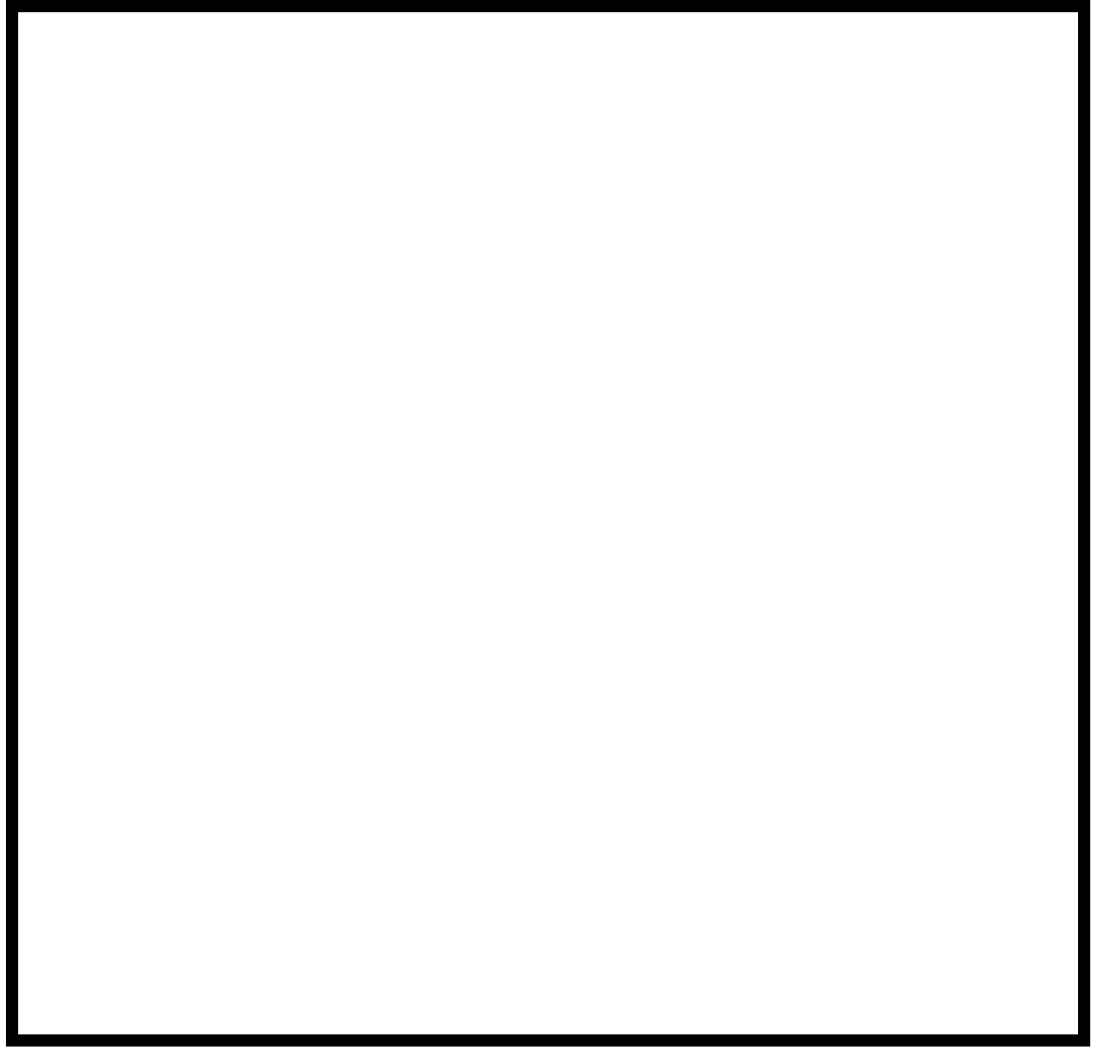


図 47-2 : 代替制御棒挿入機能制御盤, 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
機能制御盤とほう酸水注水系の配置 (2 / 2)

4.2. 火災による燃料冷却機能の維持について

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

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

ここで、火災によって代替自動減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備、及び可搬型重大事故防止設備である高圧窒素ガスポンプを使用して逃がし安全弁を開操作することにより、原子炉を減圧することが可能である。また、火災によって復水移送ポンプが機能喪失した場合、可搬型代替注水ポンプによって低圧で炉心を冷却する機能を維持できる。以上より、火災によっても燃料冷却器を維持することが可能である。(図 48)

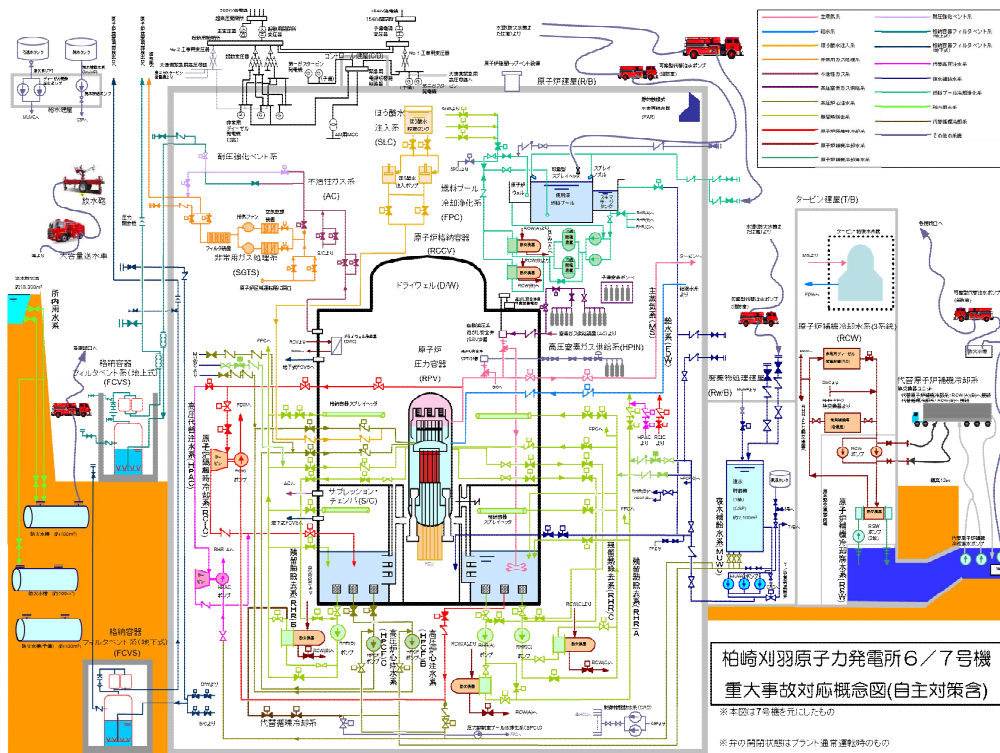


図 48：燃料冷却機能の系統概略図

4.3. 火災による格納容器除熱機能の維持について

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

ここで，火災によって耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置の電動弁等が機能喪失した場合，遠隔手動弁操作設備を使用することによって耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置を動作させることが可能であり，格納容器除熱機能を維持することができる。(図 49～51)

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

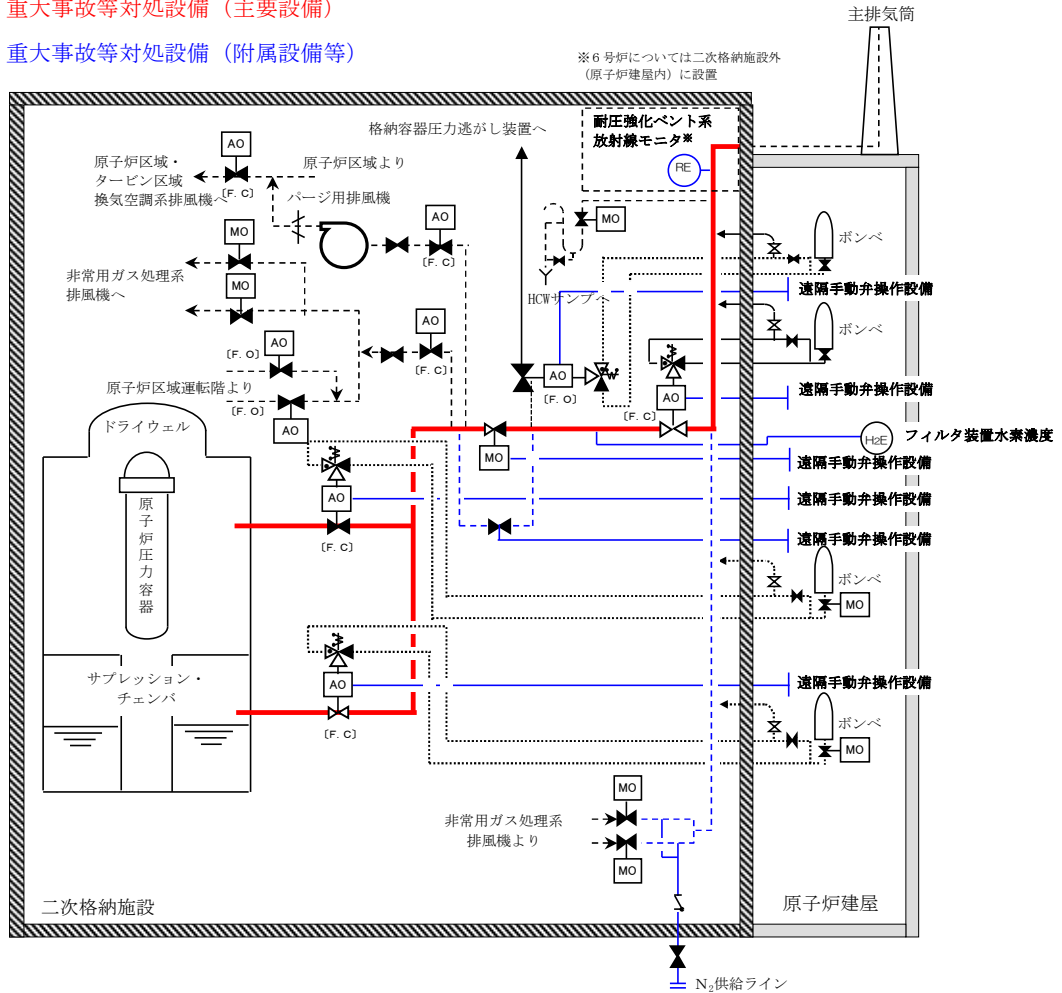


図 49 : 耐圧強化ベント系 系統概略図

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

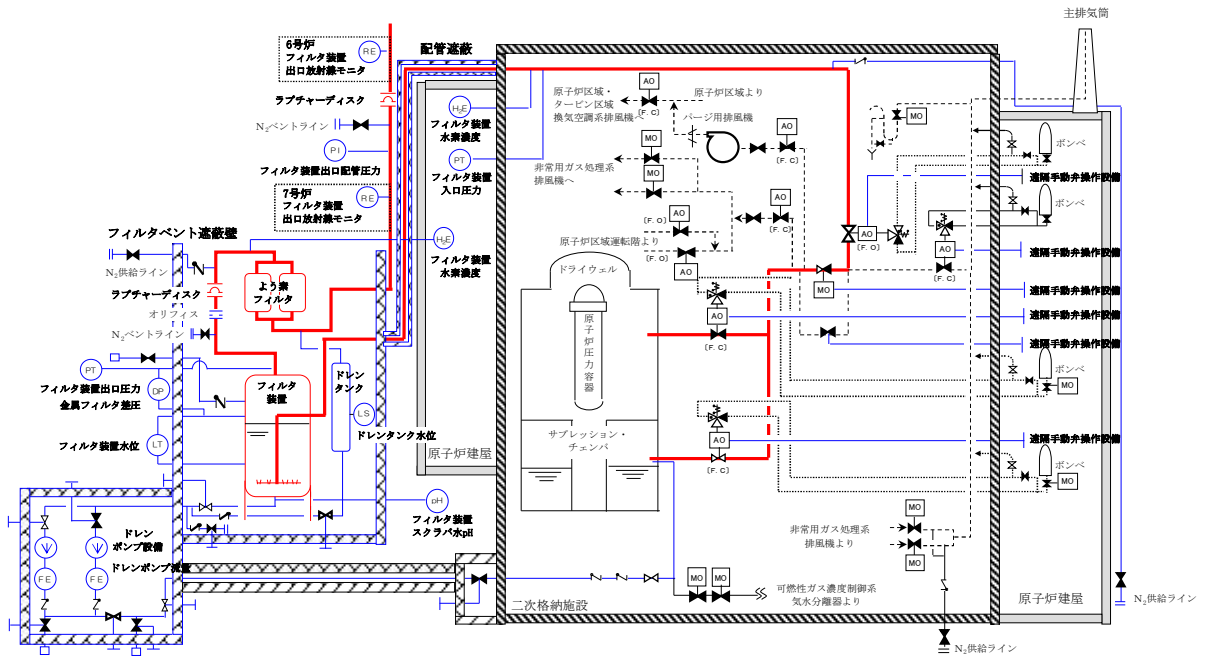


図 50 : 格納容器圧力逃がし装置の系統概略図

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

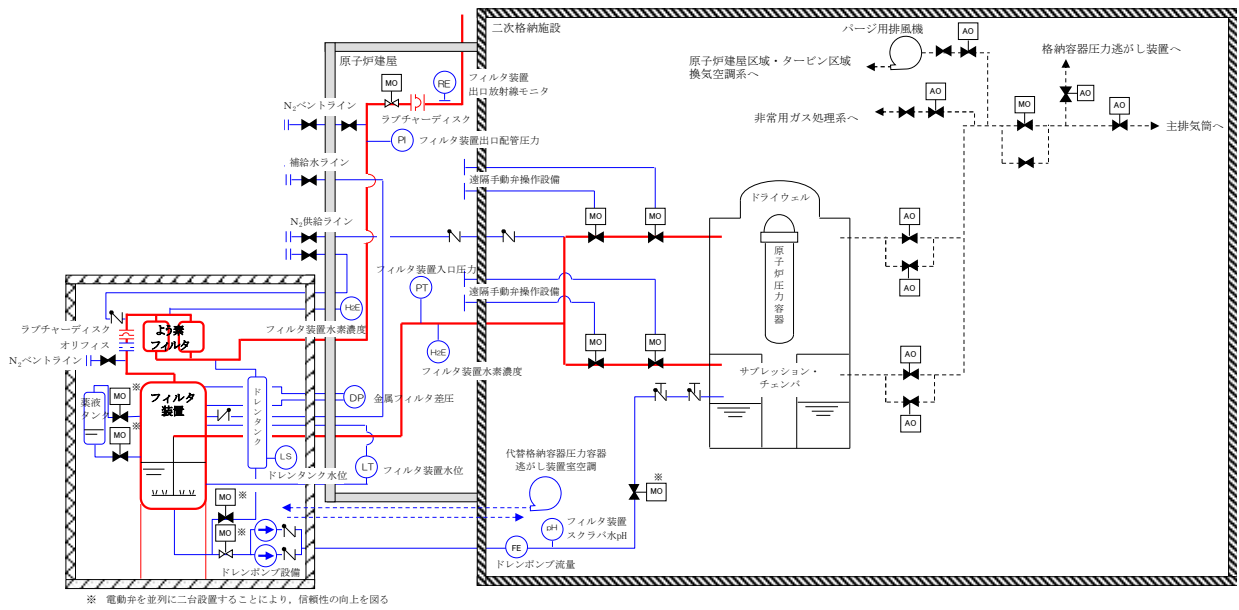


図 51 : 代替格納容器圧力逃がし装置 系統概略図

4.4. 火災による使用済燃料プール注水機能の維持について

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

ここで、可搬型代替注水ポンプに火災が発生した場合、当該ポンプは荒浜型、大湊側にそれぞれ位置的に分散して設置していることから、すべての可搬型代替注水ポンプが火災によって機能喪失することはなく、使用済燃料プール注水機能を維持することができる。（図 52）

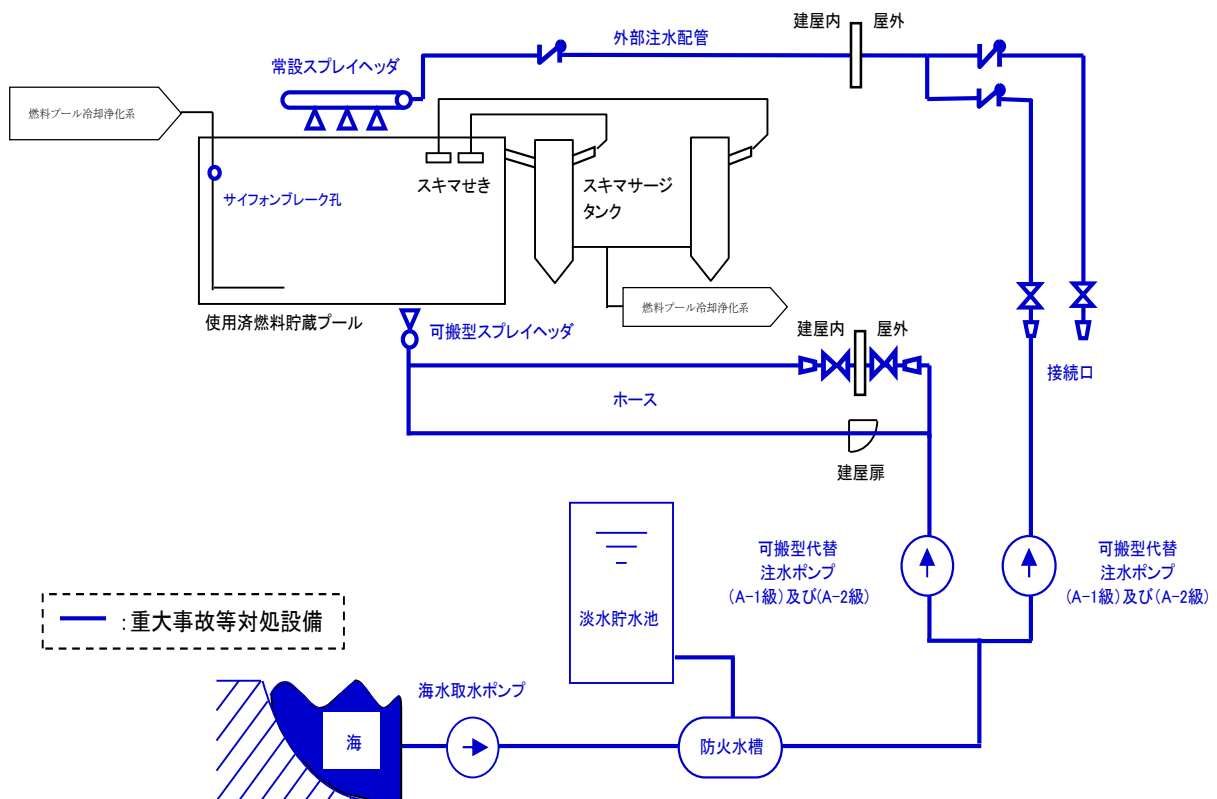


図 52 : 使用済燃料プール注水機能の系統概略図

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

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

1. 原子炉建屋地上 

図53の通り、AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されているエリアは、異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

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


2. 原子炉建屋地上 

図54の通り、AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されているエリアは、異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

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

3. 原子炉建屋地上

図 55 の通り、AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されている箇所は、3 時間以上の耐火能力を有するコンクリート製の障壁にて隔離する設計とする。なお、コンクリート製の障壁内にはケーブルトレイのみを設置する設計とする。

4. 原子炉建屋地上

図 56 の通り、AM 用直流 125V 蓄電池～高圧代替注水系と AM 用直流 125V 蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されているエリアは、異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。ケーブルトレイの周辺にある可燃物は、常用照明用分電盤があるが、常用照明用分電盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること、ケーブルトレイと常用照明用分電盤は水平約 2.5m の離隔距離を確保していること、及び万一常用照明用分電盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火が可能となることから、常用照明用分電盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

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

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

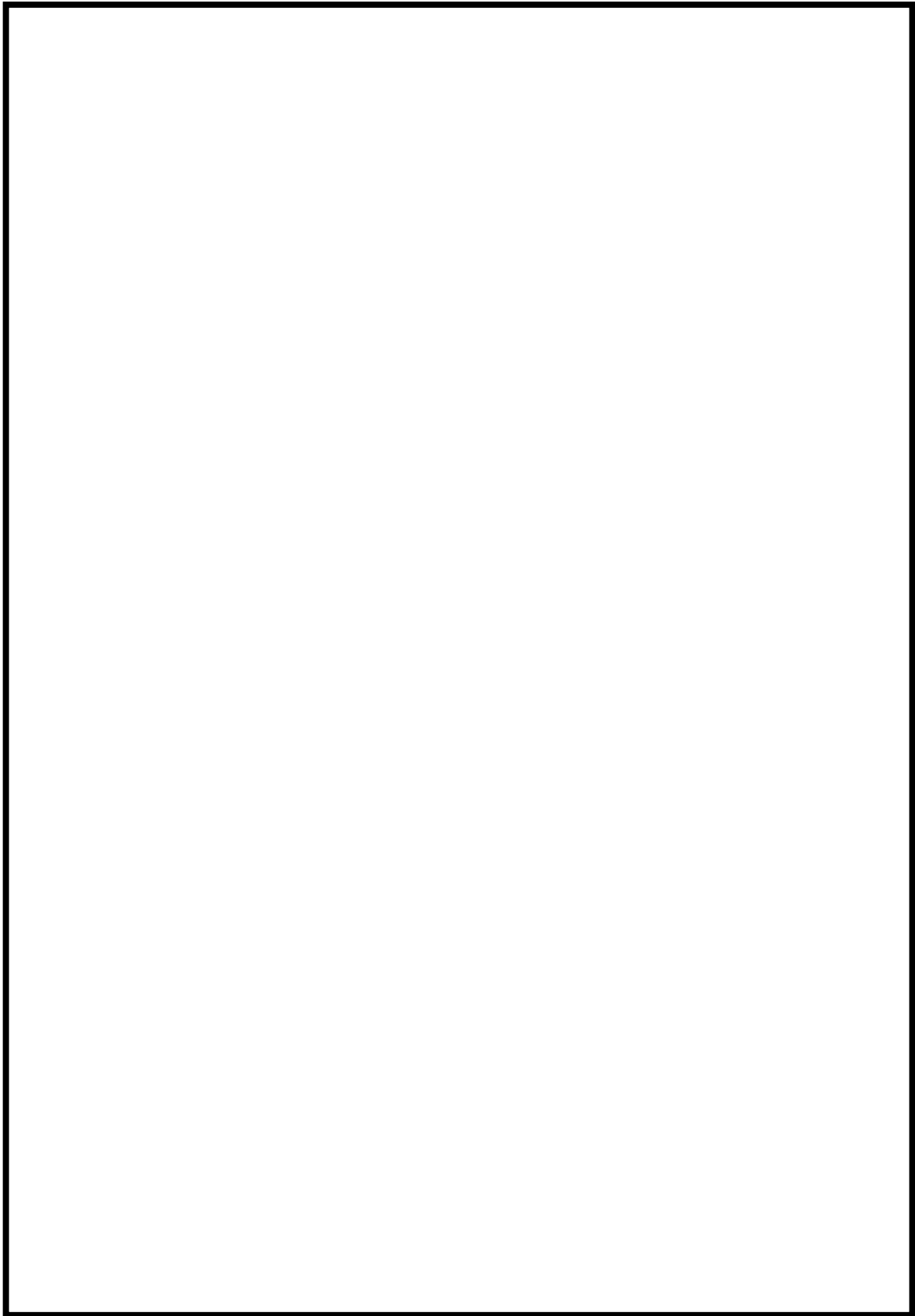


図 53 火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上 [redacted])
T. M. S. L. 27200)

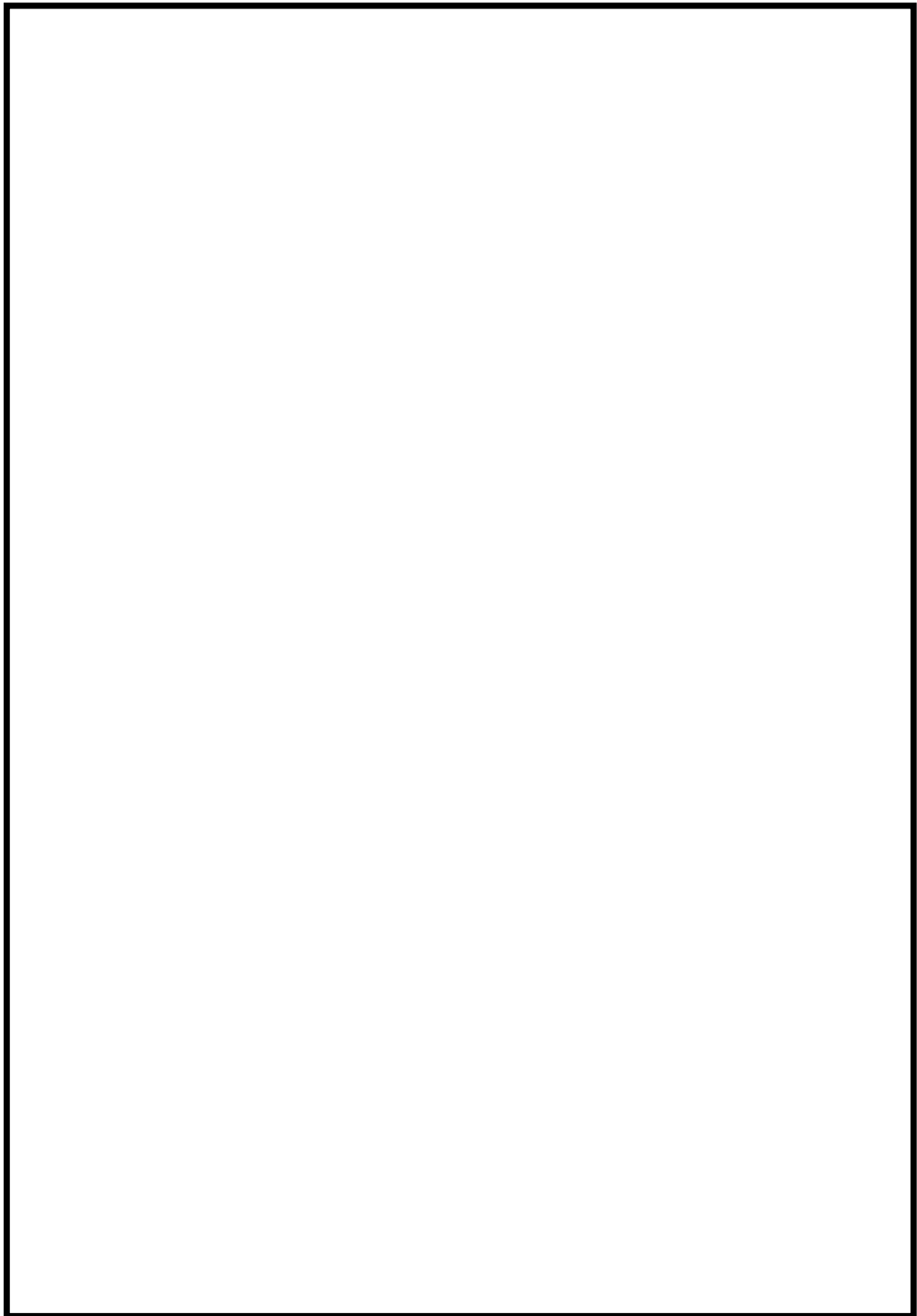


図 54 火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上 ）

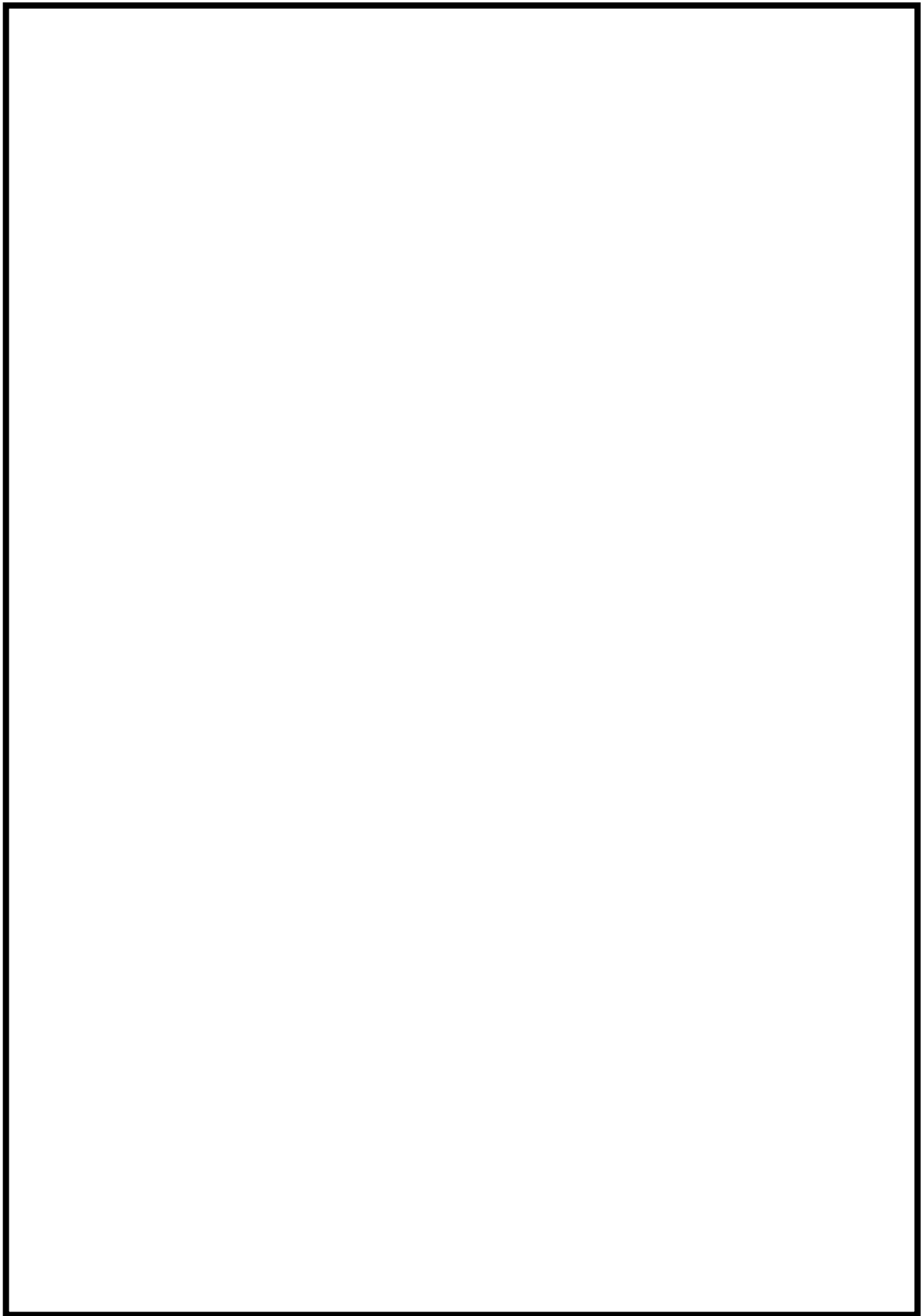


図 55 火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上 ）

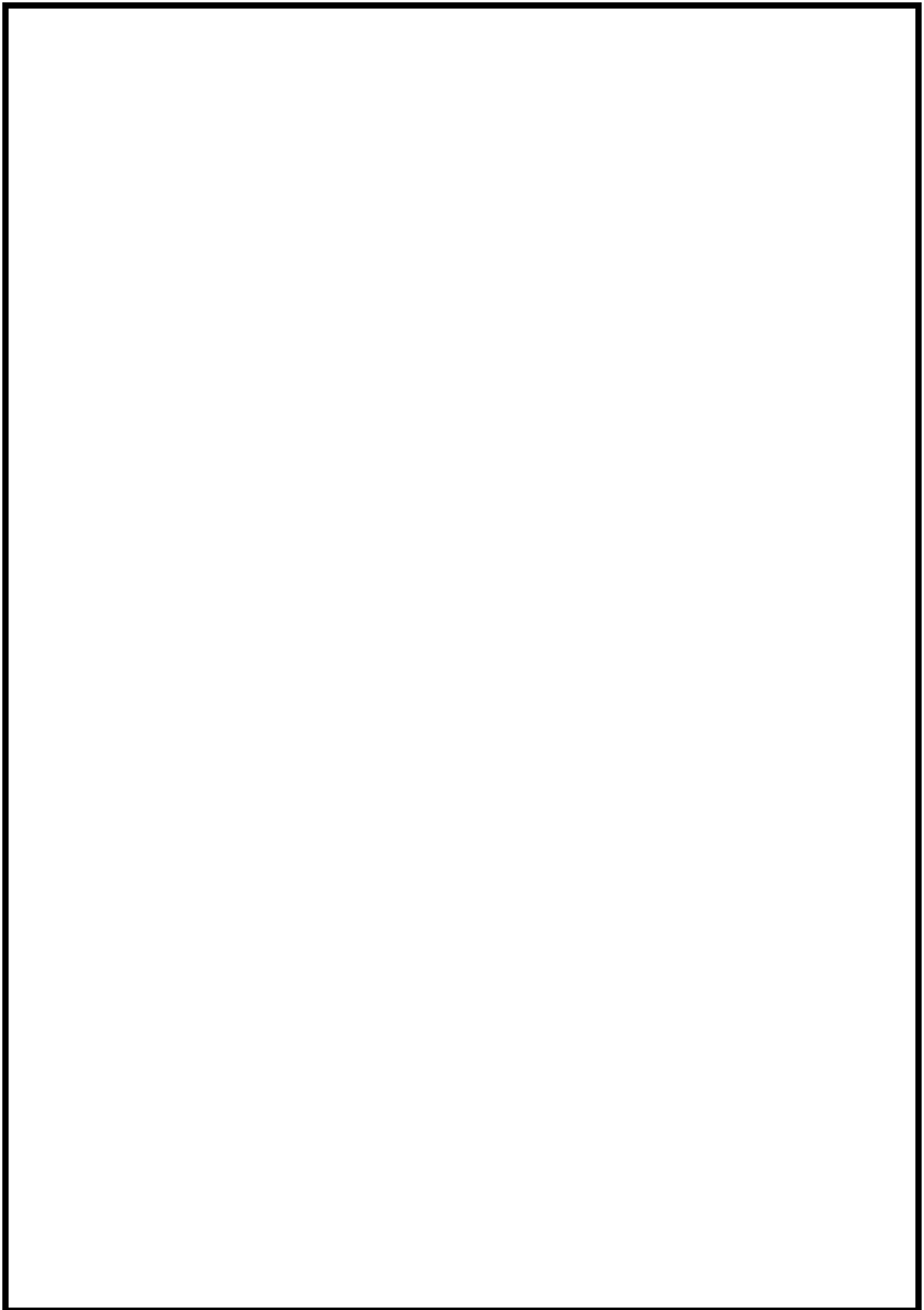


図 56 火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上 ）

共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

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

1 溢水防護の基本方針

1.1 基本的な防護方針の整理

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

方針Ⅰ【独立性】

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

方針Ⅱ【修復性】

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

方針Ⅲ【重大事故等対処設備のみによる安全性確保】

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

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

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

1.2 方針への適合性確認の流れ

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

(a) 方針Ⅰへの適合性の確認（一次評価）

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

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

(b) 方針Ⅱへの適合性の確認（一次評価）

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

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

(c) 方針Ⅲへの適合性の確認（二次評価）

方針Ⅲへの適合性については、以下のような流れでその適合性を確認する。

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

1.3 重大事故等対処設備

設置許可基準規則第四十四条～六十二条の各条文に該当する設備，それらの分類，及び対応する設計基準対象施設を第 1.3-1 表に整理する。なお本表には，重大事故等対処設備として有効性評価にてその機能に期待する設備は全て含まれる。

1.4 方針への適合性確認フロー

上記を踏まえ，方針への適合性確認フローを第 1.4-1 図に示す。

第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
43	アクセスルート確保	※2	なし	なし
44	代替制御棒挿入機能	防止	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系 水圧制御ユニット
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能			
	ほう酸水注入系			
45	高圧代替注水系	防止	炉心冷却機能（高圧注水）	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系
	高圧代替注水系の機能回復			
	ほう酸水注入系			
46	逃がし安全弁	防止	炉心冷却機能（自動減圧）	自動減圧系
	代替自動減圧機能			
	逃がし安全弁機能回復（可搬型直流電源供給）			
	逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）			
47	低圧代替注水系（常設）	防止	炉心冷却機能（低圧注水）	残留熱除去系（低圧注水モード）
	低圧代替注水系（可搬型）			
	非常用取水設備			
48	代替原子炉補機冷却系	防止	原子炉停止後の除熱機能	原子炉補機冷却系 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
	S/P への蓄熱補助			
	耐圧強化ベント系（W/W）			
	耐圧強化ベント系（D/W）			
	格納容器圧力逃がし装置			
	代替格納容器圧力逃がし装置			
	非常用取水設備			

第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
49	代替格納容器スプレイ冷却系	防止	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
	非常用取水設備			
50	格納容器圧力逃がし装置	緩和	なし	なし
	代替格納容器圧力逃がし装置			
	代替循環冷却系			
	S/P への蓄熱補助			
	非常用取水設備			
51	格納容器下部注水系（常設）	緩和	なし	なし
	格納容器下部注水系（可搬型）			
	溶融炉心の落下遅延及び防止			
52	格納容器内の水素濃度監視設備	緩和	事故時のプラント状態の把握機能	格納容器内水素濃度 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
	格納容器圧力逃がし装置			
	代替格納容器圧力逃がし装置			
	耐圧強化ベント系（W/W）			
	耐圧強化ベント系			
53	静的触媒式水素再結合器	緩和	なし	なし

第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
54	燃料プール代替注水系（可搬型）	防止	燃料プール水の補給機能	残留熱除去系（燃料プール水の冷却及び補給）、燃料プール冷却浄化系、使用済燃料貯蔵プール水位、FPCポンプ入口温度 使用済燃料貯蔵プール温度 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射線モニタ 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ
	燃料プール冷却浄化系			
	代替原子炉補機冷却系			
	非常用取水設備			
	大気への放射性物質の拡散抑制			
	使用済燃料プールの監視設備			
55	大気への放射性物質の拡散抑制	緩和	なし	なし
	海洋への放射性物質の拡散抑制			
	航空機燃料火災への泡消火			
56	水源の確保	防止	必要な水の供給機能	（サブレーション・チェンバ） （復水貯蔵槽）
	水の移送手段			
57	常設代替交流電源設備	防止	安全上特に重要な関連機能（非常用所内電源系）（直流電源系）	非常用ディーゼル発電機 非常用高圧母線 C 系, D 系, E 系 蓄電池 A, A-2, B, C, D 非常用 MCC (C, D, E) 非常用所内電源設備
	可搬型代替交流電源設備			
	所内蓄電式直流電源設備			
	可搬型直流電源設備			
	代替所内電気設備			
	号炉間電力融通電気設備			
	燃料補給設備			

第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
58	原子炉圧力容器内の温度	防止	事故時のプラント状態の把握機能)	原子炉圧力
	原子炉圧力容器内の圧力			原子炉圧力 (SA)
	原子炉圧力容器内の水位			原子炉水位
	原子炉圧力容器への注水量			原子炉水位 (SA)
	原子炉格納容器への注水量			原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の温度			残留熱除去系系等流量
	原子炉格納容器内の圧力			原子炉隔離時冷却系系統流量
	原子炉格納容器内の水位			高圧代替注水系系統流量
	原子炉格納容器内の水素濃度			復水補給水系流量
				復水貯蔵槽水位 (SA)
				復水移送ポンプ吐出圧力
				残留熱除去系ポンプ吐出圧力
				サブレーション・チェンバ・プール水温度
				サブレーション・チェンバ・プール水位
				サブレーション・チェンバ 気体温度
				格納容器内圧力 (S/C)
				格納容器内圧力 (D/W)
				格納容器内水素濃度
				格納容器内水素濃度 (SA)

第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
	原子炉格納容器内の酸素濃度			格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
	原子炉格納容器内の放射線量率			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
	未臨界の監視			平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認			ドライウエル雰囲気温度 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
	格納容器バイパスの監視			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
	水源の確認			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)
	原子炉建屋内の水素濃度			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ, 低レンジ)
	使用済燃料プールの監視			
	発電所内の通信連絡			
	温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視			

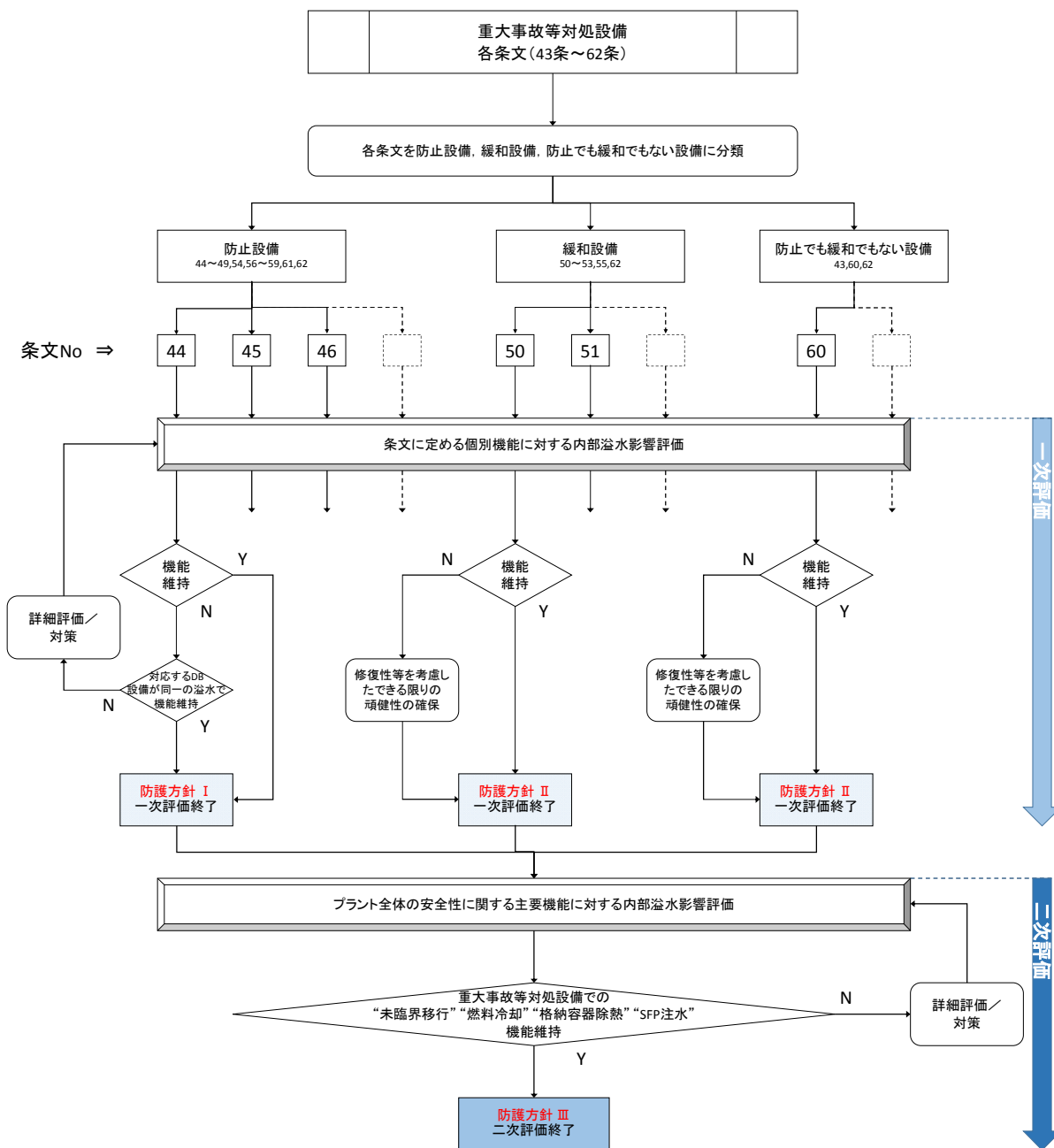
第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
59	居住性の確保	防止	安全上特に重要な関連機能	中央制御室換気空調系 中央制御室照明
60	放射線量の測定	※2	なし	モニタリング・ポスト 放射能観測車 気象観測設備
	放射能観測車の代替測定装置			
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器			
	風向・風速その他気象条件の測定			
	電源の確保			
61	居住性の確保 （免震重要棟内緊急時対策所）	防止	緊急時対策上重要なもの 及び異常状態の把握機能	送受話器 電力保安通信用電話設備 外部電源
	必要な情報の把握 （免震重要棟内緊急時対策所）			
	通信連絡 （免震重要棟内緊急時対策所）			
	電源の確保 （免震重要棟内緊急時対策所）			
	居住性の確保 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）			

第 1.3-1 表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設（設備）	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設
	必要な情報の把握 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）			
	通信連絡 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）			
	電源の確保 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）			
62	発電所内の通信連絡	※2	当該通信連絡設備が必要となる設備と同様の機能	送受話器 電力保安通信用電話設備
	発電所外の通信連絡			

※1 防止：重大事故防止設備 緩和：重大事故緩和設備 ※2 防止でも緩和でもない設備



1.4-1 図 方針への適合性確認フロー

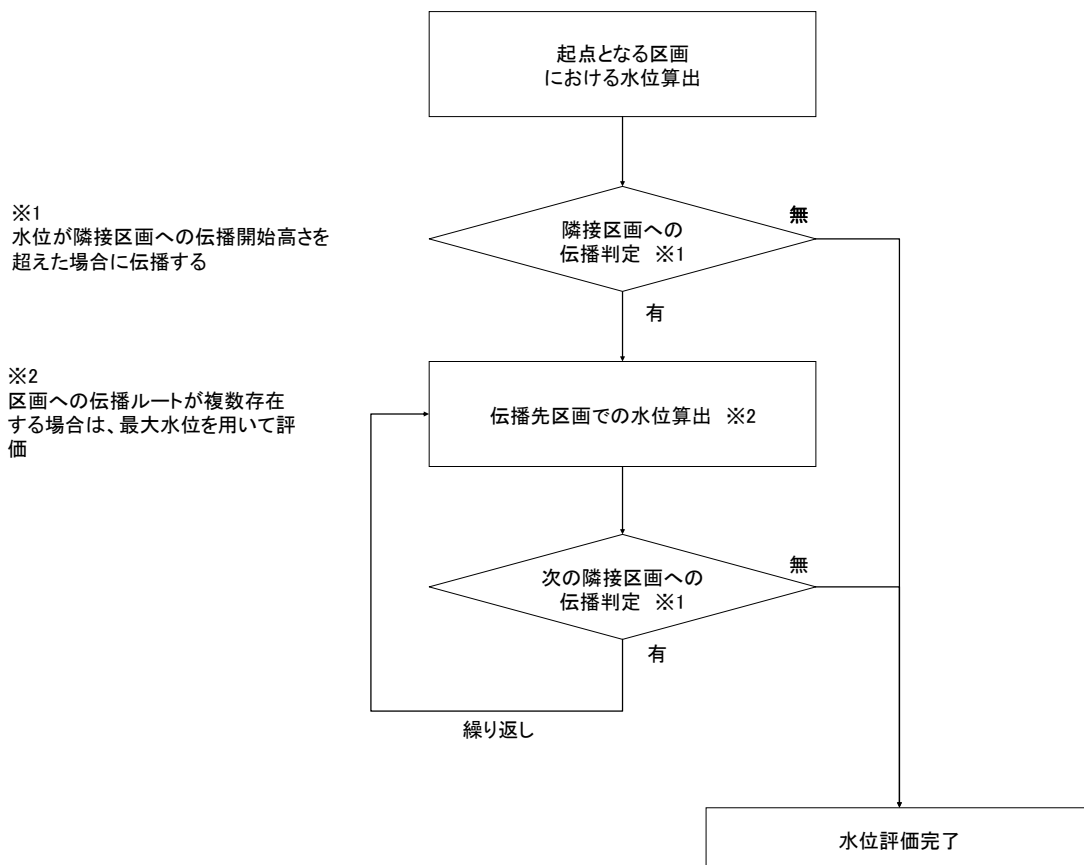
2.1 重大事故等対処設備を対象とした溢水評価結果について

重大事故等対処設備について、先行して実施した評価結果の一例を示す。

2.2 想定破損による没水影響評価

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

第2.2-1図に溢水伝播における水位の算定フローを示す。



第2.2-1図 溢水伝播における水位の算定フロー

2.2.1 評価ケースの設定

以下に柏崎刈羽 6 号炉における評価結果の一例を示す。

○溢水発生区画

：原子炉建屋地上 2 階 FPC 弁室 (R-2F-1)

○溢水源

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

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

2.2.2 溢水伝播評価

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

2.2.3 重大事故等対処設備の防護対象設備の機能喪失判定

2.2.2. で実施した溢水伝播評価の結果を基に、各防護対象設備の機能喪失判定を実施し、補足第 23.2.2.3-1 表に示す。

第2.2.3-1表 没水影響評価結果

溢水防護区画	溢水防護対象設備	溢水水位 (m)	機能喪失高さ (m)	判定	
				没水	被水 ^{※1}
R-2F-1	残留熱除去系弁 (E11-M0-F015)	0.35	1.70	○	-
	サブレーションプール浄化系弁 (G51-F015)		1.67	○	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F029A)		0.66	○	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F030A)		※2	×	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F030B)		※2	×	-
R-2F-2共2	現場制御盤 (H21-P320B)	0.22	0.14	×	-
	現場制御盤 (H21-P320D)		0.14	×	-
	計装ラック (H22-P732)		0.92	○	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F032A)		※2	×	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F032B)		※2	×	-
	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-F036B)		0.42	○	-
	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-F037B)		0.87	○	-
	高圧窒素ガス供給系弁 (P54-F038B)		0.87	○	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F030B)		※2	×	-
R-2F-3	不活性ガス系弁 (T31-A0-F019)	0.15	※2	×	-
	不活性ガス系弁 (T31-S0-F795)		1.60	○	-
	不活性ガス系弁 (T31-S0-F797)		0.32	○	-
R-2F-4	原子炉補機冷却系弁 (P21-F116A)	0.14	※2	×	-
	原子炉補機冷却系弁 (P21-F116B)		※2	×	-

第2.2.3-1表 没水影響評価結果

溢水防護区画	溢水防護対象設備	溢水水位 (m)	機能喪失高さ (m)	判定	
				没水	被水 ^{※1}
R-1F-2共	多重伝送盤 (H23-P103-1)	0.35	0.00	×	○
	現場操作箱 (H25-P011)		1.26	○	○
	復水補給水系弁 (P13-F199)		※2	×	×
	復水補給水系弁 (P13-F190)		1.14	○	○
	復水補給水系弁 (P13-F193)		0.74	○	○
	復水補給水系弁 (P13-F196)		1.26	○	×
	復水補給水系弁 (P13-F199)		0.12	×	○
R-B1-2	復水補給水系弁 (P13-M0-F028)	0.35	0.77	○	○
	復水補給水系弁 (P13-M0-F031)		0.92	○	○
R-B2-2	原子炉補機冷却系弁 (P21-M0-F013A)	0.23	1.71	○	○
	原子炉補機冷却系弁 (P21-M0-F013B)		1.74	○	○
	原子炉補機冷却系弁 (P21-M0-F074A)		2.46	○	○
	原子炉補機冷却系弁 (P21-M0-F074B)		1.19	○	○
	原子炉補機冷却系弁 (P21-M0-F082A)		1.42	○	○
	原子炉補機冷却系弁 (P21-M0-F082B)		1.16	○	○
	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-M0-F007A)		3.67	○	○
	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-M0-F007B)		4.17	○	○
	可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-M0-F008A)		3.67	○	○
可燃性ガス濃度制御系弁 (T49-M0-F008B)	4.17	○	○		
R-B2-3	原子炉隔離時冷却系弁 (E51-M0-F004)	0.17	4.18	○	-
R-B2-5	残留熱除去系弁 (E11-M0-F012B)	0.17	1.08	○	○
R-B3-4	計装ラック (H22-P701)	0.43	0.92	○	○

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

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.2.4 判定

2.2.1にて示した評価ケースが23.1にて定めた方針を踏まえ、重大事故等対処施設の没水影響評価結果の判定を実施する。設置許可基準規則第43条～第62条の条文ごとに溢水による影響でその安全機能が維持できるか、また維持できない場合の対応について以下のとおり判定する。(第2.2.4-1表参照)

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-17

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

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

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

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

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-18

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

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

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

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

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-19

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

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

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

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

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-20

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

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

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

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

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

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

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

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

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

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

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

共 8-22

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

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

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

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

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

共 8-23

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

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

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

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

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

共 8-24

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

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

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

共 8-25

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

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

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

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-26

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
58	水源の確認	○	○	防止	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	○	○			○
					残留熱除去系系等流量	○				
					残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○				
					復水移送ポンプ吐出圧力	○				
	原子炉建屋内の水素濃度	○			静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	○				
	使用済燃料プールの監視	○			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	○				
					使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	○				
発電所内の通信連絡	○		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ, 低レンジ)	○						
温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	○		なし							
59	居住性の確保	○	○	防止	(中央制御室)	○	○			○
					(中央制御室生体遮蔽)	○				
					中央制御室換気空調系	○				
					中央制御室照明	○				

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

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

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

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

共 8-27

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
60	放射線量の測定	○	○	※3	モニタリング・ポスト	○	○	溢水による影響なし	○	○
	放射能観測車の代替測定装置	○			放射能観測車	○				
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器	○			なし					
	風向・風速 その他気象条件の測定	○			気象観測設備	○				
	電源の確保	○			なし					
61	居住性の確保 (免震重要棟内緊急時対策所)	○	○	防止	なし		○		○	○
	必要な情報の把握 (免震重要棟内緊急時対策所)	○			なし					
	通信連絡 (免震重要棟内緊急時対策所)	○			送受話器	○				
	電源の確保 (免震重要棟内緊急時対策所)	○			電力保安通信用電話設備	○				
	居住性の確保 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	○			外部電源	※2				
	必要な情報の把握 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	○			なし					
	通信連絡 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	○			送受話器	○				
	電源の確保 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	○			電力保安通信用電話設備	○				
		外部電源	※2							

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

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

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

第 2.2.4-1 表 重大事故等対処設備の没水影響評価 まとめ

条文	重大事故等対処設備				設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設 (設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	頑健性の有無等	判定	
62	発電所内の通信連絡	○	○	※3	送受話器	○	○			○
					電力保安通信用電話設備	○				
	発電所外の通信連絡	○			なし					
未臨界移行			○	-	-	-	-	-	○	
燃料冷却			○	-	-	-	-	-	○	
格納容器除熱			○	-	-	-	-	-	○	
使用済燃料プール注水			○	-	-	-	-	-	○	

共 8-28

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

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

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

2.2.4.1 重大事故防止設備の独立性について

2.2.1 のケースでは、重大事故防止設備のうち第 49 条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）の代替格納容器スプレイ冷却系の設備が機能喪失する。しかし、同様の機能を有する設計基準対象施設である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能維持できている。

従って、設計基準対象施設と重大事故防止設備が同時に機能喪失しないことが確認でき、重大事故防止設備は 1 の方針Ⅰ「独立性」に適合していることが確認できる。

2.2.4.2 重大事故緩和設備及び防止でも緩和でもない設備の修復性について

2.2.1 の評価例では“緩和設備”及び“防止でも緩和でもない設備”は、第 50 条（原子炉格納容器の加圧破損を防止するための設備）の代替循環冷却系の設備など、一部が機能喪失するものの、修復等による対応により復旧可能であり、修復性等を考慮した頑健性は確保されている。なお本ケースでは、同等の機能を持つ格納容器圧力逃がし装置も機能維持しており、修復性に頼らずとも頑健性は確保されている。

以上より、重大事故緩和設備及び防止でも緩和でもない設備は 1 の方針Ⅱ「修復性」に適合していることを確認できる。

2.2.4.3 重大事故等対処設備による安全機能の確保について

1 の方針Ⅲの観点から、設計基準対象施設の機能に期待せず、重大事故等対処設備によって“未臨界移行”，“燃料冷却”，“格納容器除熱”，及び“使用済燃料プール注水”機能が維持できるか判断し、内部溢水事象が発生した場合でも、主要な安全機能が重大事故等対処設備によって確保されることを確認する。

未臨界移行機能：第 44 条の設備（代替制御棒挿入，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能，ほう酸水注入系）により当該機能が維持される

燃料冷却機能：第 46 条の設備（代替自動減圧機能，逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給））による原子炉減圧，及び第 47 条の設備（低圧代替注水系（可搬型））による注水機能が確保されるため当該機能は維持される

格納容器除熱機能：上記の燃料冷却機能と第 48 条の設備（耐圧強化ベント系（W/W, D/W），格納容器圧力逃がし装置）により格納容器に対する除熱機能が確保されるため，当該機能は維持される

使用済燃料プール注水機能：第 54 条の設備（燃料プール代替注水系（可搬型））

により使用済燃料プールへの注水機能が確保されるため、当該機能は維持される。

以上より主要安全機能が重大事故等対処設備によって維持されていることから、1 方針Ⅲに適合していることが確認できる。

2.3 例示評価以外の影響評価プロセスについて

2.2 にて示した想定破損による没水評価以外のケースについても同様の評価プロセスで1 の方針に適合していることを今後確認していく。

3 スロッシングに伴う溢水による重大事故等対処設備への影響について
スロッシングが発生した場合の重大事故等対処設備への影響について評価し、
安全機能に影響のないことを確認する。(第 3-1 表参照)

第 3-1 表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設（設備）	個別機能維持判定 ^{※1}	条文判定 ^{※1}
43	アクセスルート確保	○	○
44	代替制御棒挿入機能	○	○
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	○	
	ほう酸水注入系	○	
45	高压代替注水系	○	○
	高压代替注水系の機能回復	○	
	ほう酸水注入系	○	
46	逃がし安全弁	○	○
	代替自動減圧機能	○	
	逃がし安全弁機能回復（可搬型直流電源供給）	○	
	逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）	○	
47	低压代替注水系（常設）	○	○
	低压代替注水系（可搬型）	○	
	非常用取水設備	○	
48	代替原子炉補機冷却系	○	○
	S/P への蓄熱補助	○	
	耐圧強化ベント系（W/W）	○	
	耐圧強化ベント系（D/W）	○	
	格納容器圧力逃がし装置	○	
	代替格納容器圧力逃がし装置	(○)	
	非常用取水設備	○	
49	代替格納容器スプレイ冷却系	○	○
	非常用取水設備	○	
50	格納容器圧力逃がし装置	○	○
	代替格納容器圧力逃がし装置	(○)	
	代替循環冷却系	○	
	S/P への蓄熱補助	○	
	非常用取水設備	○	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認
 (○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第 3-1 表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設（設備）	個別機能維持判定 ^{※1}	条文判定 ^{※1}
51	格納容器下部注水系（常設）	○	○
	格納容器下部注水系（可搬型）	○	
	熔融炉心の落下遅延及び防止	○	
52	格納容器内の水素濃度監視設備	○	○
	格納容器圧力逃がし装置	○	
	代替格納容器圧力逃がし装置	(○)	
	耐圧強化ベント系（W/W）	○	
	耐圧強化ベント系	○	
53	静的触媒式水素再結合器	○	○
54	燃料プール代替注水系（可搬型）	○	○
	燃料プール冷却浄化系	○	
	非常用取水設備	○	
	大気への放射性物質の拡散抑制	○	
	使用済燃料プールの監視設備	○	
55	大気への放射性物質の拡散抑制	○	○
	海洋への放射性物質の拡散抑制	○	
	航空機燃料火災への泡消火	○	
56	水源の確保	○	○
	水の移送手段	○	
57	常設代替交流電源設備	○	○
	可搬型代替交流電源設備	○	
	所内蓄電式直流電源設備	○	
	可搬型直流電源設備	○	
	代替所内電気設備	○	
	号炉間電力融通電気設備	(○)	
	燃料補給設備	○	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認
(○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第 3-1 表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設（設備）	個別機能維持判定 ^{※1}	条文判定 ^{※1}
58	原子炉圧力容器内の温度	○	○
	原子炉圧力容器内の圧力	○	
	原子炉圧力容器内の水位	○	
	原子炉圧力容器への注水量	○	
	原子炉格納容器への注水量	○	
	原子炉格納容器内の温度	○	
	原子炉格納容器内の圧力	○	
	原子炉格納容器内の水位	○	
	原子炉格納容器内の水素濃度	○	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	○	
	原子炉格納容器内の放射線量率	○	
	未臨界の監視	○	
	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	○	
	格納容器バイパスの監視	○	
	水源の確認	○	
	原子炉建屋内の水素濃度	○	
	59	居住性の確保	
60	放射線量の測定	○	○
	放射能観測車の代替測定装置	○	
	発電所及びその周辺の測定に使用する測定器	○	
	風向・風速その他気象条件の測定	○	
	電源の確保	○	

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認
 (○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

第 3-1 表 スロッシングによる重大事故等対処設備への影響評価結果

条文	重大事故等対処設備	スロッシングによる影響	
	対象施設（設備）	個別機能維持判定 ^{※1}	条文判定 ^{※1}
61	居住性の確保 （免震重要棟内緊急時対策所）	○	○
	必要な情報の把握 （免震重要棟内緊急時対策所）	○	
	通信連絡 （免震重要棟内緊急時対策所）	○	
	電源の確保 （免震重要棟内緊急時対策所）	○	
	居住性の確保 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	○	
	必要な情報の把握 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	○	
	通信連絡 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	○	
	電源の確保 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	○	
62	発電所内の通信連絡	○	○
	発電所外の通信連絡	○	
未臨界移行			○
燃料冷却			○
格納容器除熱			○
使用済燃料プール注水			○

※1 ○：当該設備の有する安全機能が維持されることを確認
 (○)：今後、当該設備の有する安全機能が維持されるよう、評価及び対策を実施

46 条

- 46-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 46-2 単線結線図
- 46-3 配置図
- 46-4 系統図
- 46-5 試験及び検査
- 46-6 容量設定根拠
- 46-7 接続図
- 46-8 保管場所図
- 46-9 アクセスルート図
- 46-10 その他設備
- 46-11 代替自動減圧機能について
- 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について

46-1
SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				逃がし安全弁		類型 化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉格納容器内		A
				荷重	(有効に機能を発揮する)		—
				海水	(海水を通水しない)		対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		—
				関連資料	46-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A	
			関連資料	46-3 配置図			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	弁(手動弁)(電動弁)(空気作動弁)(安全弁)		B	
			関連資料	46-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要		B b	
			関連資料	46-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成		A d
				その他(飛散物)	対象外		対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
			関連資料	46-3 配置図			
		第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の吹出能力で設計)		B
	関連資料			46-6 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)		対象外	
			関連資料	—			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部 人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)		対象外
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源		C a
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備			代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内, その他の建屋内(原子炉建屋の二次格納施設外を含む) (中央制御室)	B, C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-11 代替自動減圧機能について 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			46-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-11 代替自動減圧機能について	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		自動減圧系の起動阻止スイッチ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内 (原子炉建屋の二次格納施設外を含む) (中央制御室)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	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)	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	-		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-11 代替自動減圧機能について 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様のスイッチで設計)	B	
			関連資料	-		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	-		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	46-11 代替自動減圧機能について		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		逃がし安全弁用可搬型蓄電池		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作—接続作業	B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他の電源設備	I	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が必要	B a	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	対象外	対象外
	関連資料			46-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	46-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性	ボルト・ネジ接続	A	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
			関連資料	—		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	46-3 配置図		
		第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
			関連資料	46-3 配置図		
		第6号	アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	
関連資料			46-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系要因	(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				AM用切替装置 (SRV)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内 (原子炉建屋の二次格納施設外を含む) (中央制御室)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他の電源設備	I	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が必要	B a	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-4 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	46-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				アキュムレータ (逃がし弁機能用, 自動減圧機能用)	類型 化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	46-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	46-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の吹出能力で設計)	B
	関連資料			46-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部 人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	サポート系なし	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				高圧窒素ガスポンペ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内 (原子炉建屋の二次格納施設外を含む)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作	B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	B b	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	—	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	46-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	専用の接続	D	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
			関連資料	—		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	46-3 配置図		
		第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
			関連資料	46-3 配置図		
		第6号	アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	
関連資料			46-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
	サポート系要因		サポート系なし	対象外		
	関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所, 46-10 その他設備			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				高圧炉心注水系注入隔離弁 (設計基準拡張)	類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				関連資料	-	
		第2号	操作性	現場操作	B f	
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	弁(手動弁)(電動弁)(空気作動弁)(安全弁)	B	
			関連資料	-		
		第4号	切り替え性	当該弁の使用にあたり切替操作が不要	B b	
			関連資料	-		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	-	
		第6号	設置場所	現場操作	A a	
			関連資料	-		
		第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量等が十分 (DB施設と同仕様の容量等で設計)	B
	関連資料			-		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	-		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部 人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	-	

46-2
単線結線図

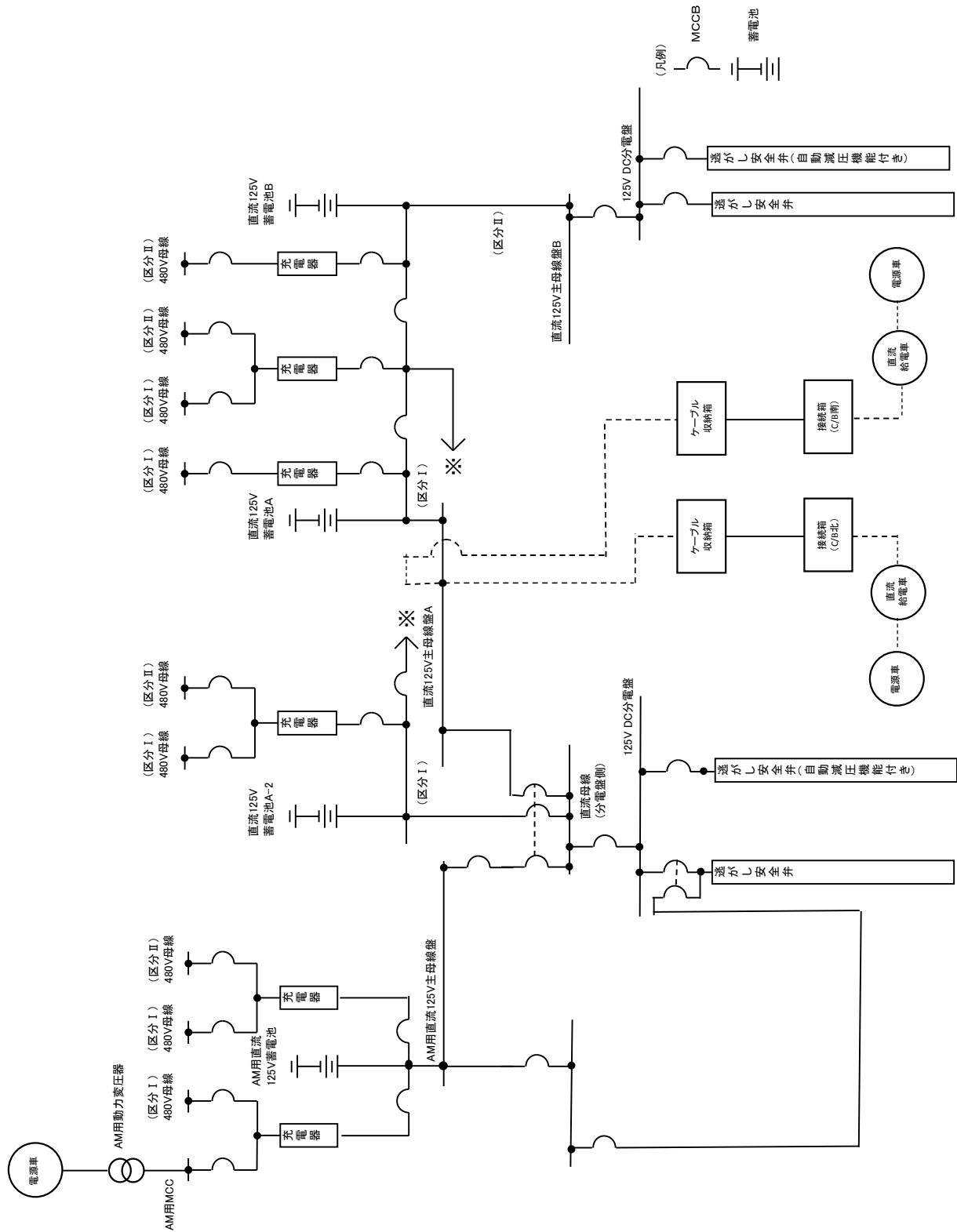


図1 6号炉 直流電源単線結線図

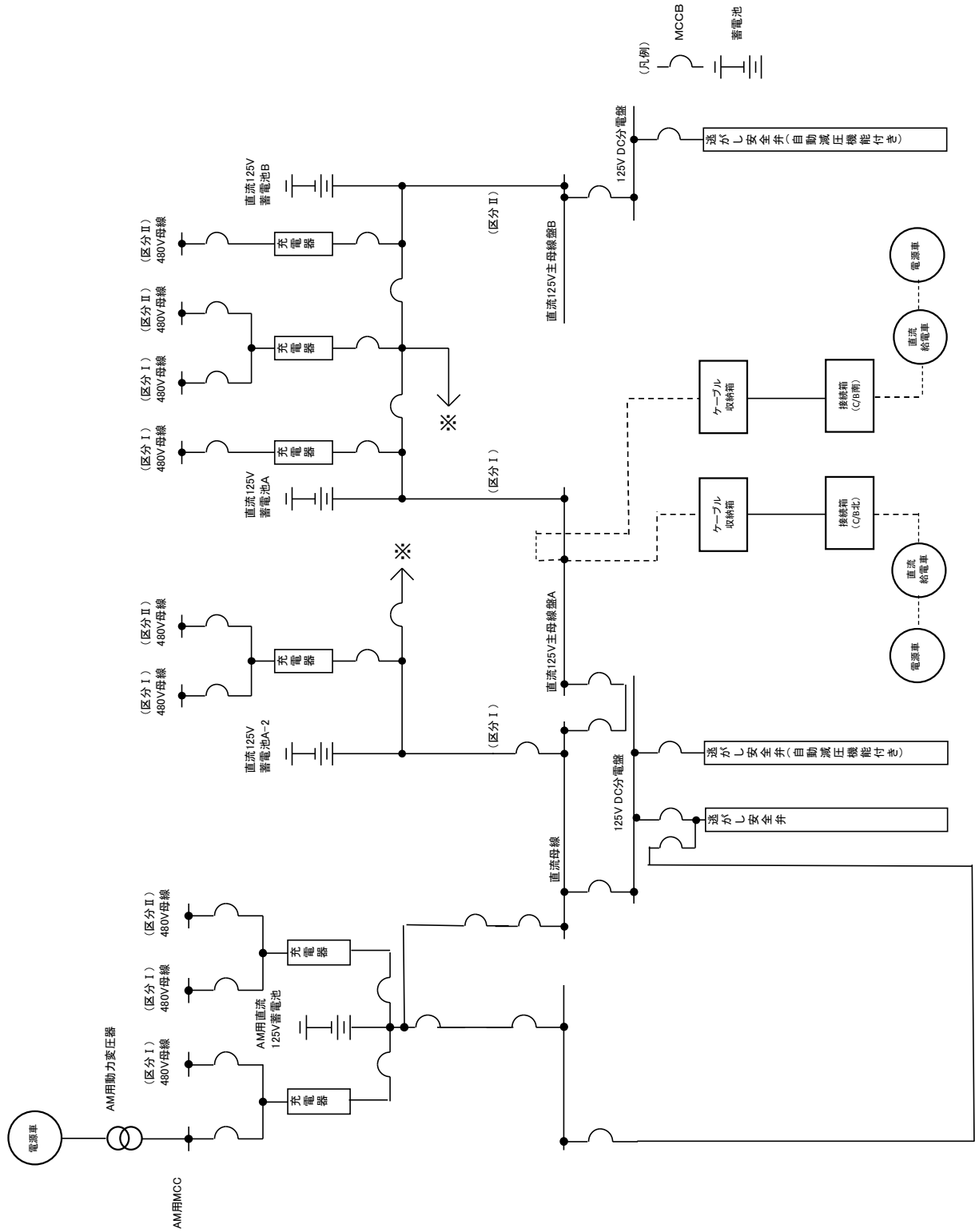


図2 7号炉 直流電源単線結線図

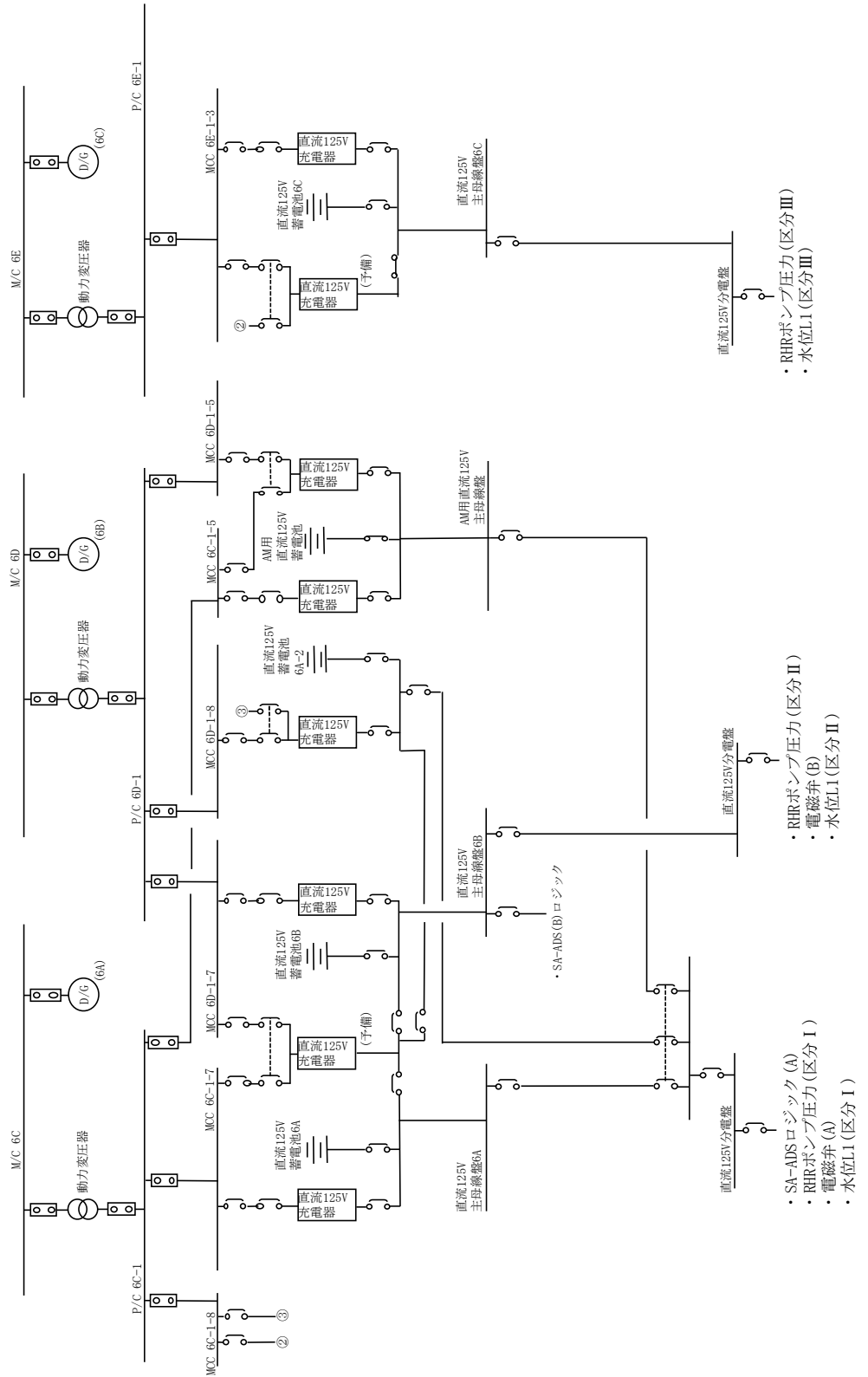
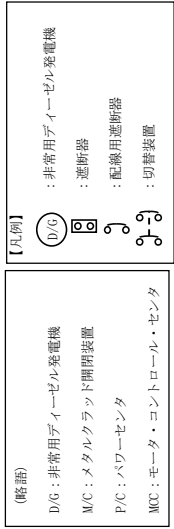


図3 6号炉 代替自動減圧機能の電源概要図

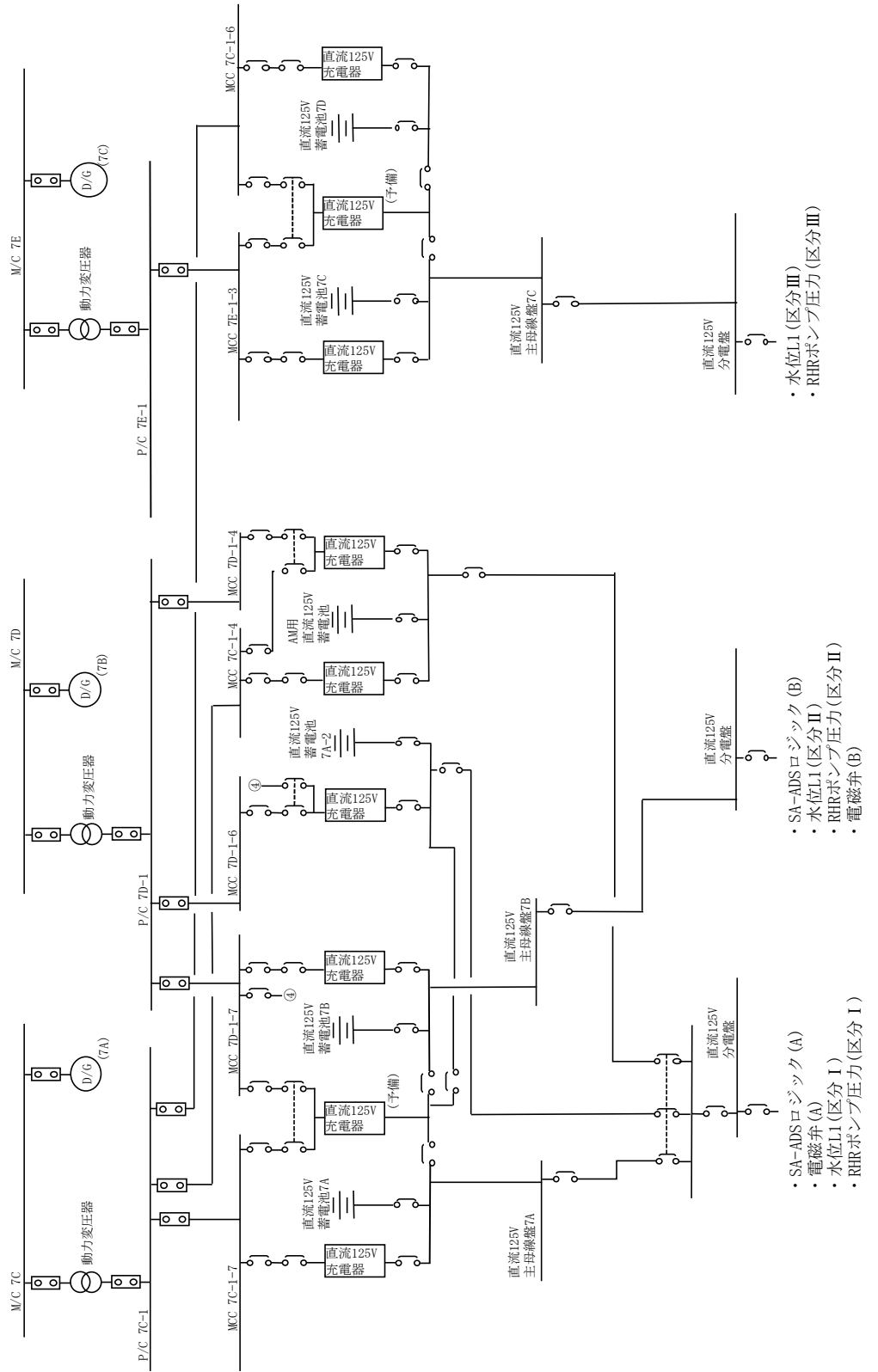
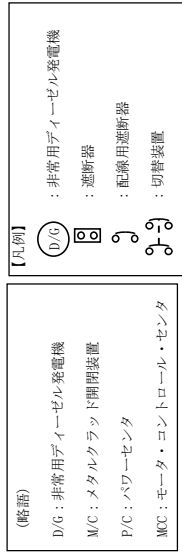


図4 7号炉 代替自動減圧機能の電源概要図

46-3
配置図



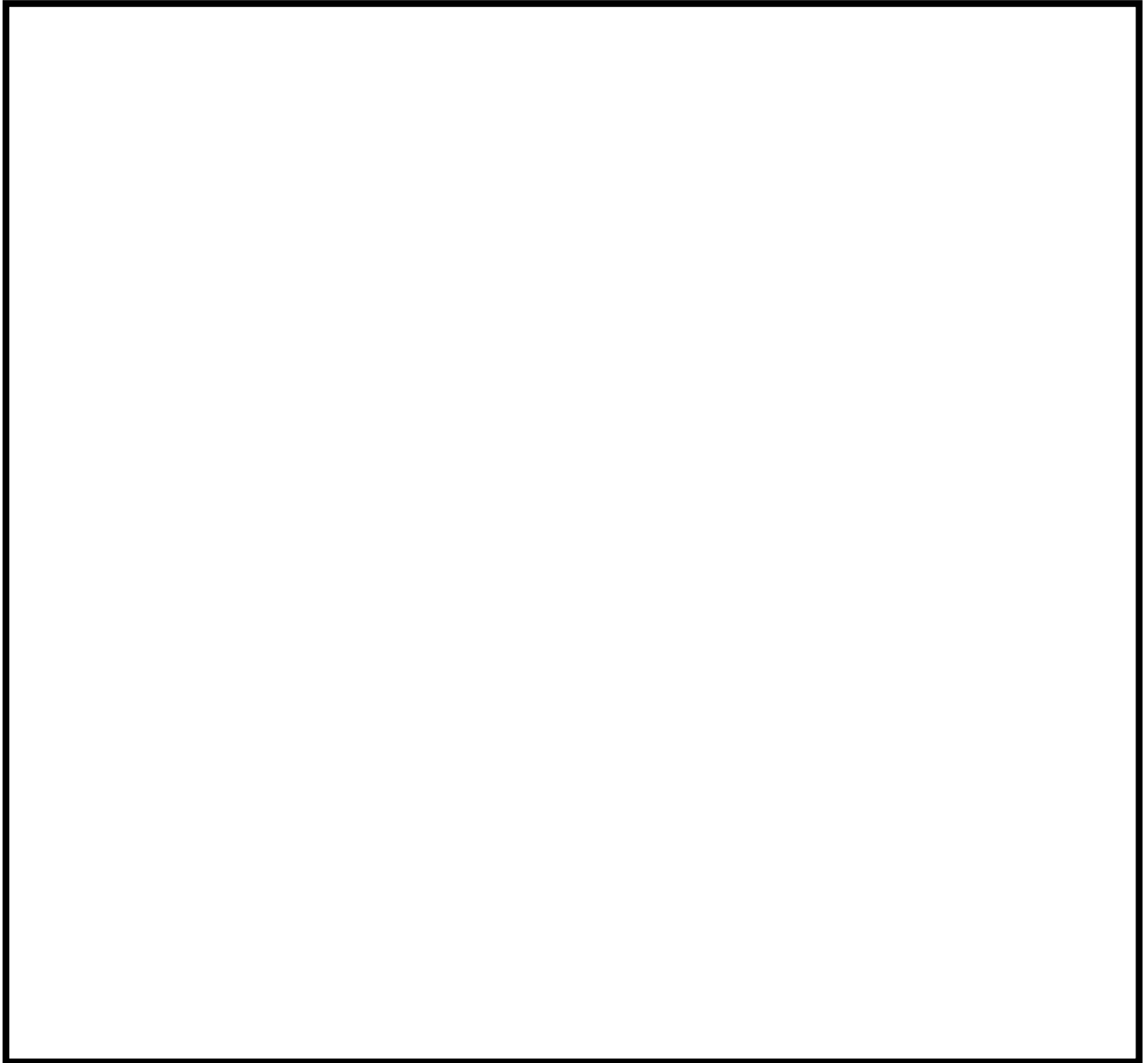


図 1 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

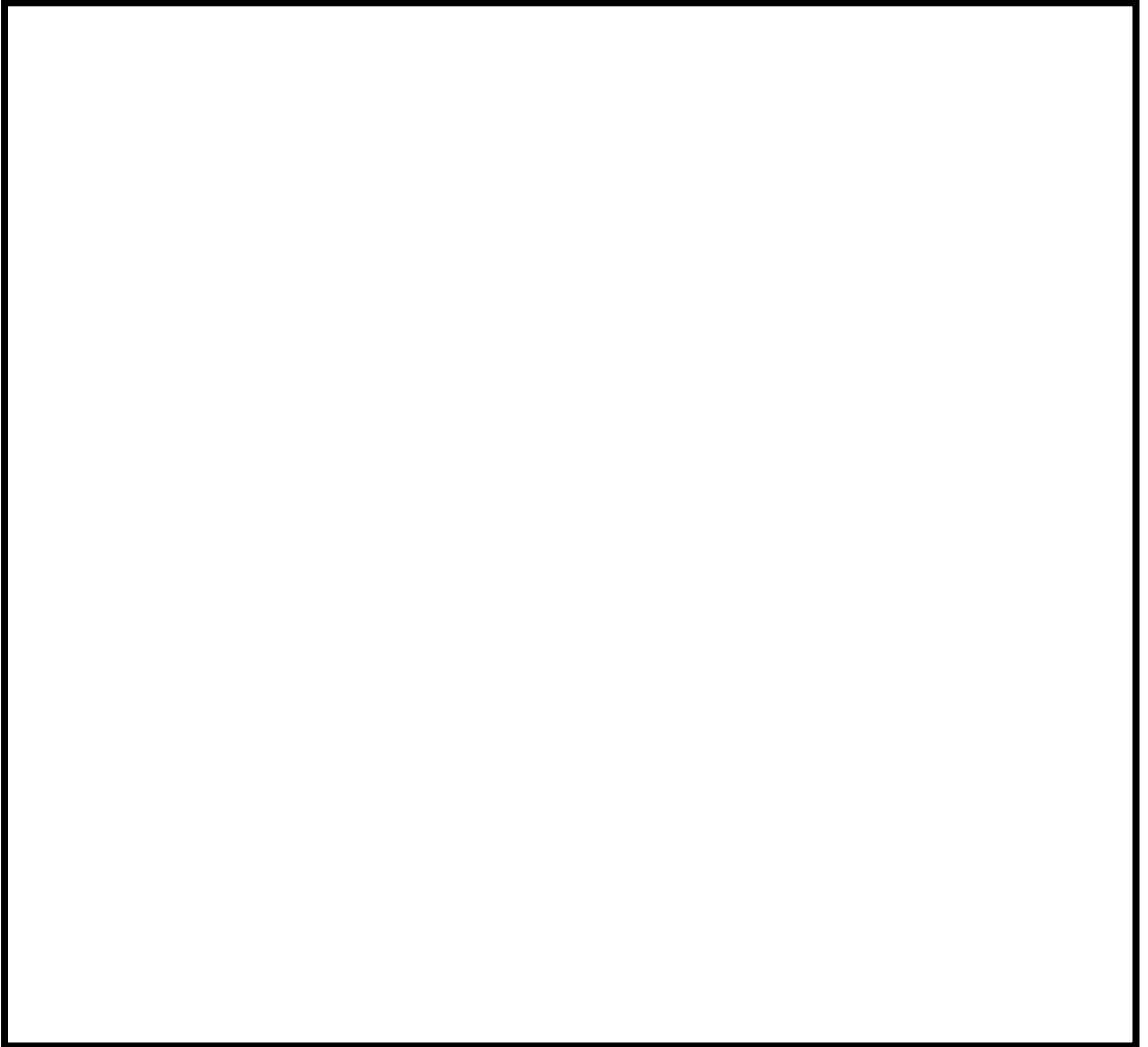


図 2 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

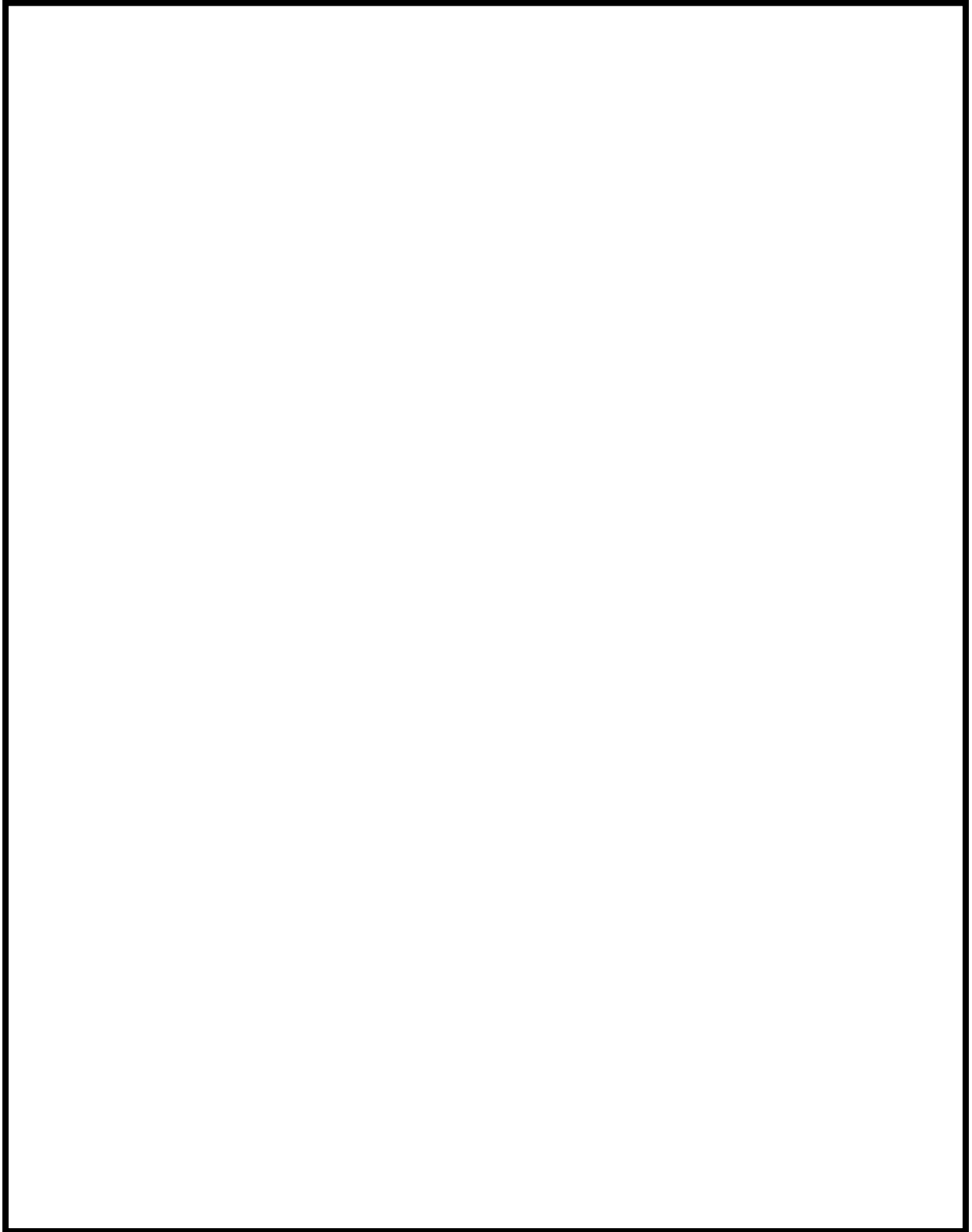


図3 原子炉蒸気系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

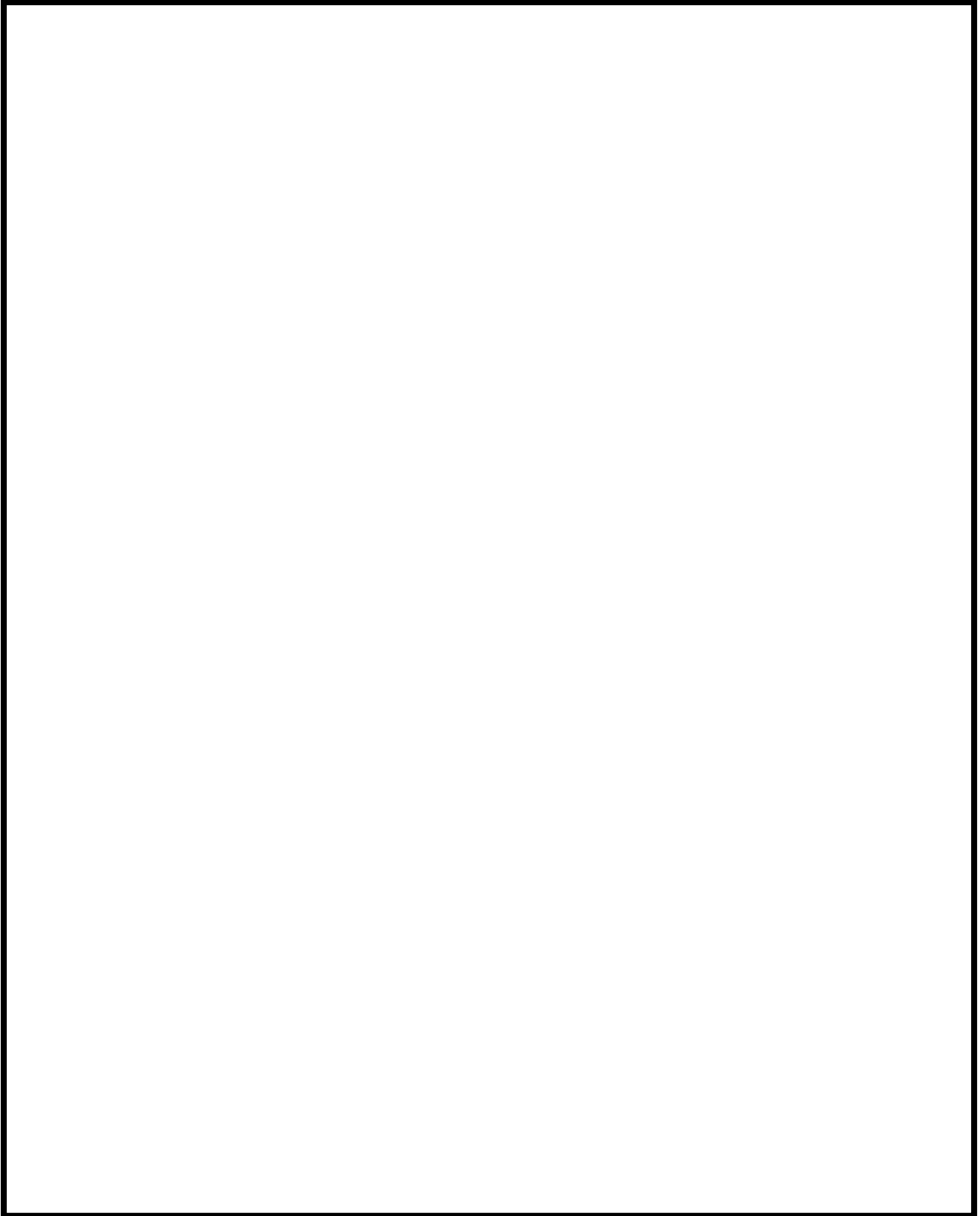


図 4 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図5 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器
（高圧窒素ガスボンベラック）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

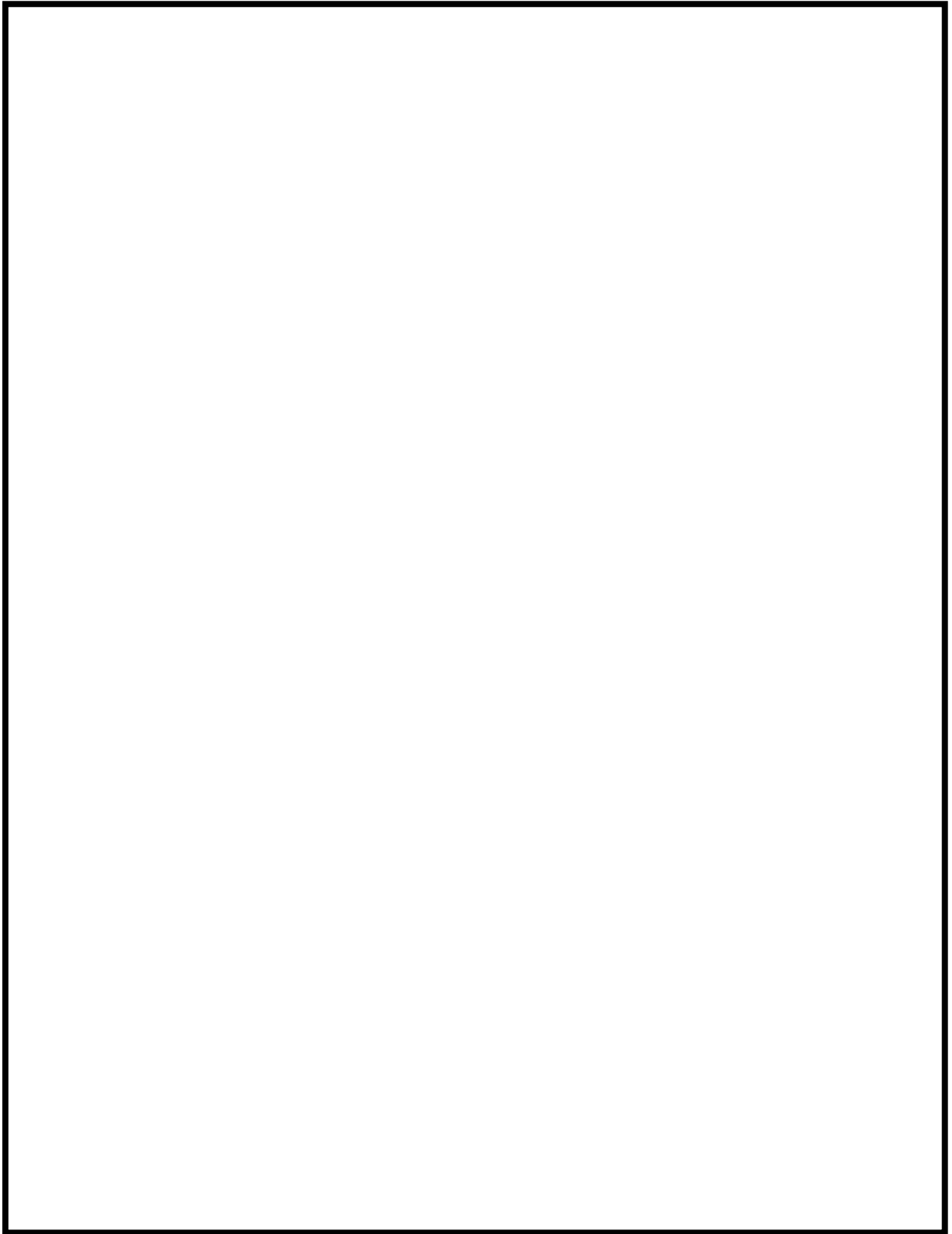


図 6 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（弁）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

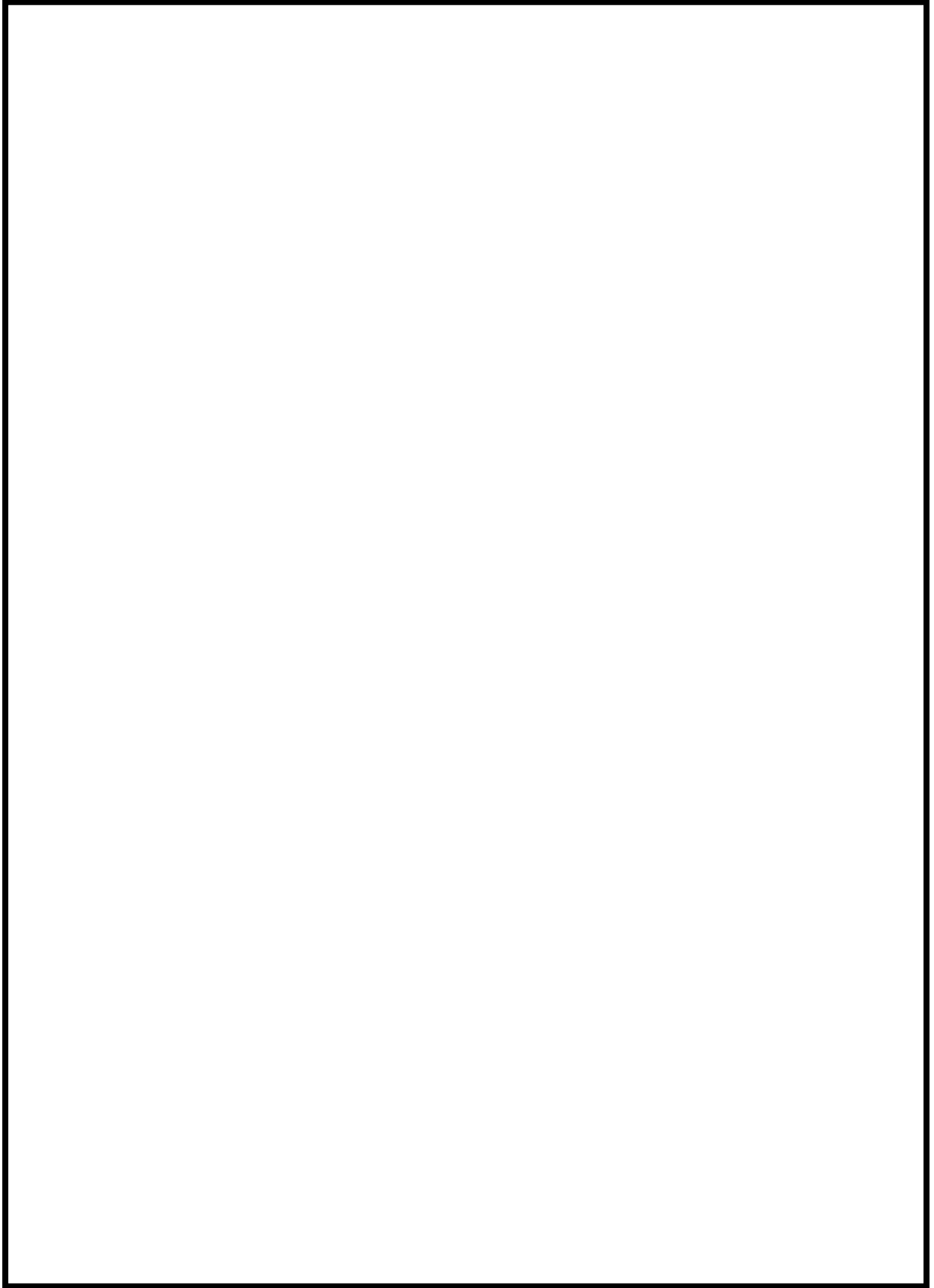


図 7 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（6号炉 原子炉格納容器内）

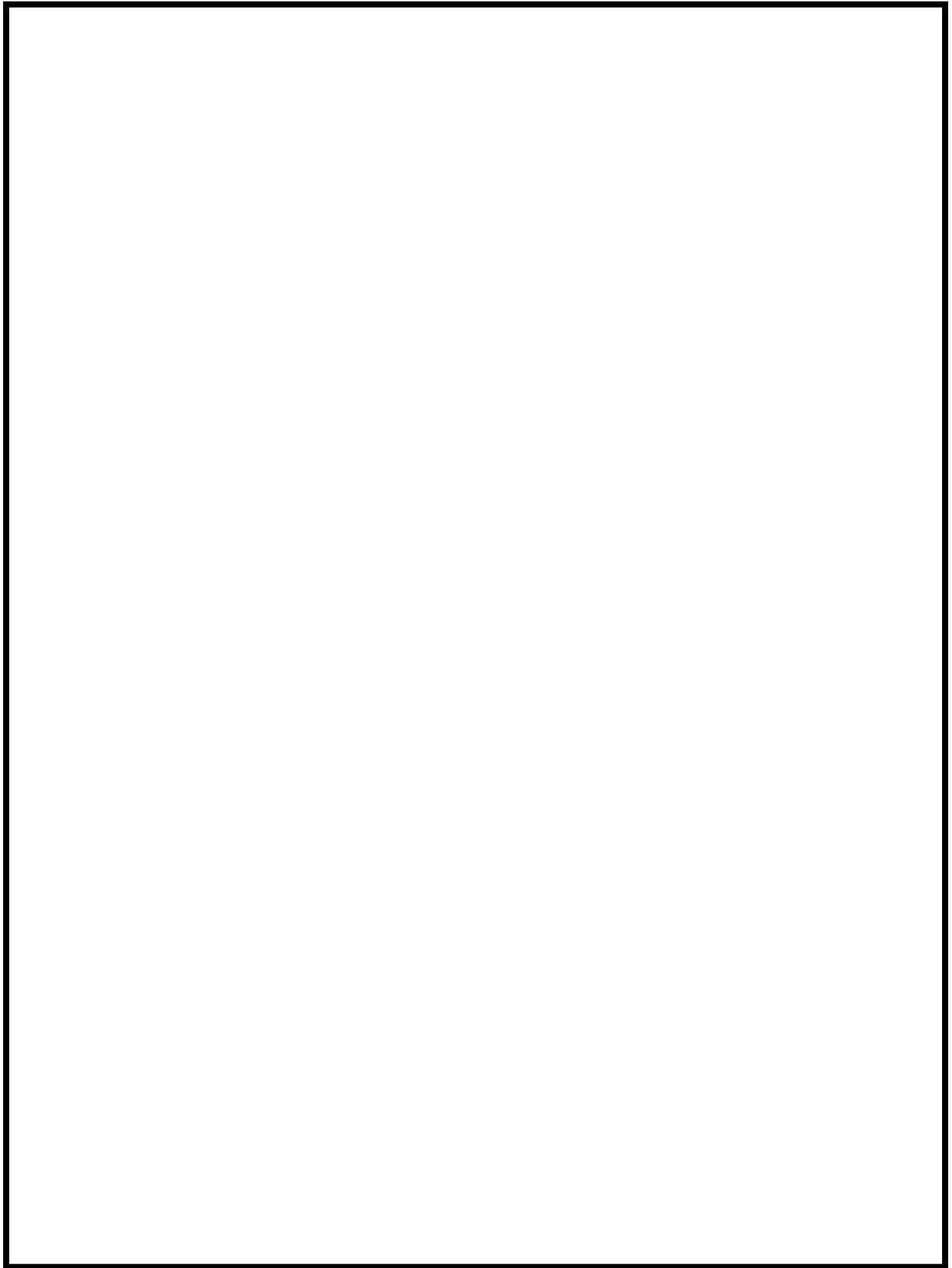


図 8 原子炉蒸気系に係る機器（アキュムレータ）の配置図
(6号炉 原子炉格納容器内)

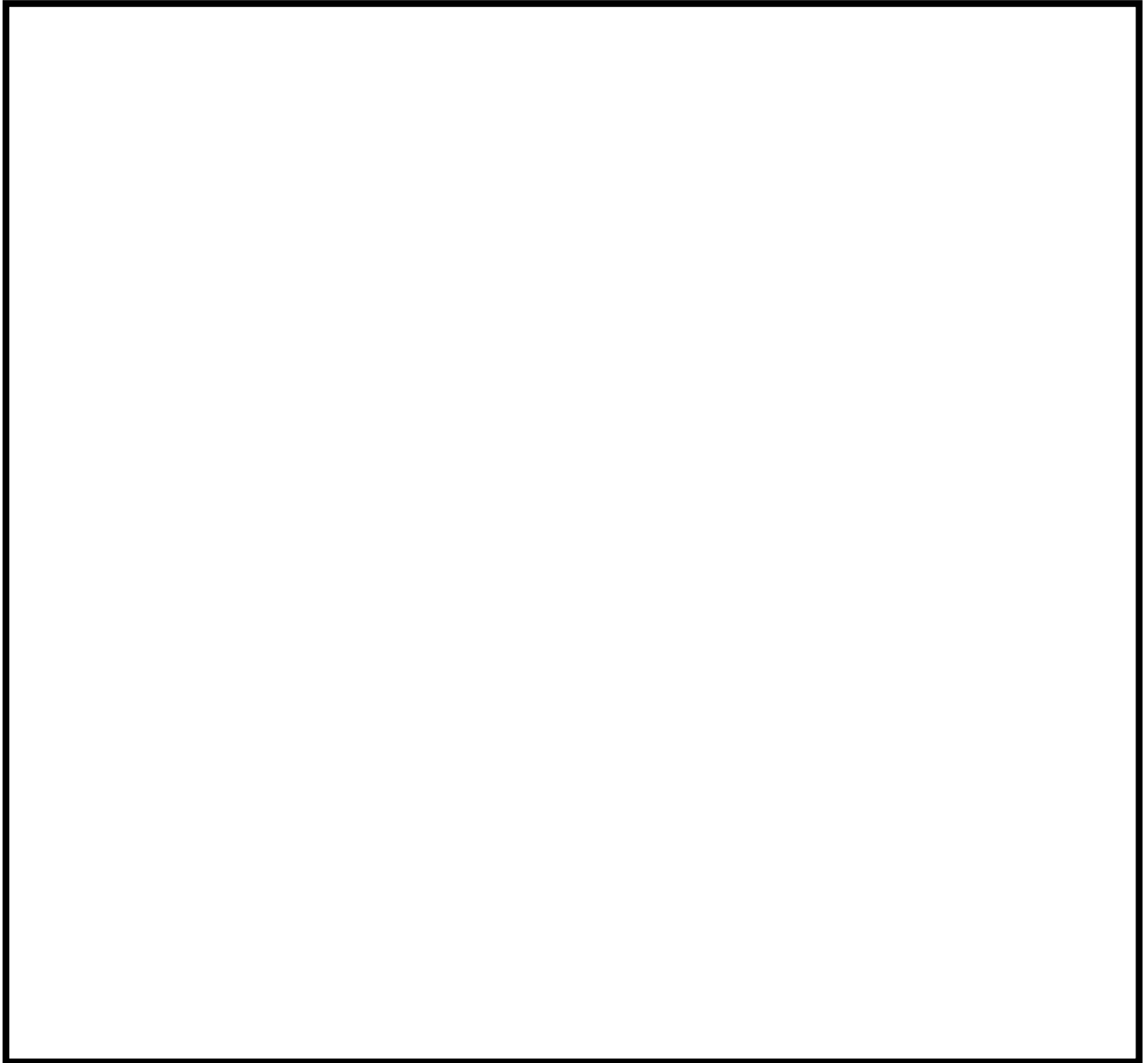


図 9 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

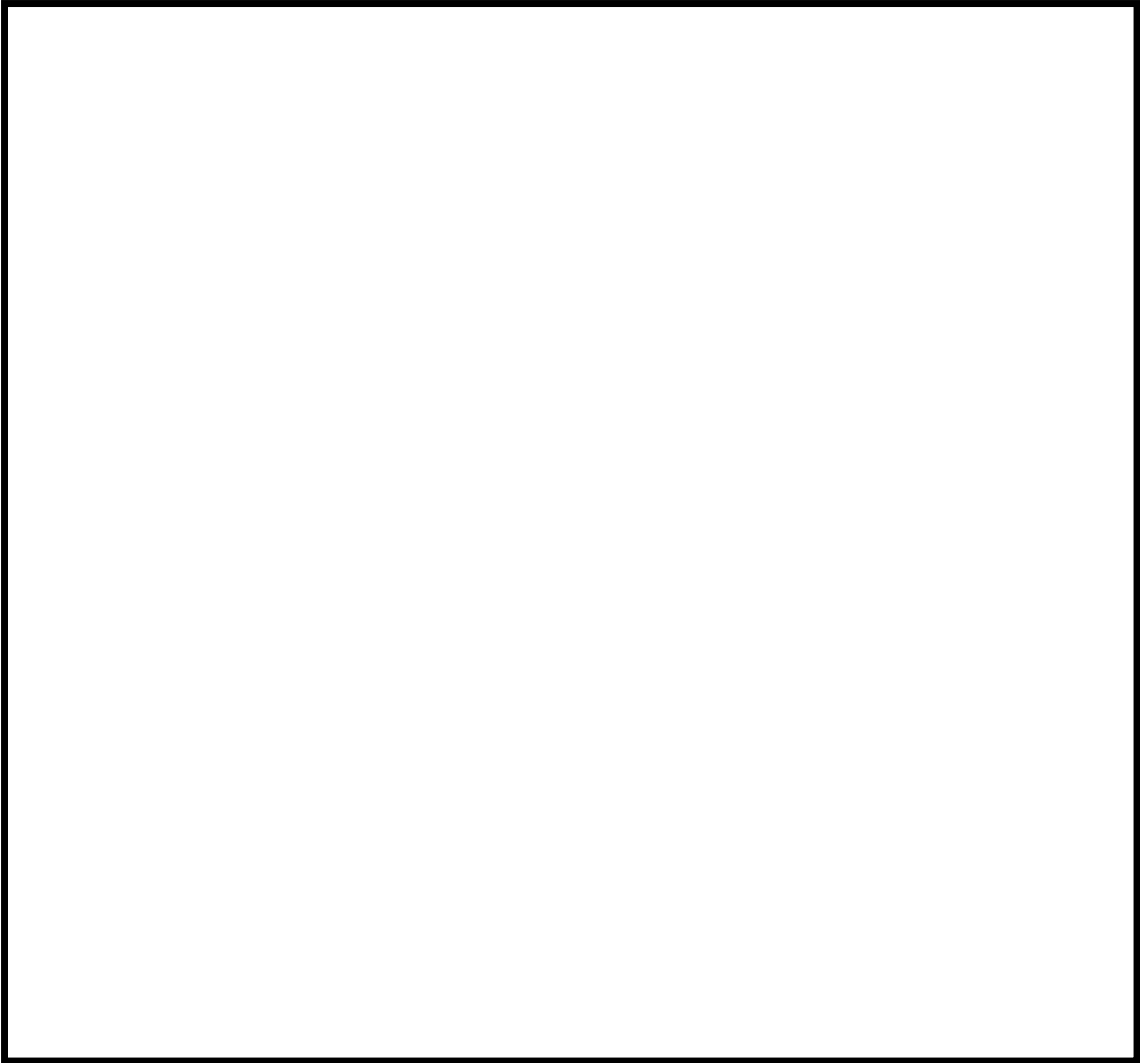


図 10 常設直流電源系統の配置図
(6号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

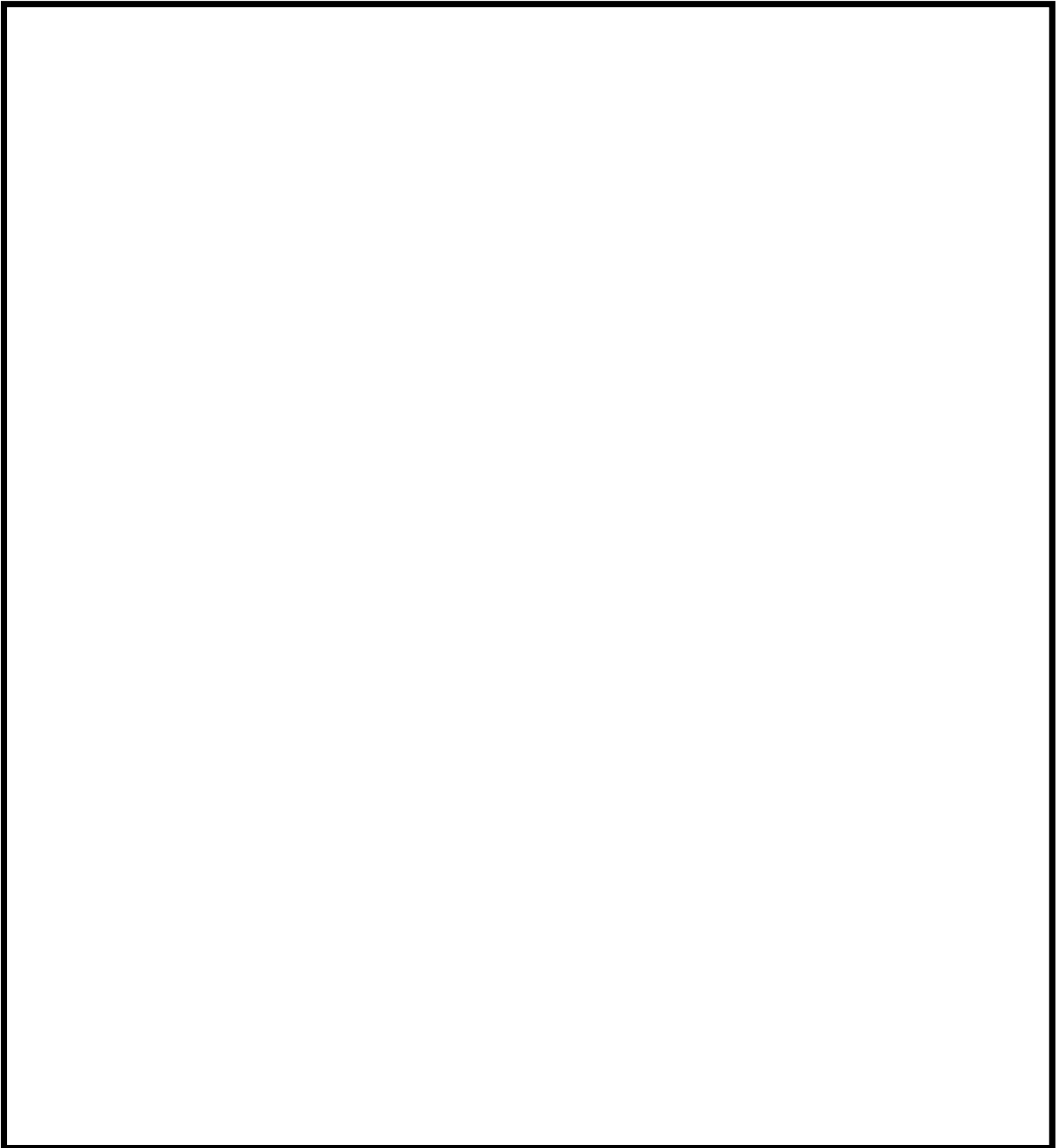


図 11 常設直流電源系統の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下中2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

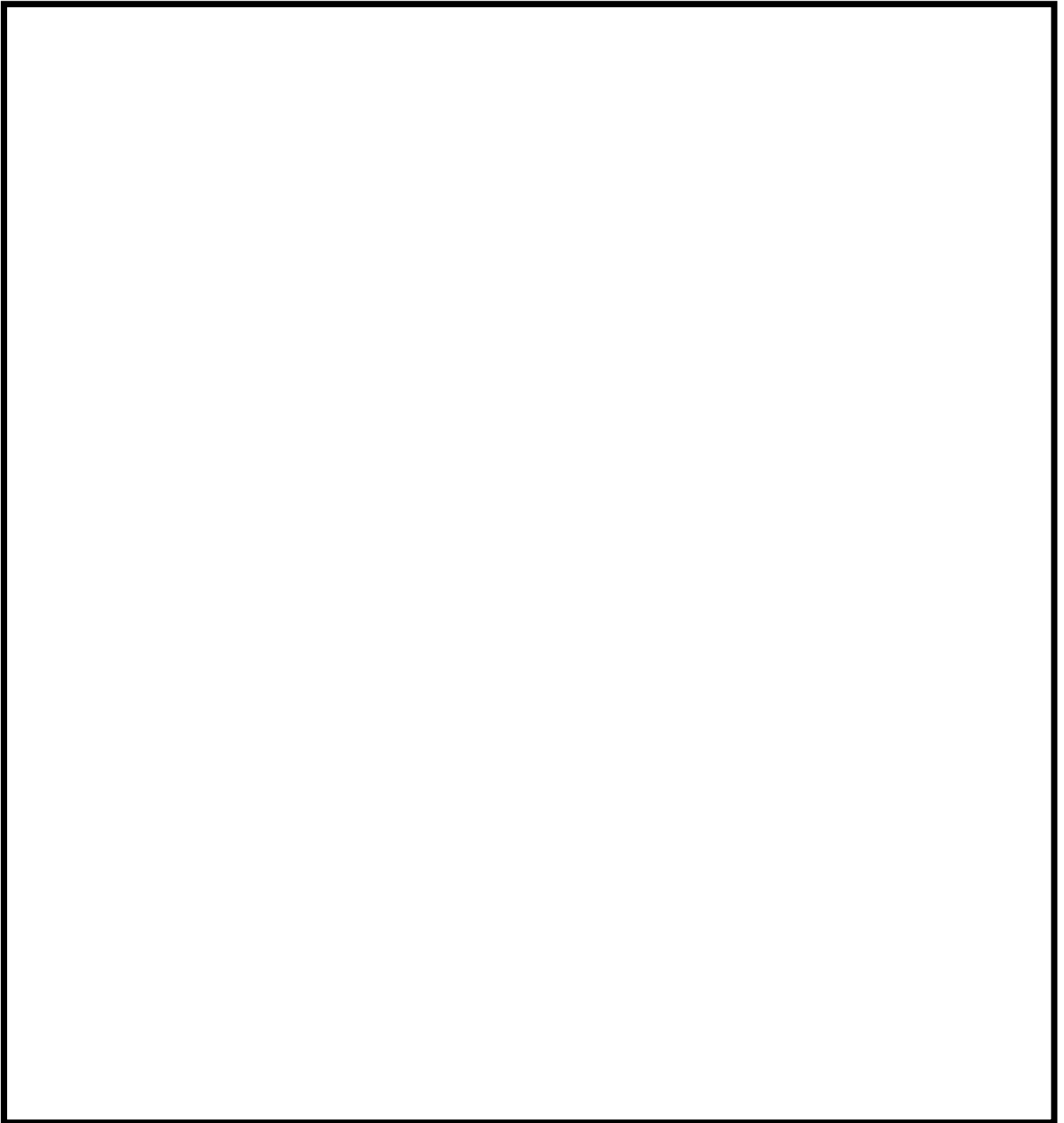


図 12 常設直流電源系統の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

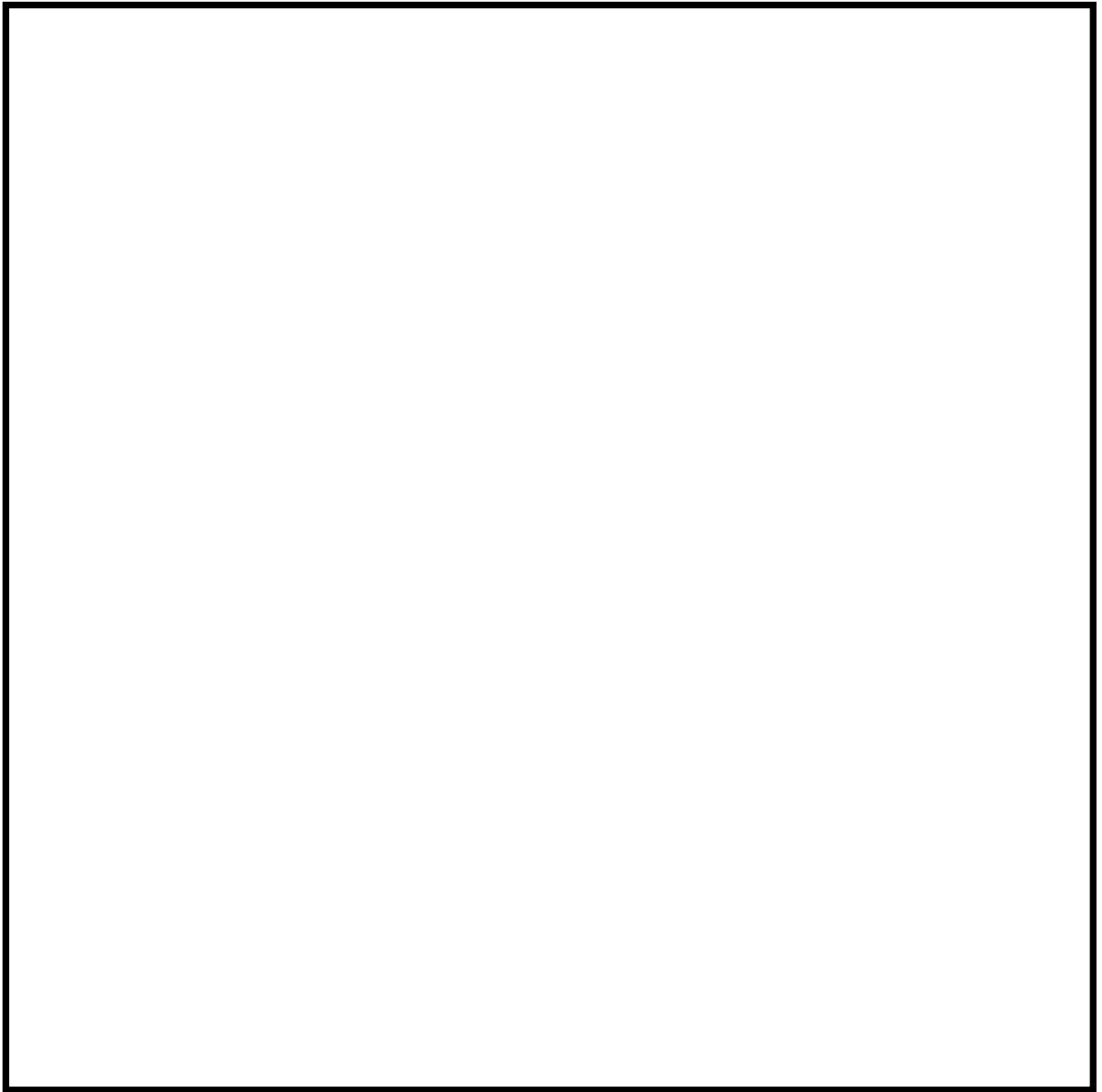


図 13 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

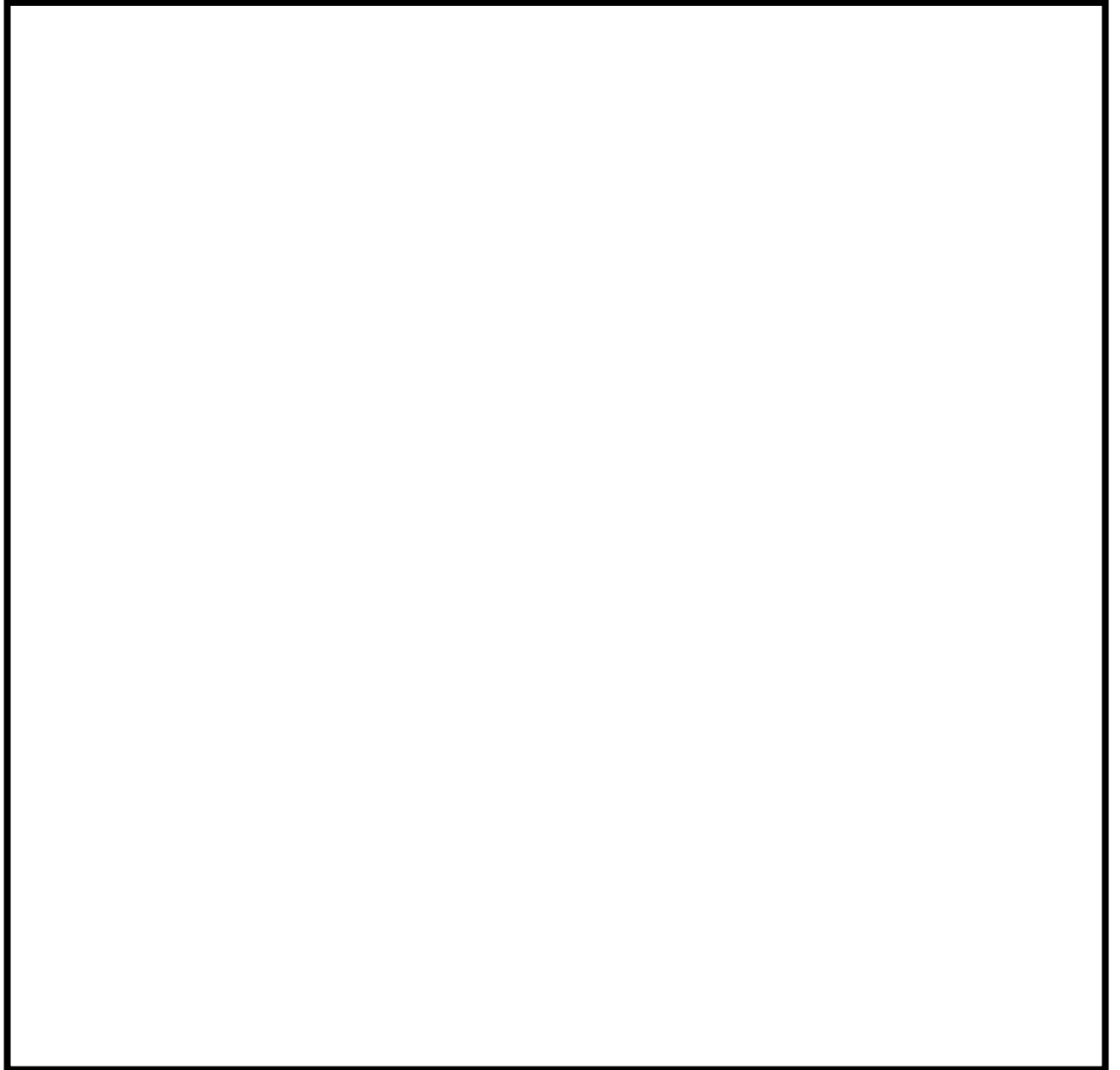


図 14 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

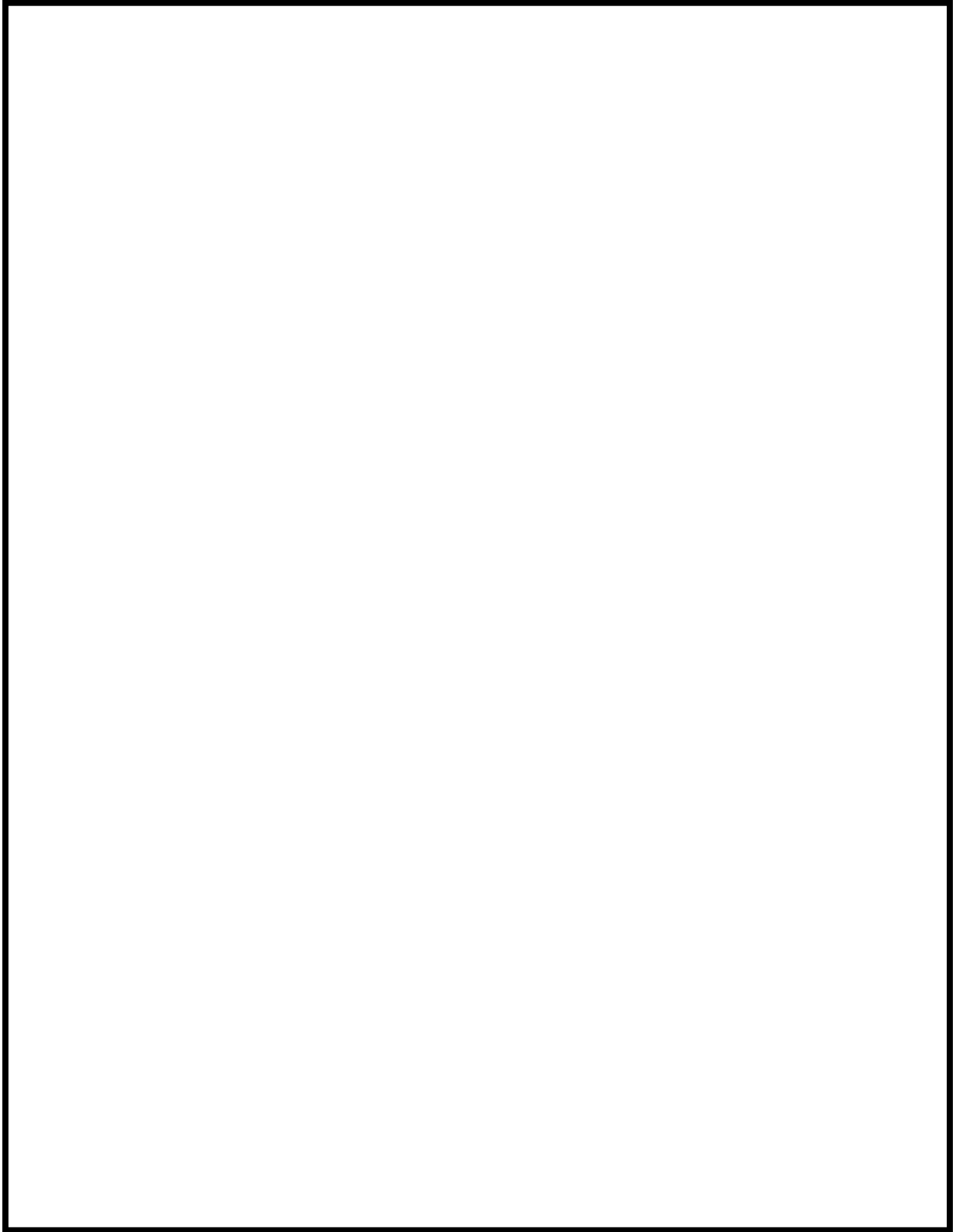


図 15 原子炉蒸気系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

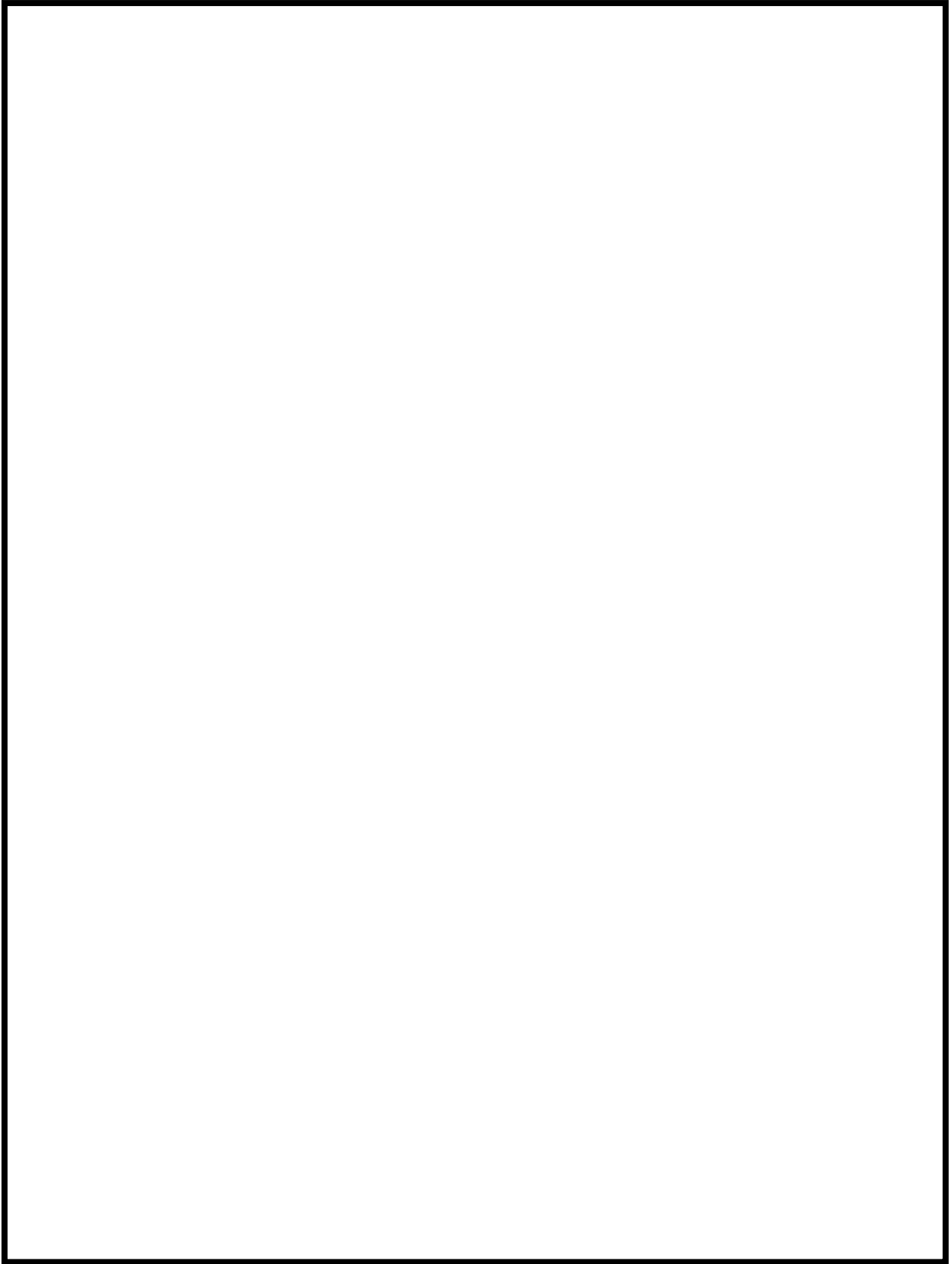


図 16 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

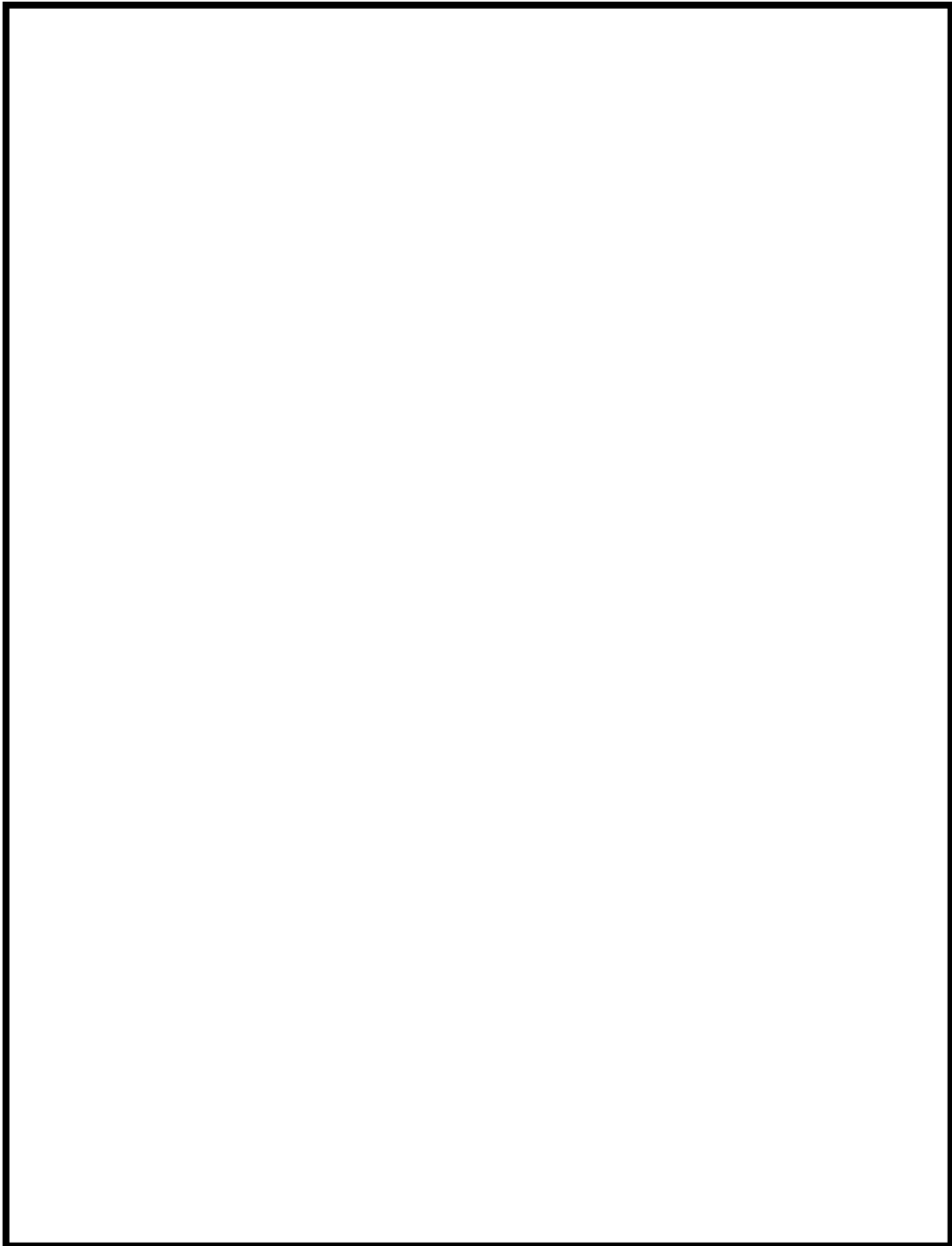


図 17 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器
（高圧窒素ガスポンベラック）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

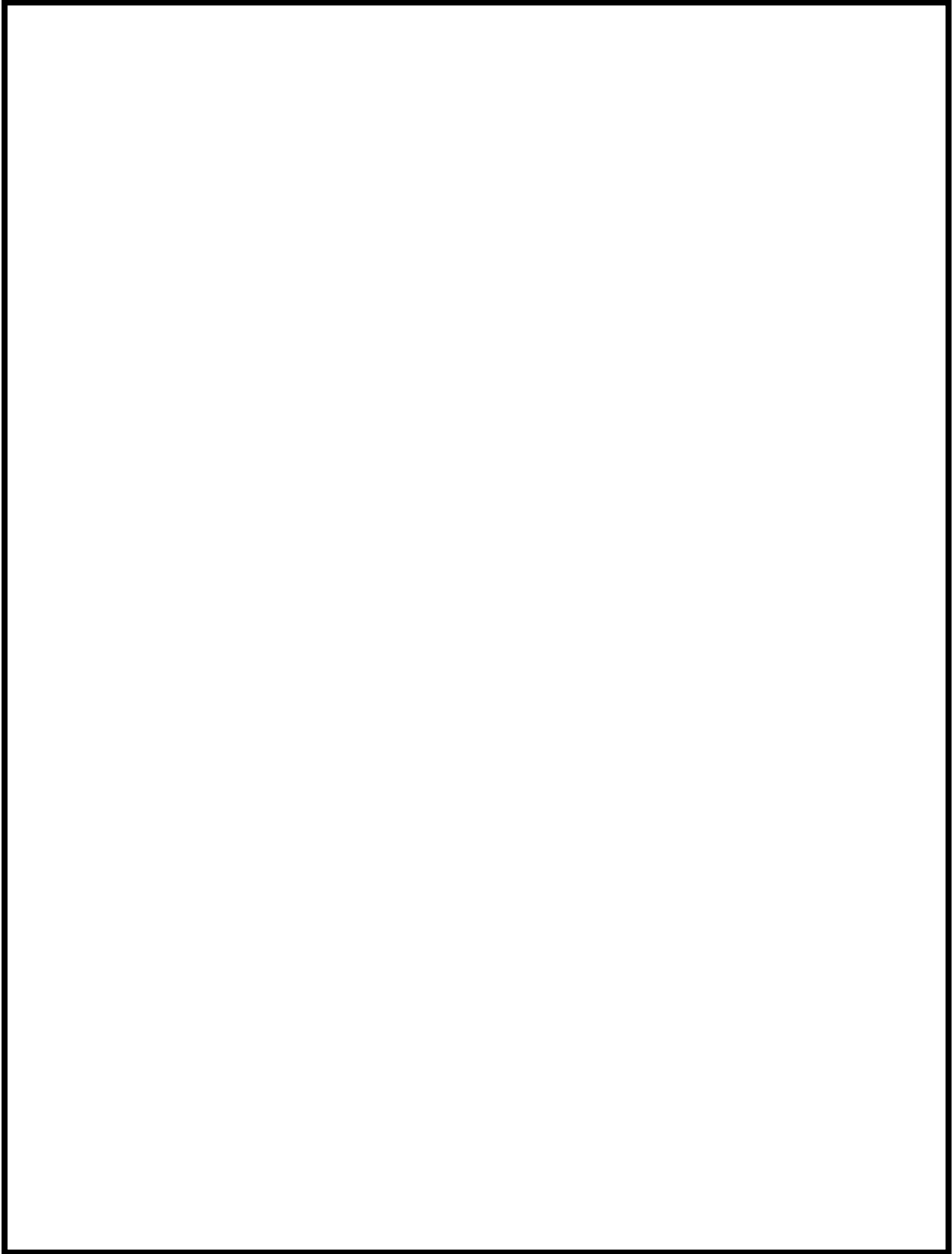


図 18 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

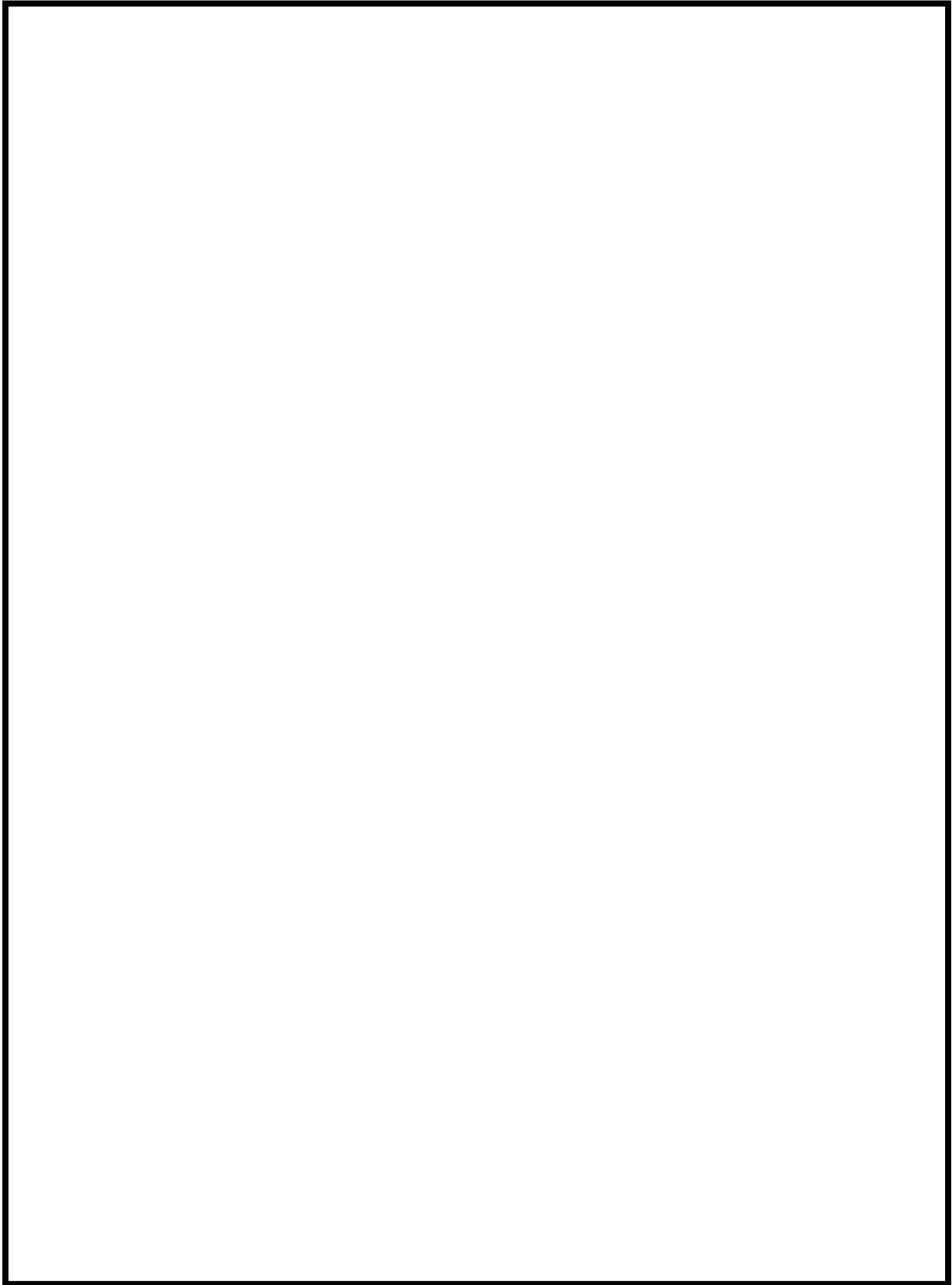


図 19 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（7号炉 原子炉格納容器内）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

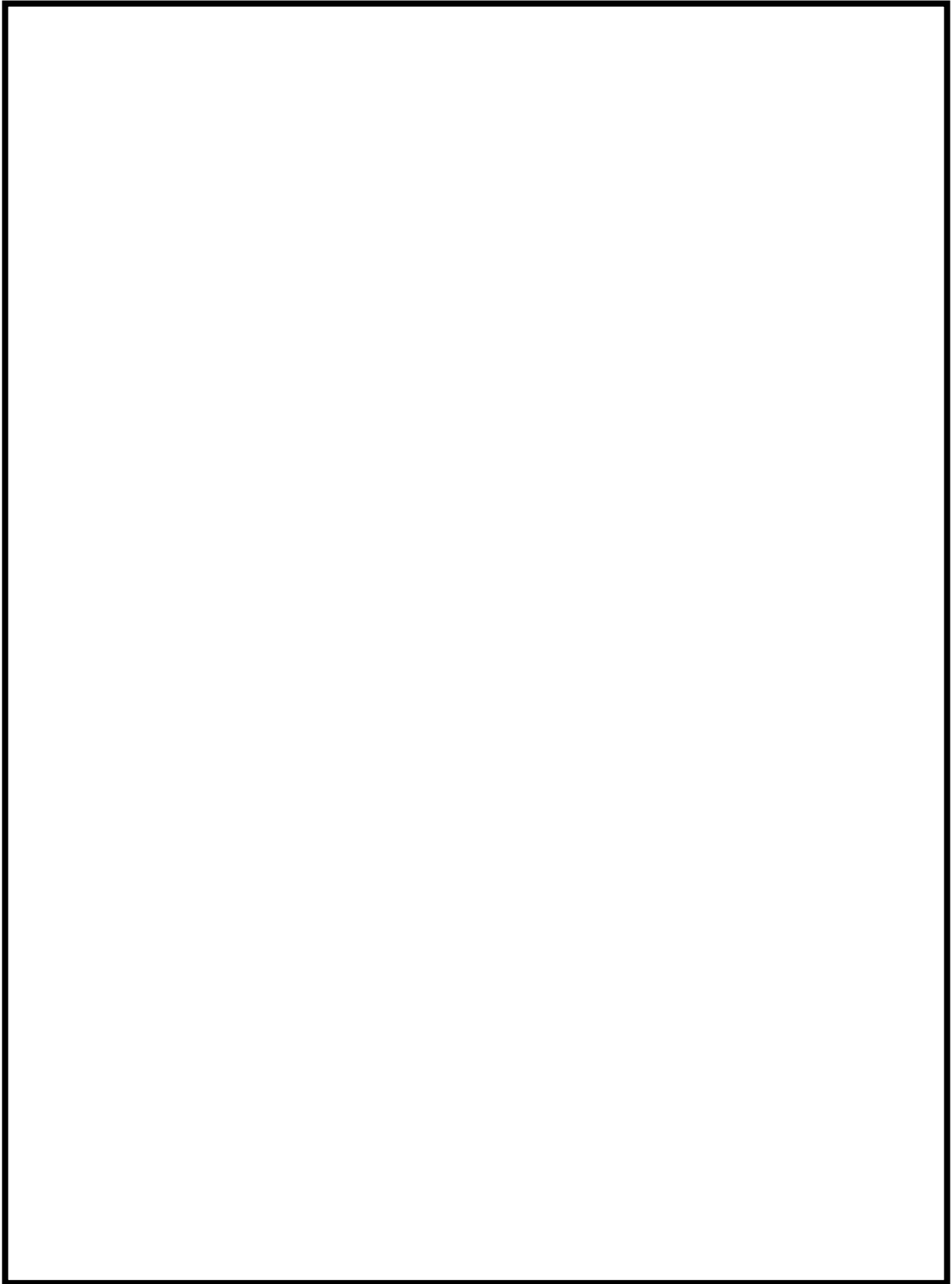


図 20 原子炉蒸気系に係る機器（アキュムレータ）の配置図
（7号炉 原子炉格納容器内）

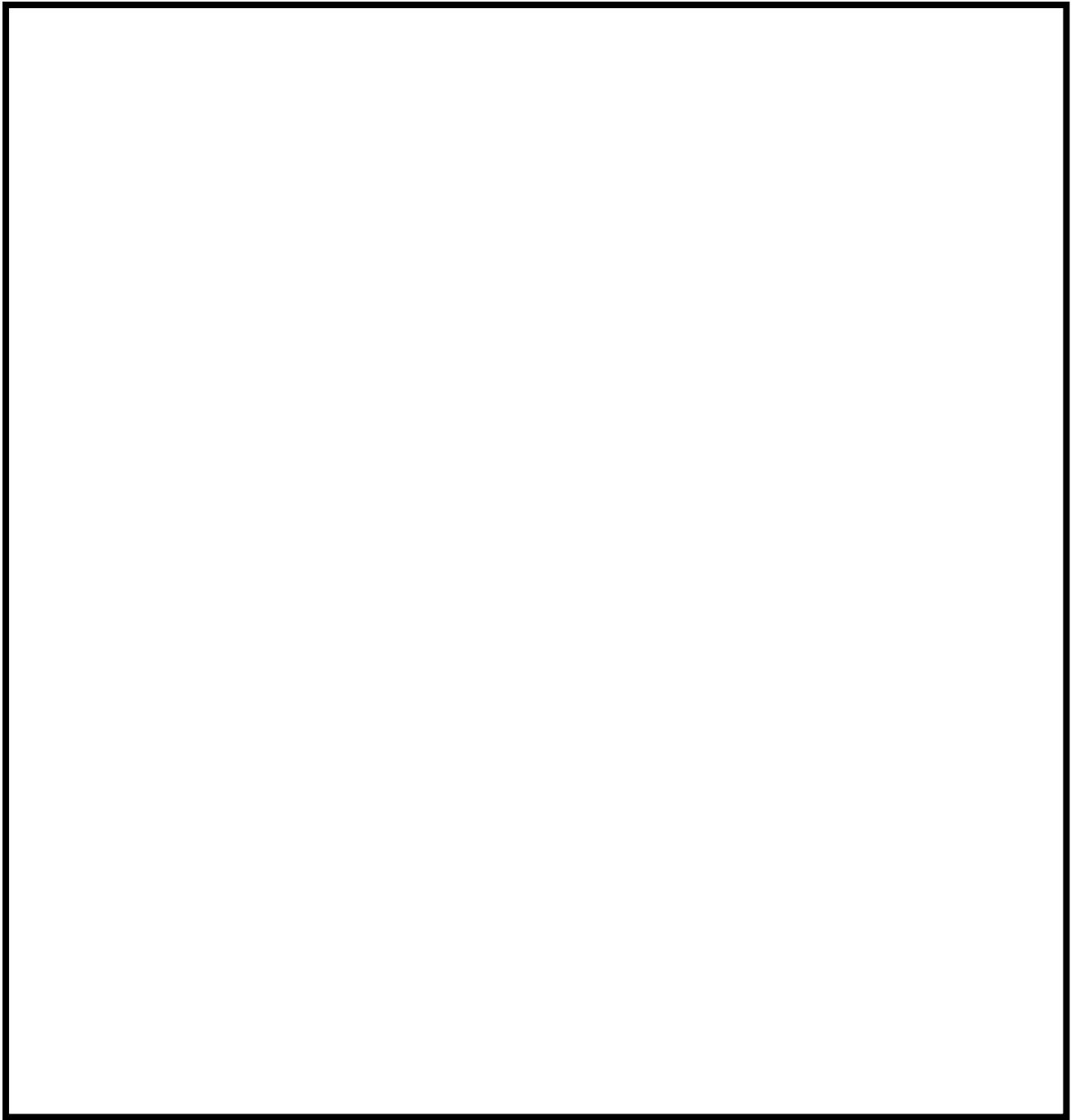


図 21 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

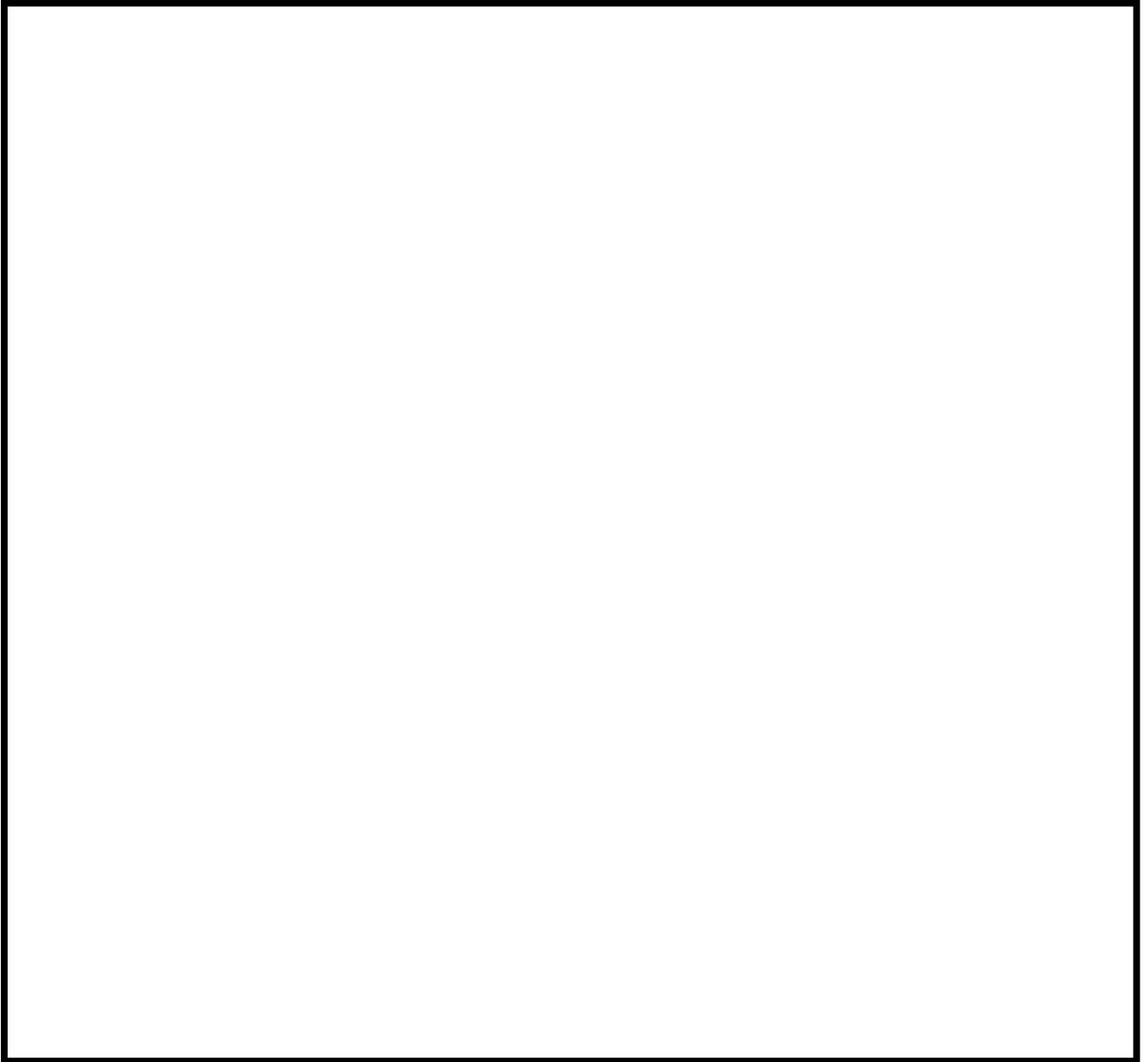


図 22 常設直流電源系統の配置図
(7号炉 原子炉建屋地上4階)

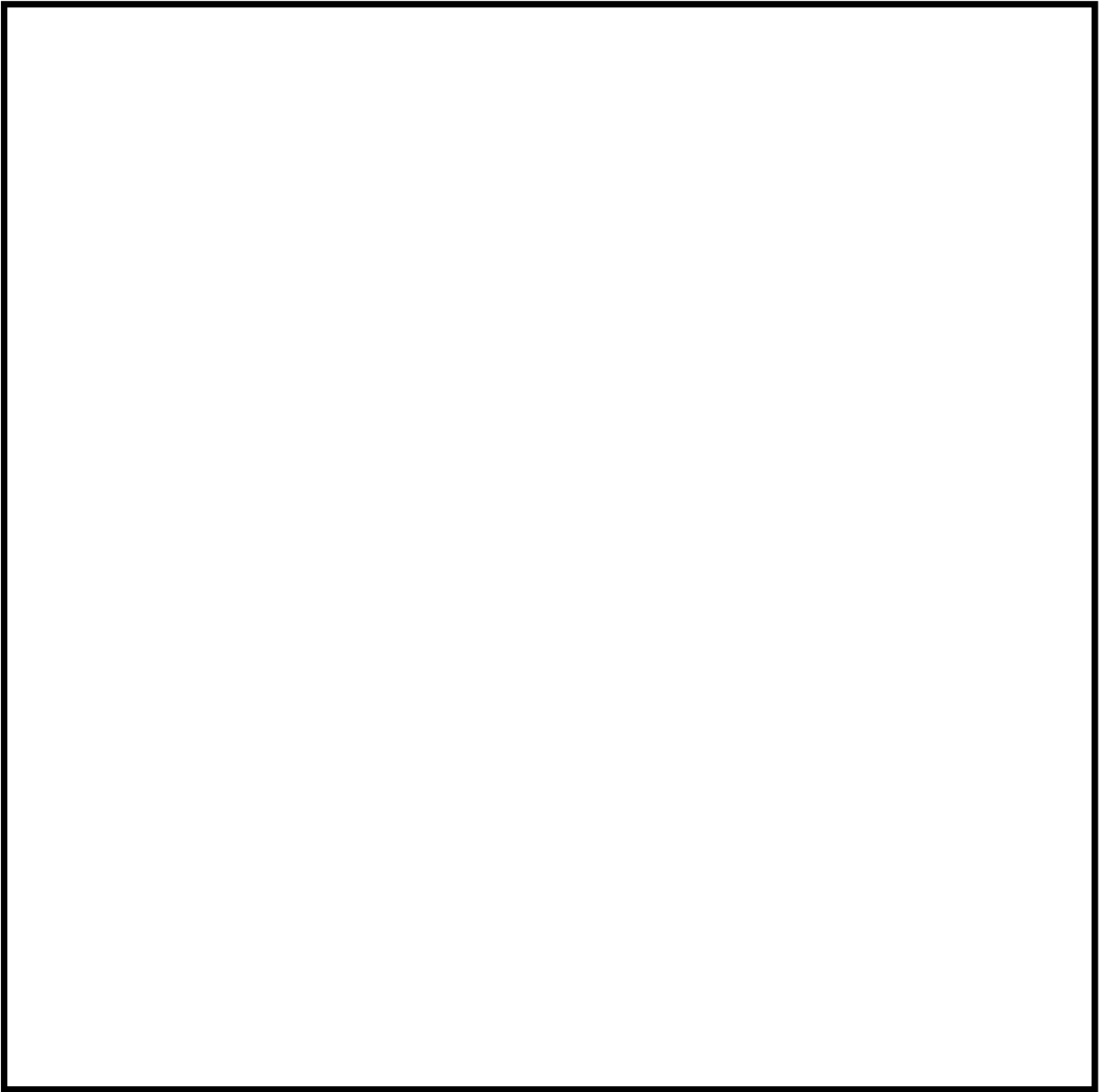


図 23 常設直流電源系統の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下中2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

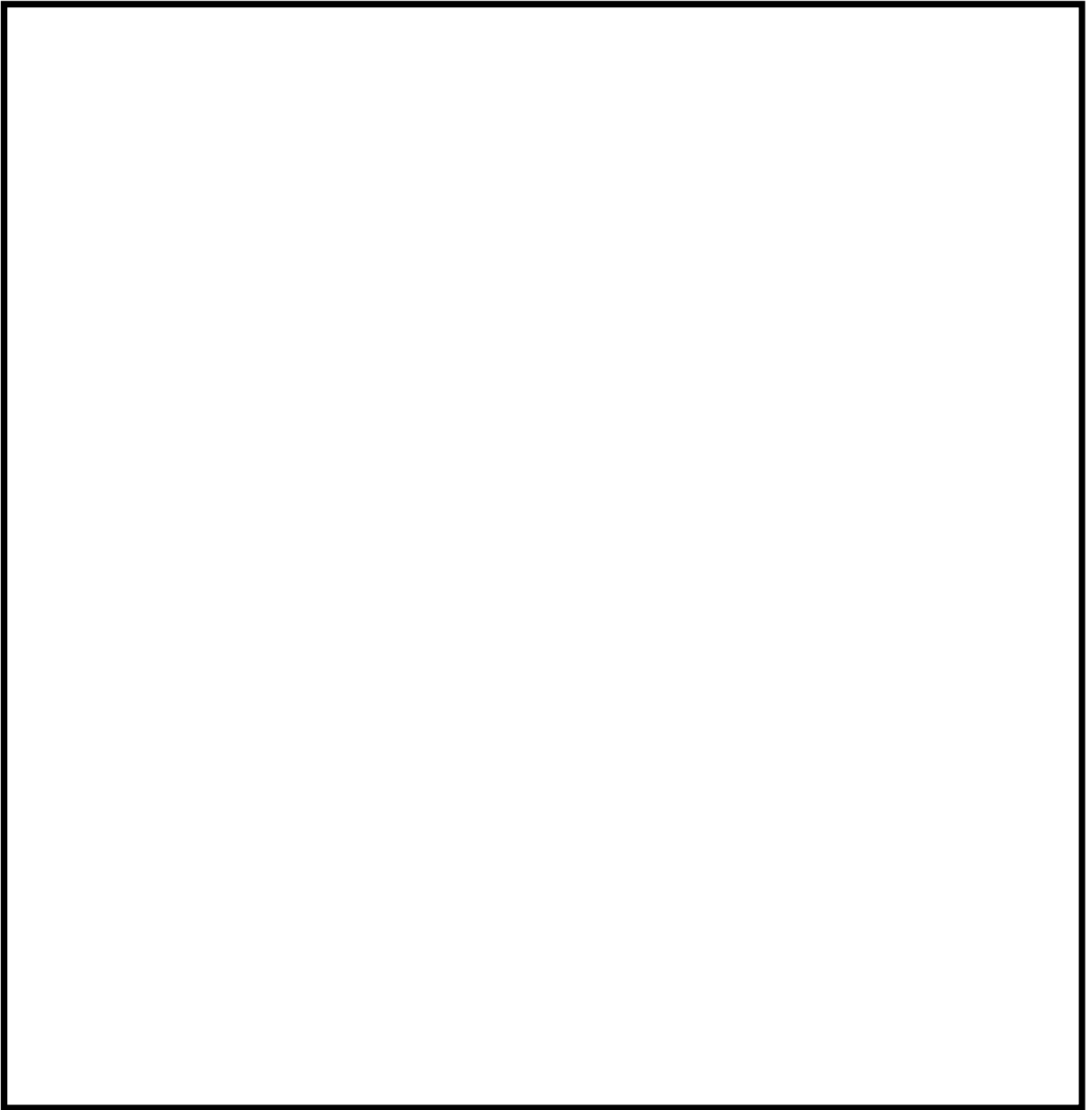


図 24 常設直流電源系統の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下1階)

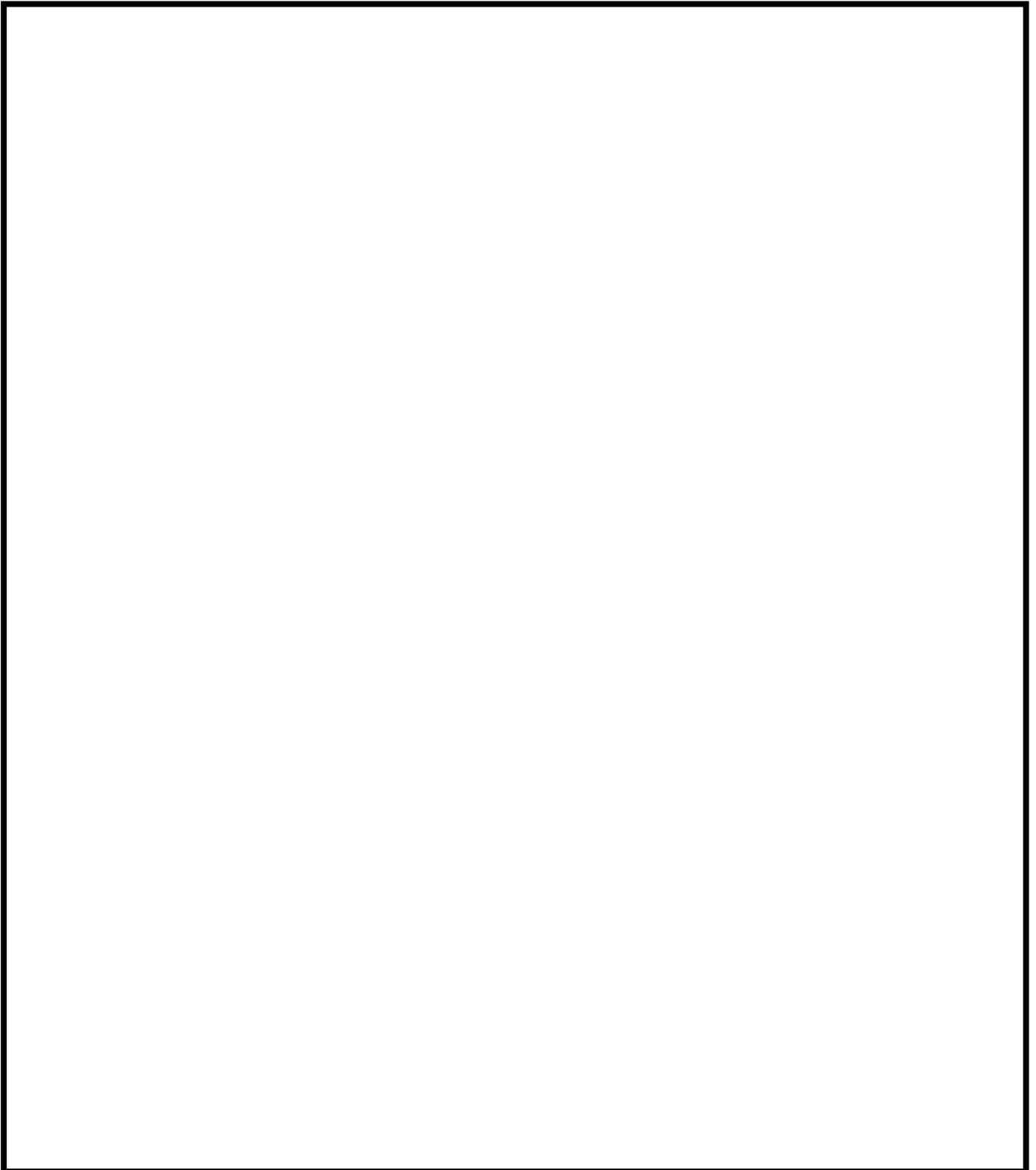


図 25 代替自動減圧機能（ロジック機能）の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

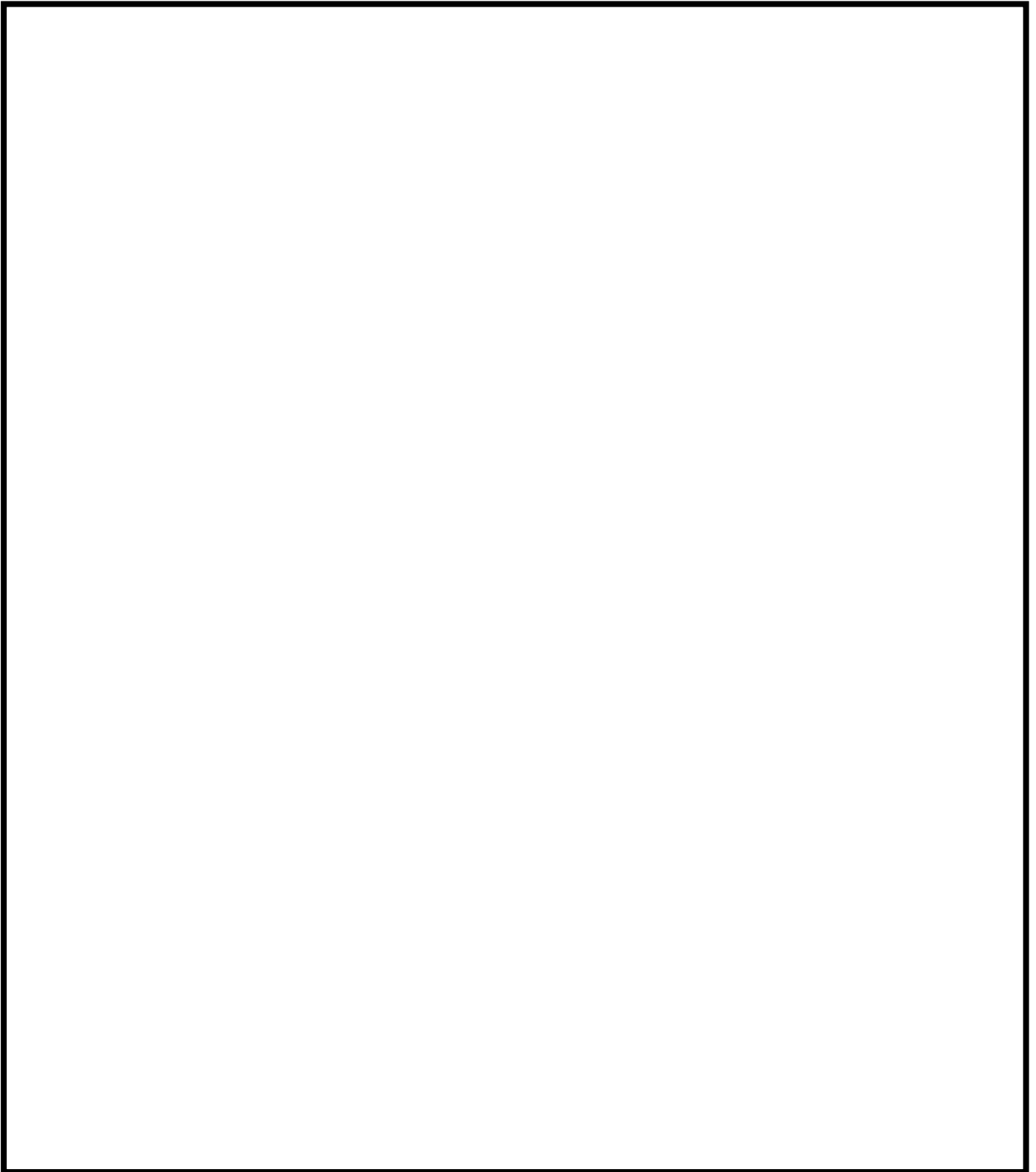


図 26 AM 用切替装置の配置図
(6/7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

46-4
系統図

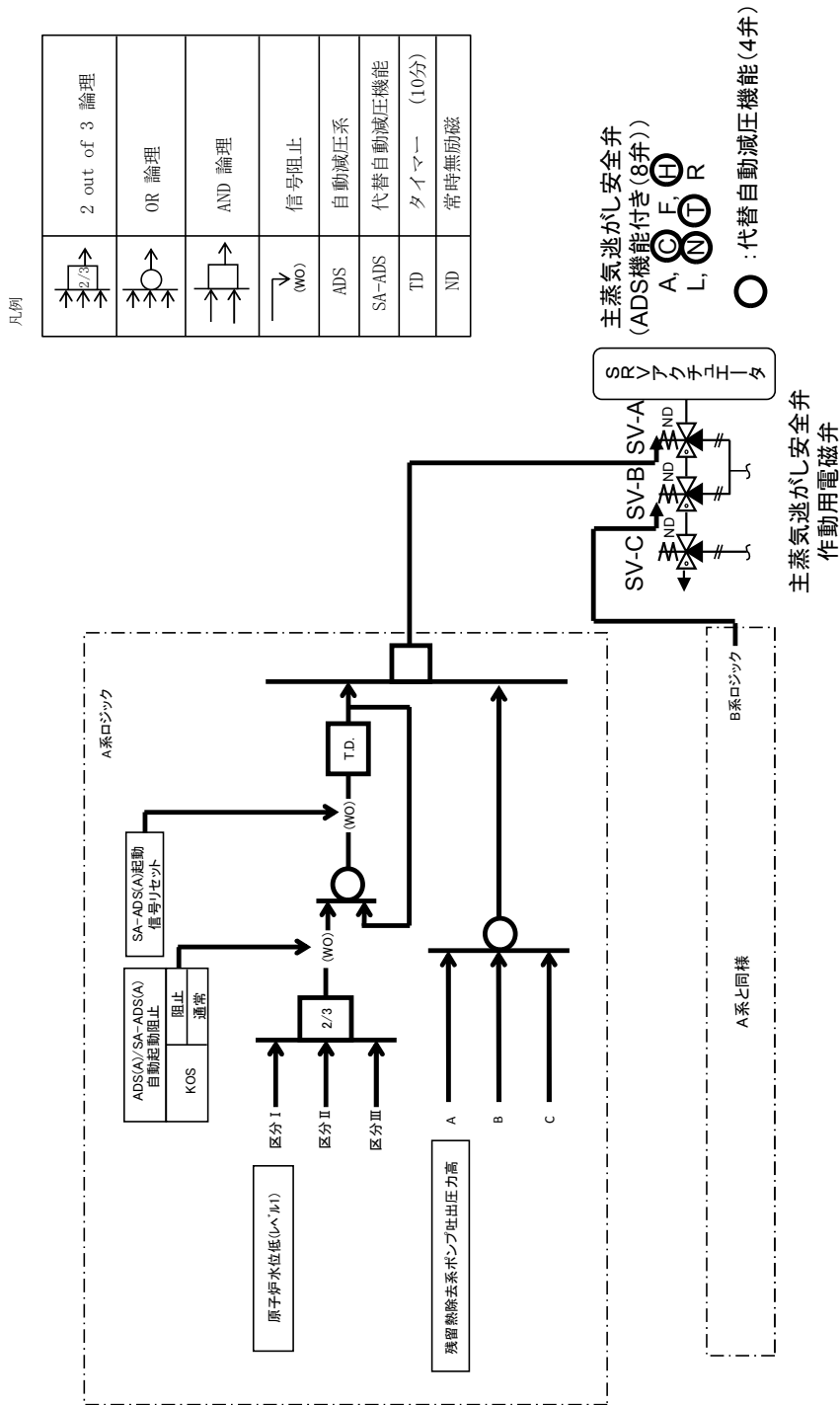


図1 代替自動減圧機能の概略回路構成

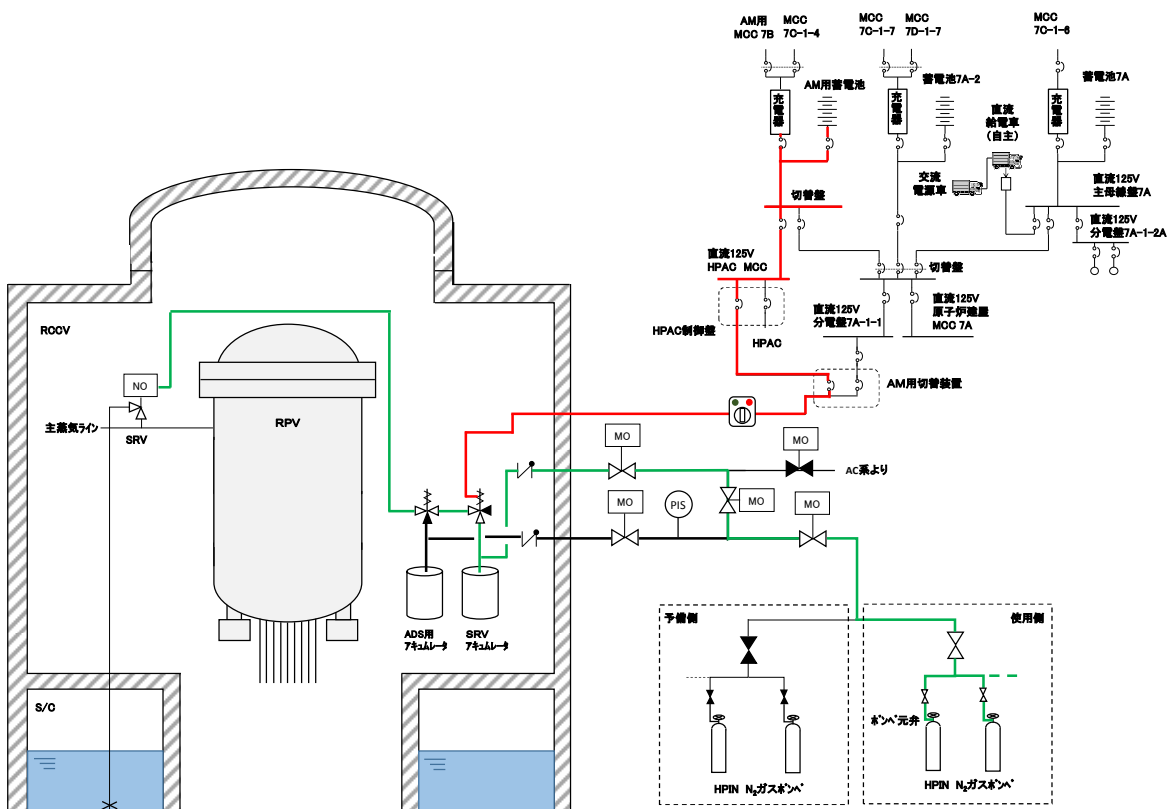


図2 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 概要図

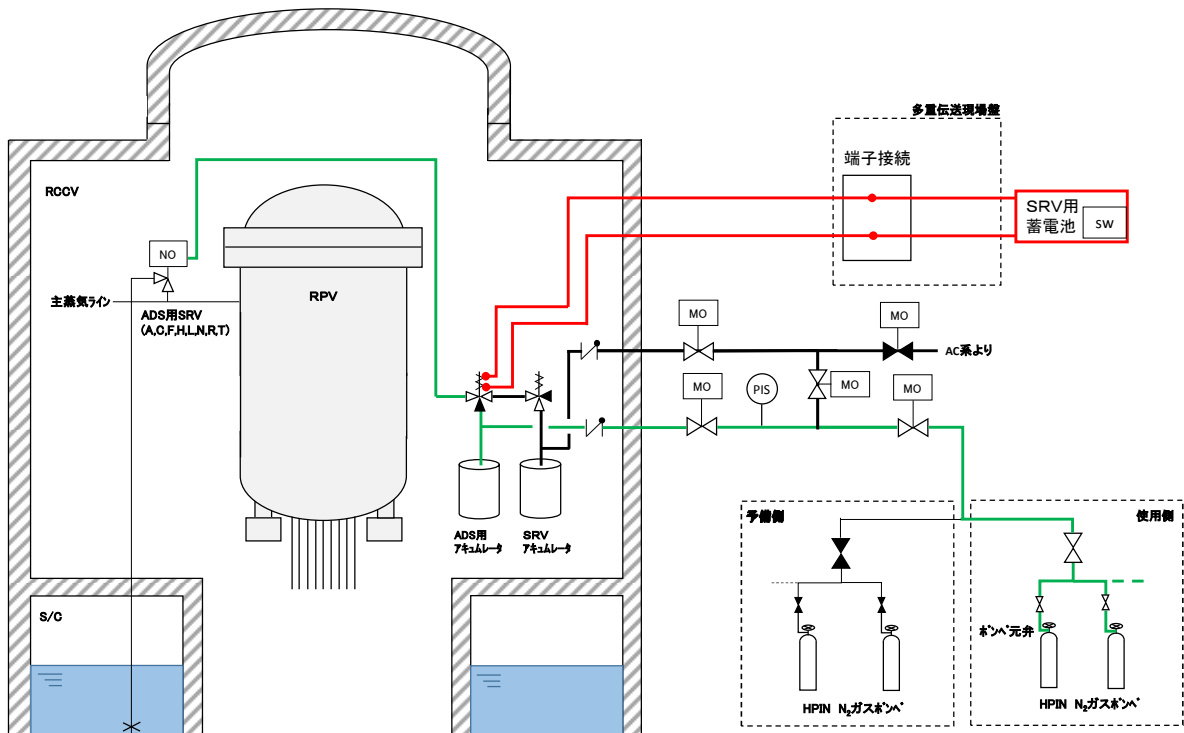


図3 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放 概要図

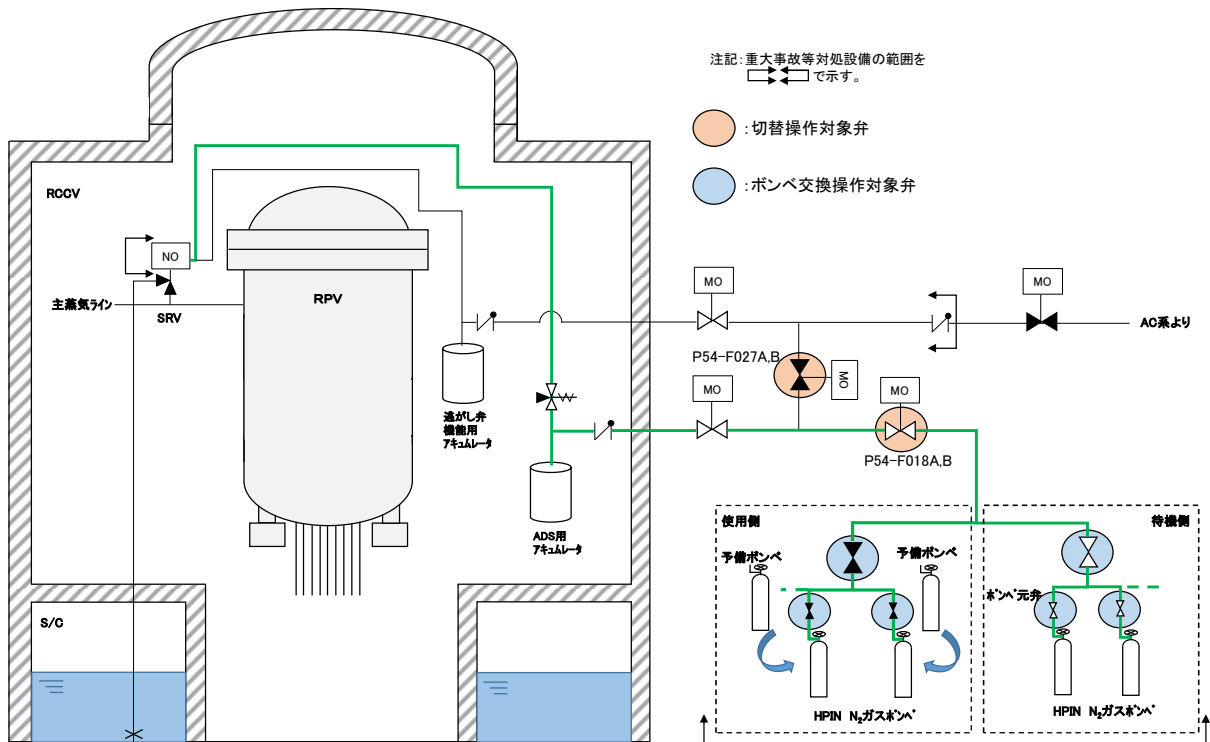


図4 高圧窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図（6号炉）

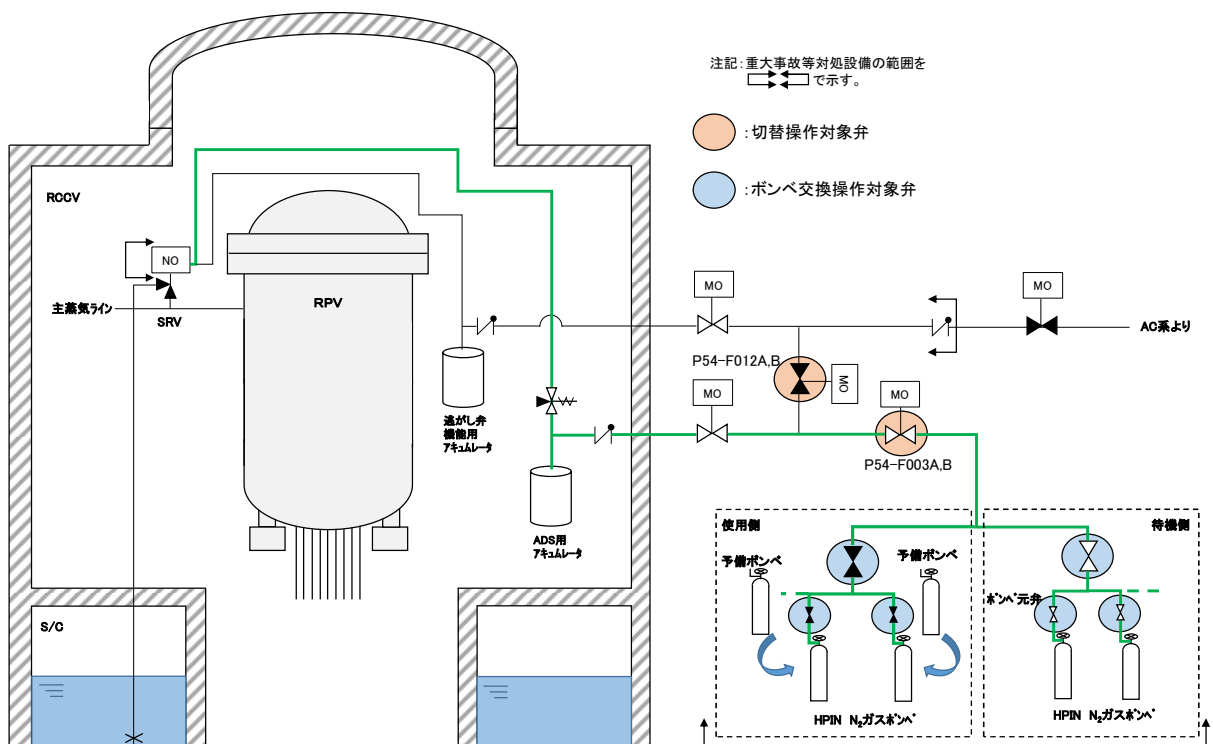


図5 高圧窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図（7号炉）

表1 6号炉操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁	P54-M0-F027A	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-M0-F027B	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 非常用窒素ガス供給元弁	P54-M0-F018A	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-M0-F018B	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 窒素ガスボンベラック元弁	P54-F017A, C	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-F017B, D	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016 A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-F016 B, D, F, H, K, M, P, R, T, V (A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U)	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
(ボンベ元コック弁)	(B, D, F, H, K, M, P, R, T, V)	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
		ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外

表2 7号炉操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
HPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁	P54-M0-F012A	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-M0-F012B	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 非常用窒素ガス供給弁	P54-M0-F003A	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
	P54-M0-F003B	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
HPIN 窒素ガスポンベ出口元弁	P54-F002A, C	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
	P54-F002B, D	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
HPIN 窒素ガスポンベ出口弁	P54-F001 A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
	P54-F001 B, D, F, H, K, M, P, R, T, V (A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U)	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
(ポンベ元コック弁)	(B, D, F, H, K, M, P, R, T, V)	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
		ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設

46-5
試験及び検査

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
原子炉冷却材パウンダリ(クラス1機器)	クラス1機器 1式(原子炉圧力容器)	1	非破壊試験	10Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	1C	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラス2機器	クラス2機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラス3機器	クラス3機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラスMC容器	クラスMC容器 1式 (原子炉格納容器貫通部)	A	非破壊試験	10Y	クラスMC容器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
総合負荷性能	蒸気タービン本体及びその附属設備並びに発電用原子炉及びその附属設備 1式 (補助ボイラー及び非常用予備発電装置を除く)	A	総合性能試験	1C	総合負荷性能検査	定検起動後
炉心	燃料集合体 872体	A	外観点検	1C	燃料集合体炉内配置検査	定検停止中
	燃料集合体 1式 (872体のうち再装荷する燃料)	A	外観点検	1C	燃料集合体外観検査	定検停止中 燃料タイプ毎に2体
	チャンネルボックス	A	取替	燃焼度による	-	定検停止中
	原子炉本体のうち炉心	A	特性試験	1C	原子炉停止余裕検査	定検停止中
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器主フランジシール面 1式	1	開放点検	13M	-	定検停止中
炉内構造物	炉内構造物 1式	A	外観点検	10Y	炉内構造物検査(その1)	定検停止中 ISIプログラムによる。
			外観点検	維持規格による	炉内構造物検査(その2)	定検停止中 ISIプログラムによる。
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁 18台 B21-F001A~U(I, O, Q除く)	1	機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	安全弁検査(その2)	定検停止中
			漏えい試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
			分解点検	13M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止中
	圧カスリッパ 18台	1	特性試験	13M	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 18台 B21-F004A~U(I, O, Q除く)	A	外観点検	1C	-	定検停止中
自動減圧系	主蒸気逃がし安全弁 8台(主蒸気逃がし安全弁 18台中自動減圧機能を有する8台)	A	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 8台 B21-A003A, C, F, H, L, N, R, T	A	外観点検	1C	-	定検停止中

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査
要領書番号：K6-10-8-B-R

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：安全弁検査（その2）
要領書番号：K6-9-152-C-R2

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査
要領書番号：K6-9-9-B-M

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査
要領書番号：K6-10-10-B-R

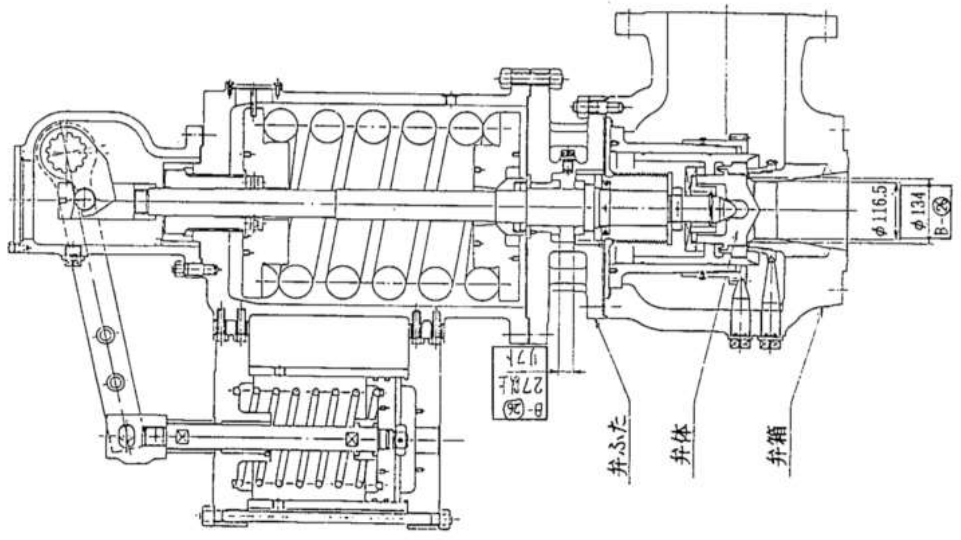
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備

検 査 名：自動減圧系機能検査

要領書番号：K6-10-32-A-運

名称	種類	主器寸法 (呼び径A)	材料 (弁箱)	個数	取付箇所
主蒸気逃がし安全弁	平衡型	150	SCPH2	18	原子炉格納容器内



0463 -001

第2回工事計画認可申請	第2-1-3図
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	
名称	主蒸気逃がし安全弁構造図

図1 主蒸気逃がし安全弁 構造図

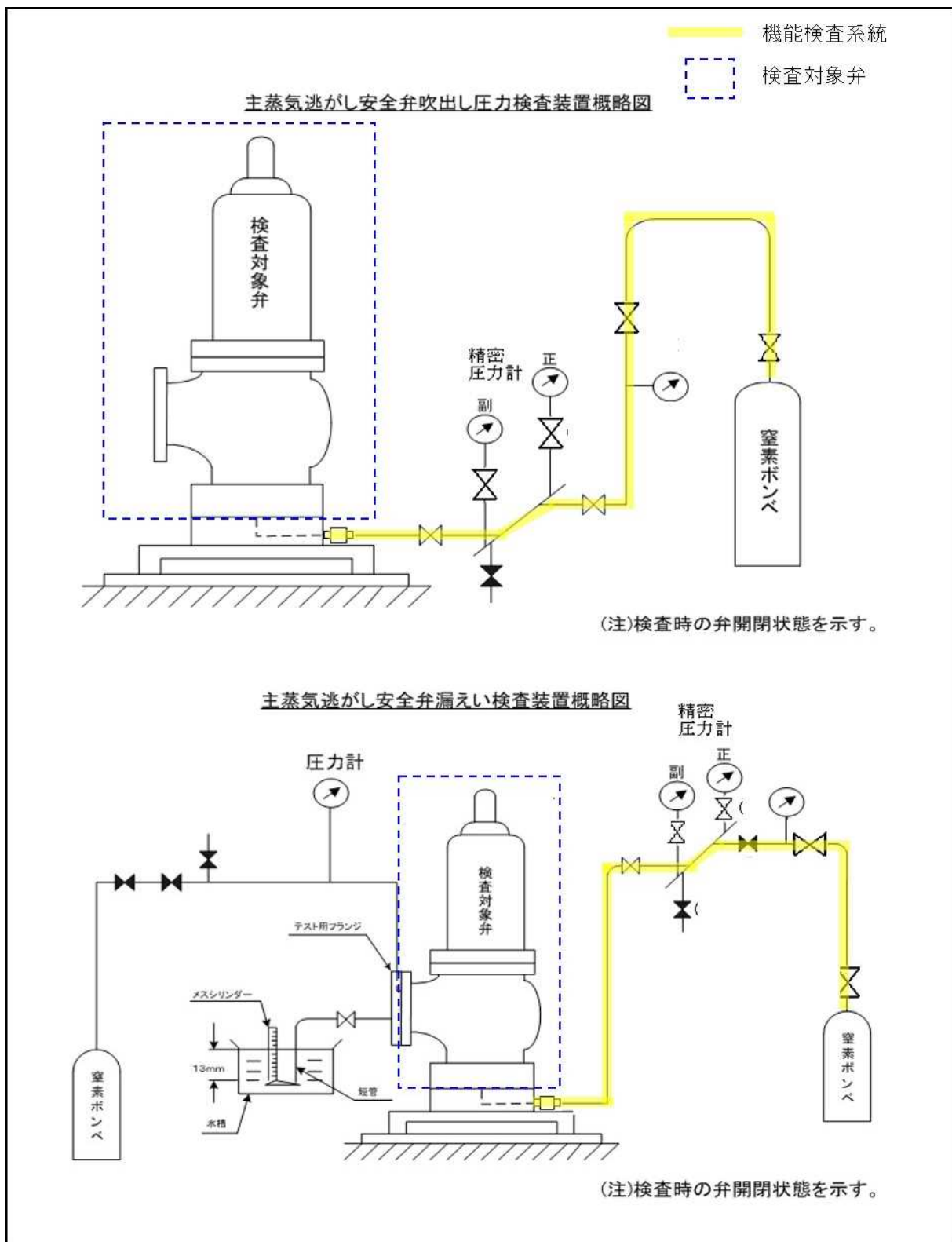


図2 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数（機器名）	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
原子炉冷却材バウンダリ (クラス1機器)	クラス1機器 1式(原子炉圧力容器)	A	非破壊試験	10Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	1C	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラス2機器	クラス2機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラス3機器	クラス3機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラスMC容器	クラスMC容器 1式 (原子炉格納容器、原子炉格納容器貫通部)	A	非破壊試験	10Y	クラスMC容器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
総合負荷性能	蒸気タービン本体及びその附属設備並びに発電用原子炉及びその附属設備 1式 (補助ブイラー及び非常用予備発電装置を除く)	A	総合性能試験	1C	総合負荷性能検査	定検起動後
炉心	燃料集合体 872体	A	外観点検	1C	燃料集合体炉内配置検査	定検停止中
	燃料集合体 1式 (872体のうち再装荷する燃料)	A	外観点検	1C	燃料集合体外観検査	定検停止中 燃料タイプ毎に2体
	チャンネルボックス	A	取替	燃焼度による	—	定検停止中
	原子炉本体のうち炉心	A	特性試験	1C	原子炉停止余裕検査	定検停止中
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器主フランジシール面 1式	A	開放点検	1C	—	定検停止中
炉内構造物	炉内構造物 1式	A	外観点検	10Y	炉内構造物検査(その1)	定検停止中 1S1プログラムによる。
			外観点検	維持規格による	炉内構造物検査(その2)	定検停止中 1S1プログラムによる。
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁 18台 B21-F001A~U(1, O, Q除く)	1	機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	安全弁検査(その1)	定検停止中
			漏えい試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
			分解点検	13M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止中
圧力スイッチ 18台	1	特性試験	13M	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中	
主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 18台 B21-F004A~U(1, O, Q除く)	A	外観点検	1C	—	定検停止中	
自動減圧系	主蒸気逃がし安全弁 8台(主蒸気逃がし安全弁18台中自動減圧機能を有する8台)	A	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 8台 B21-A003A, C, F, H, L, N, R, T	A	外観点検	1C	—	定検停止中

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備
検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査
要領書番号 : K7-10-8-B-R

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：安全弁検査（その1）
要領書番号：K7-9-152-C-R

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備
検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査
要領書番号 : K7-10-9-B-M

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

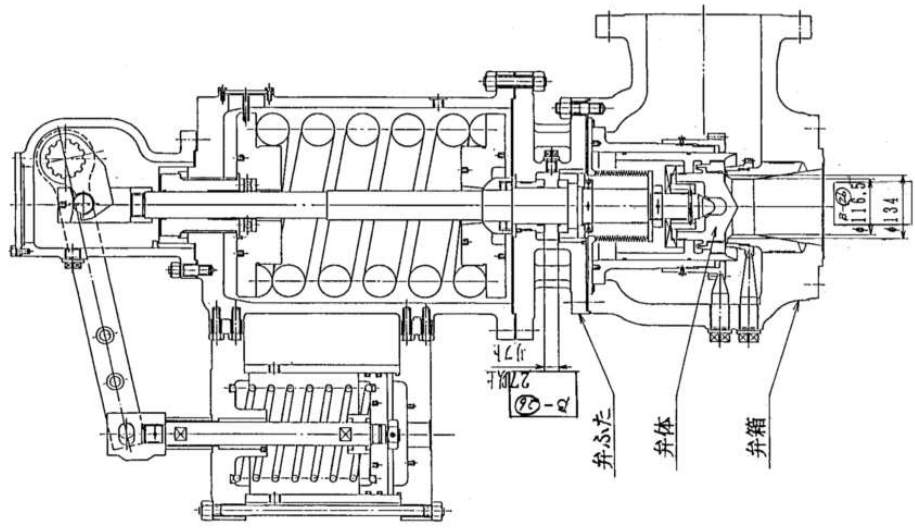
設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査
要領書番号：K7-10-10-B-R

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：自動減圧系機能検査
要領書番号：K7-10-32-A-運

986・ECO・2N

名称	種類	主要寸法 (呼び径A)	材料(弁箱)	個数	取付箇所
主蒸気逃がし安全弁	平衡型	150	SCPH2	18	原子炉格納容器内



0455 -001

配管よりフランジを切り離すことにより弁の分解点検が可能

第2回工事計画認可申請 第2-1-4図	
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	
名称	主蒸気逃がし安全弁構造図
NRMS SIAHIG N2-003-986 P.203	

図3 主蒸気逃がし安全弁 構造図

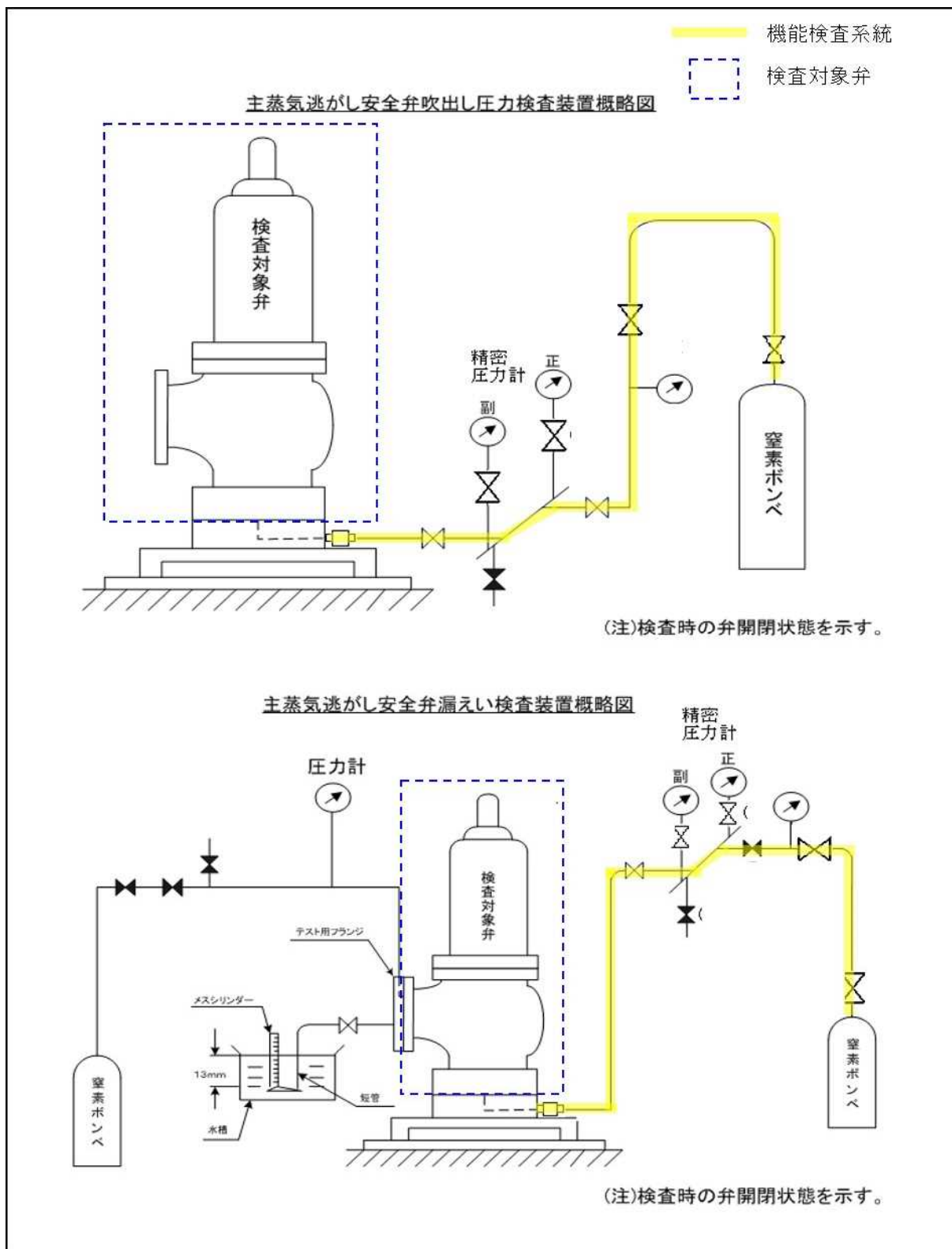


図 4 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

代替自動減圧機能の試験・検査

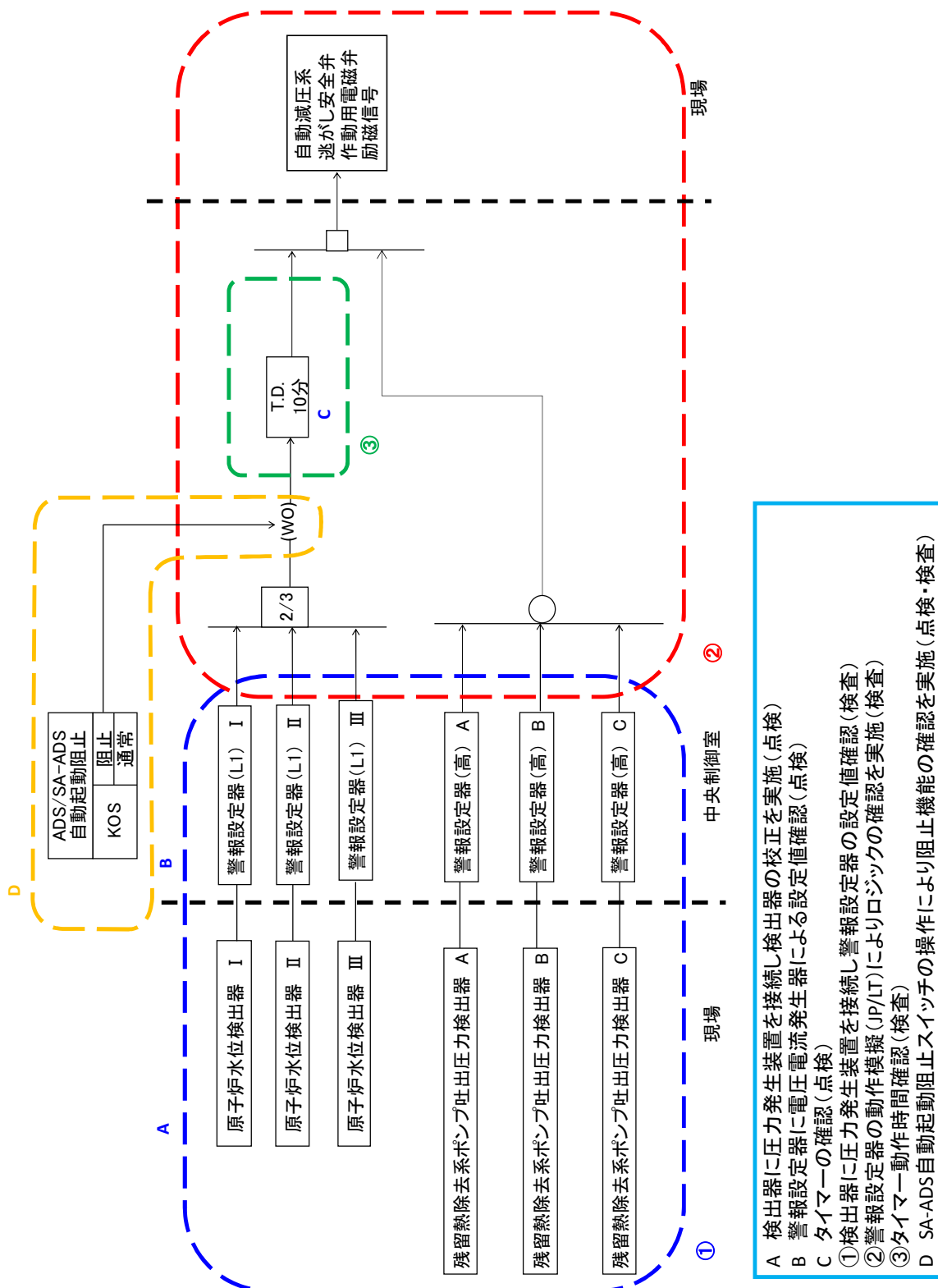


図 5 代替自動減圧機能の試験及び検査

代替自動減圧機能の試験に対する考え方について

1. 概要

重大事故等対処設備の試験・検査については、第四十三条（重大事故等対処設備）第1項第3号に要求されており、解釈には、第十二条（安全施設）第4項の解釈に準ずるものと規定されている。

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

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第4項の要求

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

表1 第十二条第4項の解釈の要求事項

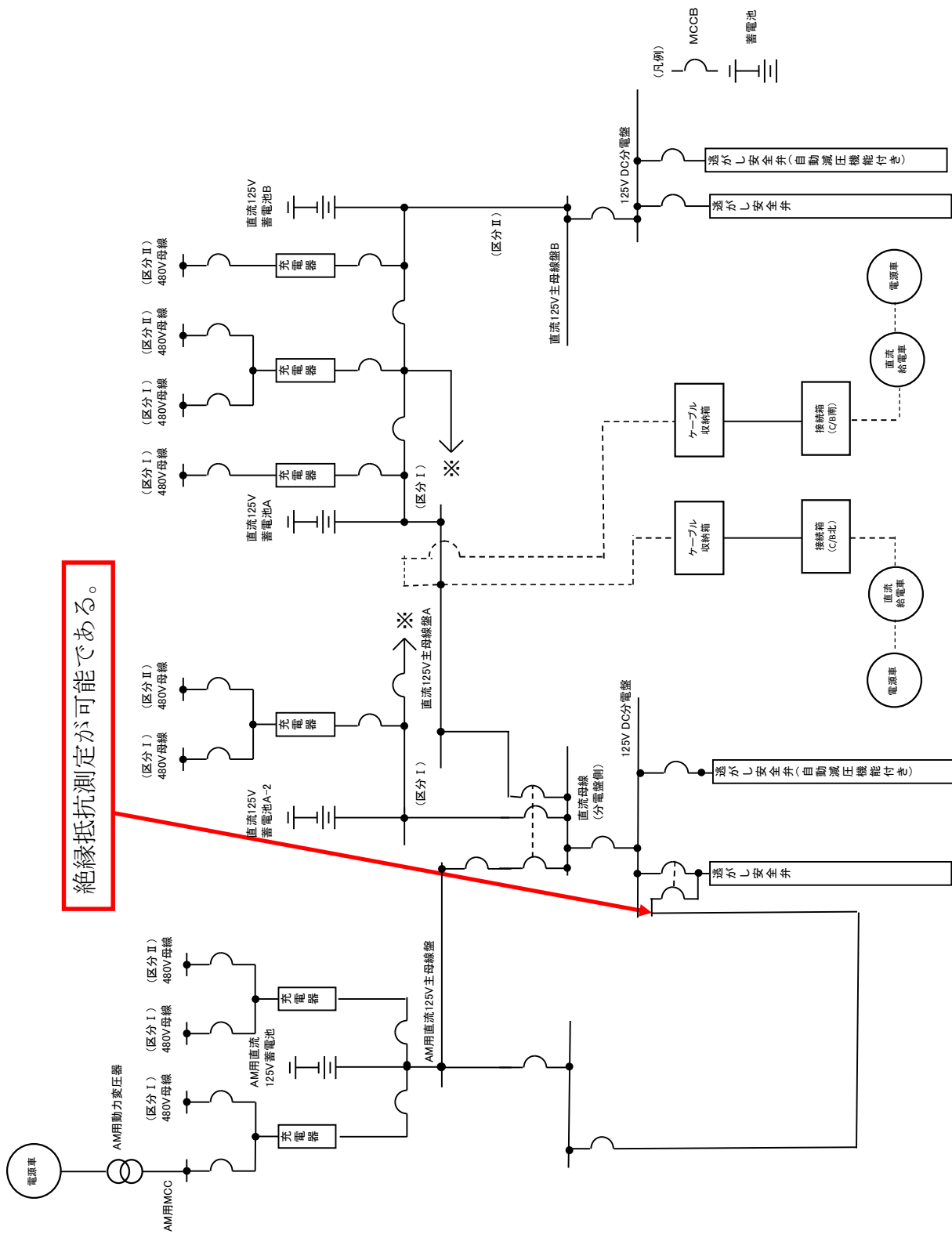
第十二条解釈	要求事項	適合性の整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。
8—1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性及び多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	代替自動減圧機能は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性がある為、停止中（定期検査時）に試験を行う設計とする。
8—2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	代替自動減圧機能は、多重性を有していないため、運転中に試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。また、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8—3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。	停止中（定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	代替自動減圧機能は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有しておらず、設計基準事故対処設備である自動減圧系のような対応はできない。

3. 代替自動減圧機能の試験間隔の検討

代替自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に期待される設備である。代替自動減圧機能に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査毎として評価し、自動減圧系による減圧機能が喪失し、かつ代替自動減圧機能の故障により減圧機能が動作しない状態が発生する頻度*は、又はと十分に低いことを確認しており、定期検査毎の試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

*46-12 参考資料参照

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



絶縁抵抗測定が可能である。

図6 AM用切替装置 (SRV) の試験及び検査 (6号炉)

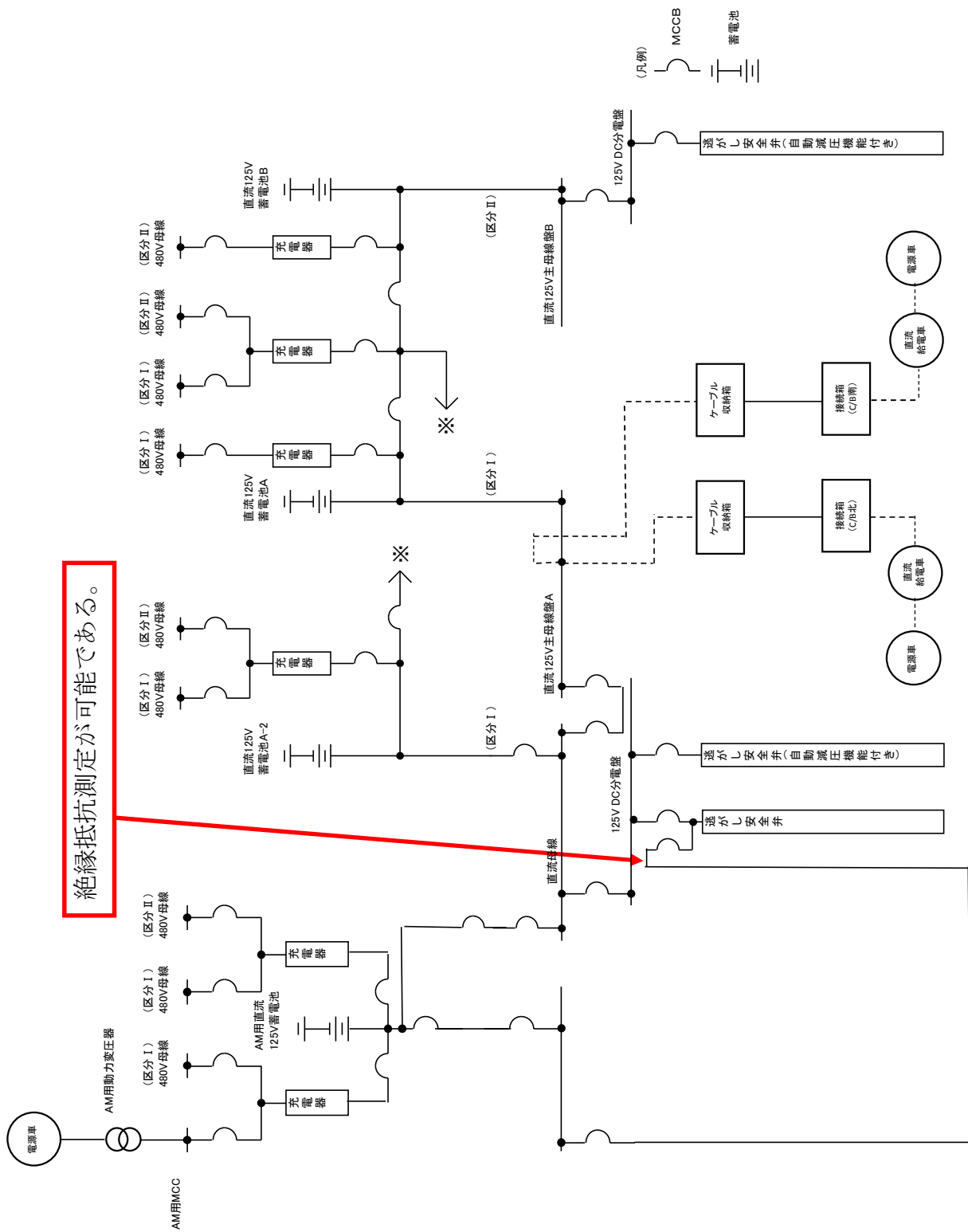


図7 AM用切替装置 (SRV) の試験及び検査 (7号炉)

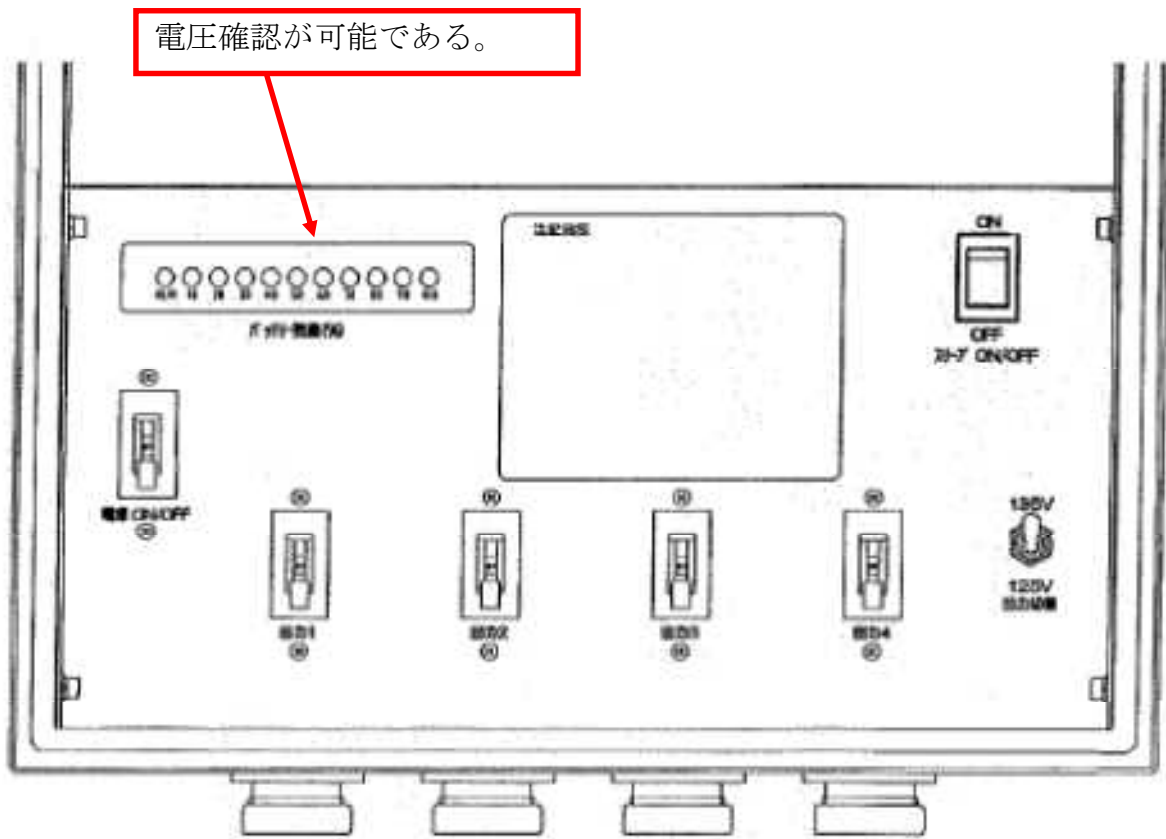
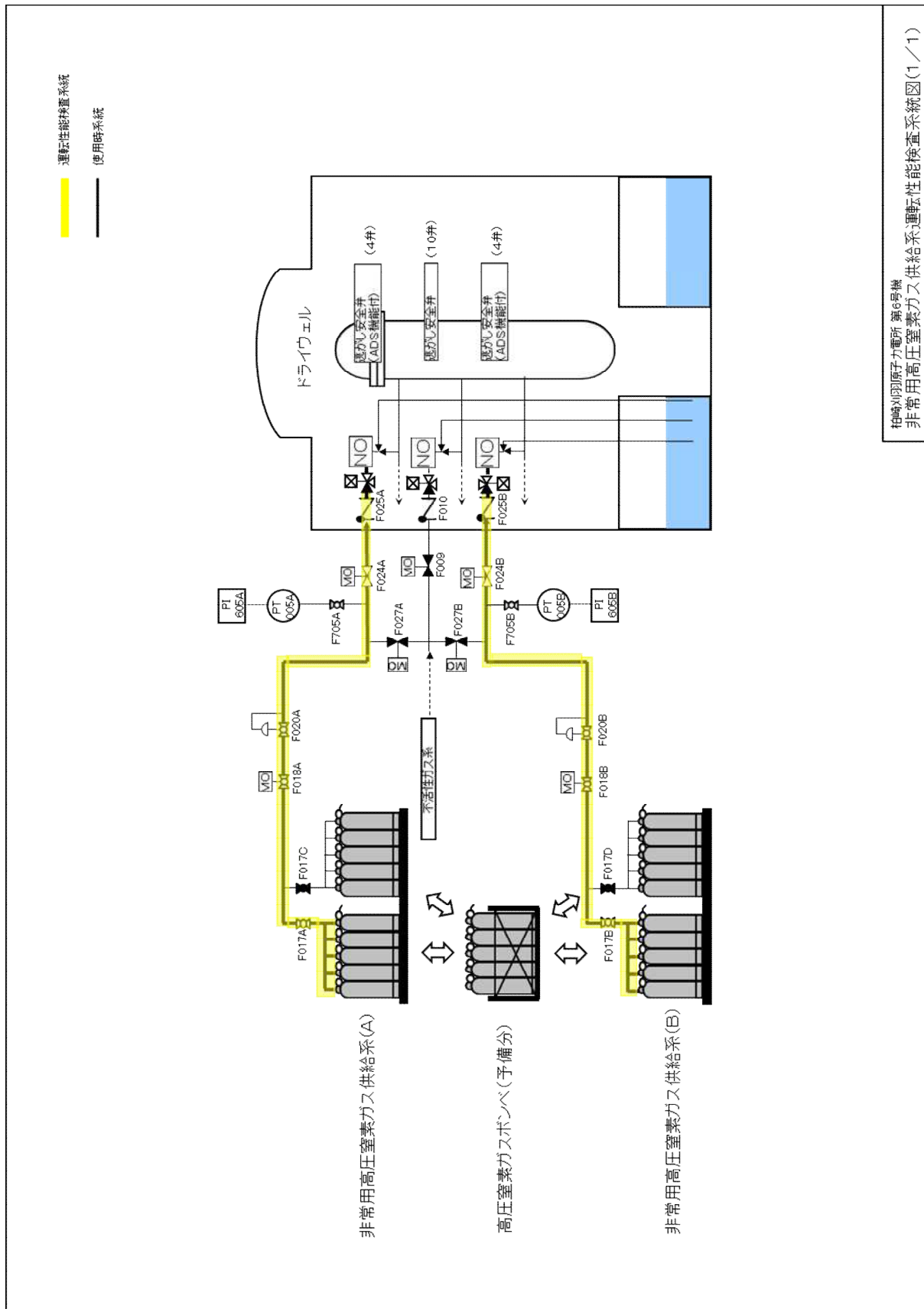
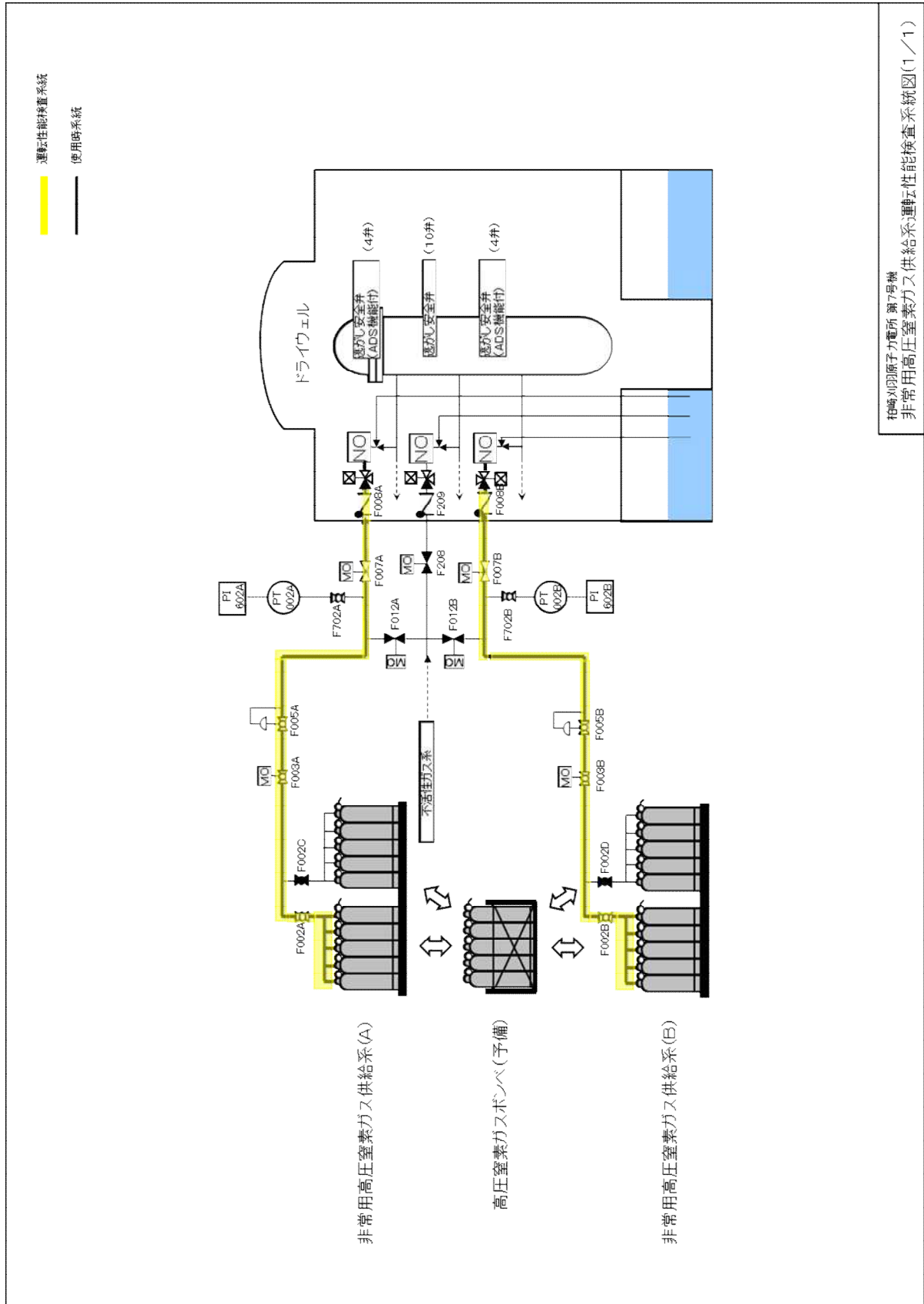


図 8 逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図



柏崎刈羽原子力発電所 第6号炉
非常用高圧窒素ガス供給系運転性能検査系統図(1/1)

図 9 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験及び検査（6号炉）



種崎川原子力発電所 7号炉
非常用高压窒素ガス供給系運転性能検査系統図(1/1)

図 10 高压窒素ガス供給系（非常用）の試験及び検査（7号炉）

46-6
容量設定根拠

・逃がし安全弁

名 称		逃がし安全弁
吹出量	t/h/個	【設定根拠】記載 表1参照

【設 定 根 拠】

逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため、原子炉格納容器内の主蒸気管に取付けられ、サプレッション・チェンバのプール水中に蒸気を放出する。

逃がし安全弁は、平衡型ばね安全弁（アクチュエータ付）で、以下の機能を有する。

・逃がし弁機能

原子炉圧力高の信号により、アクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。

逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量を表1に示す。

表1 逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量

機能	個数 (個)	吹出量 ((t/h)/個)
逃がし 弁機能	1	363
	1	367
	4	370
	4	373
	4	377
	4	380

逃がし安全弁は設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ね備えた設備であり、設計基準事故対処設備としての吹出量は表1の通りであり、本容量は、逃がし安全弁を必要とする事故シーケンスにて、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量と同等であることを確認している。

以上のことから、重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁の吹出量は、設計基準事故対処設備としての吹出量と同仕様とする。

・逃がし安全弁機能用アキュムレータ

名 称		逃がし弁機能用アキュムレータ
容量	L/個	□ 以上(注 1), (15(注 2))
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>逃がし弁機能用アキュムレータは、逃がし安全弁が逃がし弁機能により、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるために必要な駆動用窒素を供給する。</p> <p>1. 容量</p> <p>逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k = \text{一定}$) を仮定し、逃がし安全弁全開時のアキュムレータ圧力がシリンダ圧力に対して臨界圧力以上となるようアキュムレータ容量を決定する。</p> <p>弁作動前のアキュムレータ容積 V_a を V_{a1}、V_{a2} に分割して考える。$(V_{a1}$ は弁作動後もアキュムレータに残る作動ガスの体積、V_{a2} は弁作動後シリンダ側へ移る作動ガスの体積)</p> <p>逃がし弁機能作動前のアキュムレータ圧力を P_{a0}、作動後のアキュムレータ圧力を P_{a1}、シリンダ内圧力を P_c (=駆動シリンダ内必要最低圧力)、逃がし安全弁全開時のシリンダ容量を V_c とすると各値に対して下記関係式が成り立つ。</p> $V_a = V_{a1} + V_{a2}$ $P_{a0} \cdot V_{a1}^k = P_{a1} \cdot V_a^k \quad \therefore V_{a1} = (P_{a1}/P_{a0})^{1/k} \cdot V_a$ $P_{a0} \cdot V_{a2}^k = P_c \cdot V_c^k \quad \therefore V_{a2} = (P_c/P_{a0})^{1/k} \cdot V_c$ <p>上記の式を整理すると下記式となり、この式を用いて逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ容量を算出する。</p> $V_a = \frac{\left(\frac{P_c}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{k}}}{1 - \left(\frac{P_{a1}}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{k}}} \cdot V_c$		

次に、逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、作動後の圧力バランスとして次の式を考慮する。

$$P_{a1} = \frac{P_c}{0.523} \quad (0.523 : \text{臨界圧力比} = \left(\frac{2}{K+1}\right)^{\frac{K}{K-1}})$$

V_a : アキュムレータ容量 (ℓ)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) =

K : 断熱指数 = 1.433

(保守的に 0°C, 1.5MPa を考慮)

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

=

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs])

= 1.231

P_{a1} : 逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力 (MPa[abs])

=

上記から、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{\frac{\text{}}{(1.231)}^{1/1.433}}{1 - \frac{\text{}}{(1.231)}^{1/1.433}} \times 10 = \text{} = \text{} \ell$$

上記から、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量 (要求値) は ℓ/個以上とし、公称値は、要求値を上回るものとして 15ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力

逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

3. 最高使用温度

逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて 171°C とする。

・自動減圧機能用アキュムレータ

名 称		自動減圧機能用アキュムレータ
容量	L/個	<input style="width: 30px;" type="text"/> 以上(注 1), (200(注 2))
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す

【設 定 根 拠】

自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉水位低とドライウェル圧力高の両方の信号により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放するために必要な、駆動用窒素を供給する。18 個の逃がし安全弁のうち 8 個に自動減圧機能を持たせるため、自動減圧機能用アキュムレータも 8 個設置する。

1. 容量

自動減圧機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k = \text{一定}$) を仮定し、下記のようにアキュムレータ容量を決定する。

弁作動後のアキュムレータ圧力とシリンダ圧力はバランスが取れて等しいとする。

$$P_{a0} \cdot V_a^k = P_c \cdot (V_a + V_c)^k$$

上記の式から、必要アキュムレータ容量の算出式が求まる。

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

V_a : アキュムレータ容量 (ℓ)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) =

K : 断熱指数 = 1.433
(保守的に 0℃, 1.5MPa を考慮)

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

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) = 1.231

上記の式及び値により逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{10}{\frac{1}{(1.231)^{1.433}} - 1} \cdot \text{} = \text{} \text{ L}$$

上記から、自動減圧機能用アキュムレータの容量（要求値）は□□ℓ/個以上とし、公称値は要求値を上回るものとして200ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

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

3. 最高使用温度の設定根拠

自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて171℃とする。

・代替自動減圧機能

名 称	原子炉水位低 (レベル1)
保護目的 / 機能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損 (炉心の著しい損傷後に発生するものに限る。) を防止するため、原子炉水位低 (レベル1) 及び残留熱除去系ポンプ運転状態で逃がし安全弁を作動させる。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 936 cm以上

【設定根拠】

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低 (レベル1) を設定する。

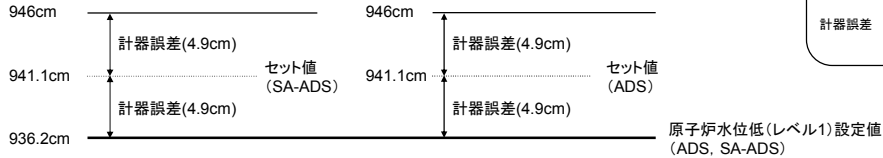
注記* : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1,224 cm下

<補足>

- ・炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように有効燃料棒上端より高い設定として、原子炉水位低 (レベル1) とする。
- ・逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系による注水が必要であることを考慮して、残留熱除去系が自動起動する原子炉水位低 (レベル1) の設定とする。

<参考>

【6号炉】



ADS : 自動減圧系
SA-ADS : 代替自動減圧機能
セット値 : 実機の計装設備にセットする値
計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

【7号炉】

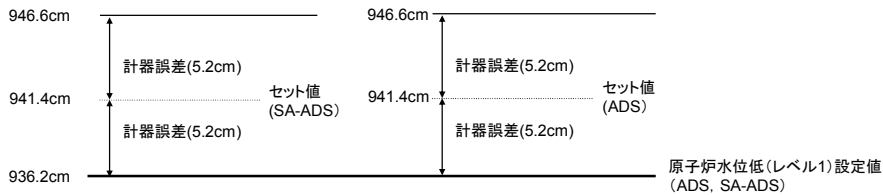


図1 原子炉水位低 (レベル1) 設定値の概要図

・逃がし安全弁用可搬型蓄電池

名 称		逃がし安全弁用可搬型蓄電池
個 数	個	2 (予備 1)
容 量	Wh/個	2072
<p>【設定根拠】 常設直流電源が喪失した場合、逃がし安全弁（2 個）の駆動が可能ないように逃がし安全弁用可搬型蓄電池を設置する。</p> <p>1. 容量 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、逃がし安全弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。 逃がし安全弁を動作させるために必要な容量は、直流電源設備に要求している 24 時間の容量とし以下のとおり。</p> $C = \frac{P_1 \times 2 \times t}{\eta} + P_2$ <p>ここで C :24時間での必要容量[Wh] P₁: 逃がし安全弁用電磁弁(1個)の消費電力[Wh] = 30 P₂: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池内部消費電力[Wh] = 45 t : 逃がし安全弁用電磁弁への給電時間[h] = 24 η : DC/DCコンバータ変換効率 = 0.8</p> $C = \frac{30 \times 2 \times 24}{0.8} + 45$ $= 1845Wh$ <p>以上より、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、1845Wh に対し十分な余裕を有する 2072Wh とする。</p>		

・ 高圧窒素ガスボンベ

名 称		高圧窒素ガスボンベ
容量	L/本	約 47
最高使用圧力	MPa	約 15 ^{注1}

【設 定 根 拠】

高圧窒素ガスボンベは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

高圧窒素ガスボンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

1. 容量

高圧窒素ガスボンベの容量は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を7日間、開保持するために必要な窒素ガス量を確保している。確保量の根拠は以下のとおり。

1.1 窒素ガス消費量

(1) 高圧窒素ガス供給系を重大事故等の供給圧力まで加圧するための消費量

$$\begin{aligned}
 S_1 &= (V_p [\ell] \times P_p [\text{MPa}] / P_N [\text{MPa}] \times T_N [\text{K}] / T_p [\text{K}]) \\
 &\quad - (V_p [\ell] \times P_L [\text{MPa}] / P_N [\text{MPa}] \times T_N [\text{K}] / T_p [\text{K}]) \\
 &= \boxed{} [\text{MPa}] - \boxed{} [\text{MPa}] \times \boxed{} [\ell] / 0.1013 [\text{MPa}] \times 273 [\text{K}] / 273 [\text{K}] \\
 &= \boxed{} [\text{N}\ell]
 \end{aligned}$$

ここで、

S_1 : システムを加圧するのに 必要なガス量 $[\text{N}\ell]$

V_p : 窒素ガス供給ライン 容積 = $\boxed{} [\ell]$

(配管容積は保守的に 50ASch40の配管 $\boxed{}$ m分と仮定。

加えてADSアキュムレータ 200l×4)

P_p : 窒素ガス供給ライン 設定最大圧力 = $\boxed{} [\text{MPa}]$

P_L : アキュムレータ機能 喪失時の圧力 = $\boxed{} [\text{MPa}]$

注1 最高充填圧力を示す。

T_p : 窒素ガス供給ライン 温度 = 273[K](保守的に 0°Cとする)

P_N : 大気圧 = 0.1013[MPa]

T_N : 標準状態の温度 = 273[K]

(2) 高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4弁を開動作するための消費量

$$S_2 = V_s[\ell] \times N[\text{個}] \times P_p[\text{MPa}] / P_N[\text{MPa}] \times T_N[\text{K}] / T_p[\text{K}]$$

$$= \boxed{}[\ell] \times 4[\text{個}] \times \boxed{}[\text{MPa}] / 0.1013[\text{MPa}] \times 273[\text{K}] / 273[\text{K}]$$

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

ここで、

S_2 : 開動作に必要な消費量[Nℓ]

V_s : SRVシリンダー容量 = $\boxed{}$ [ℓ]

N : 減圧機能維持のために必要な弁の台数 = 4[個]

P_p : 窒素ガス供給ライン 設定最大圧力 = $\boxed{}$ [MPa]

T_p : 窒素ガス供給ライン 温度 = 273[K](保守的に 0°Cとする)

P_N : 大気圧 = 0.1013[MPa]

T_N : 標準状態の温度 = 273[K]

(3) 高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4弁を7日間開保持するための消費量

$$S_3 = \lambda[\text{N}\ell / \text{min} / \text{個}] \times N[\text{個}] \times D[\text{day}] \times 24[\text{hr} / \text{day}] \times 60[\text{min} / \text{hr}]$$

$$= \boxed{}[\text{N}\ell / \text{min} / \text{個}] \times 4[\text{個}] \times 7[\text{day}] \times 24[\text{hr} / \text{day}] \times 60[\text{min} / \text{hr}]$$

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

ここで、

S_3 : 開保持するために必要な系統漏えい量 [Nℓ]

λ : 逃がし安全弁1個あたりの系統漏えい量 = $\boxed{}[\text{N}\ell / \text{min} / \text{個}]$

N : 減圧機能維持のために必要な弁の台数 = 4[個]

D : 開保持期間（7日間） = 7[day]

以上より、SRV 4弁を全て7日間、開維持できるガス容量は

高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列を
重大事故等の供給圧力まで加圧するための消費量 : $\boxed{}[\text{NL}]$

高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4
弁を開動作するための消費量 : $\boxed{}[\text{NL}]$

高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4
弁を7日間開保持するための消費量 : $\boxed{}[\text{NL}]$

合計 : $\boxed{}[\text{NL}]$

なお、7日間の減圧機能維持に必要なSRV台数は2台であるが、保守的に4台開保持を考慮している。

1.2 高圧窒素ガスポンベ) による供給量

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

ここで

S_b : ポンベによる供給量[NL]

P_1 : ポンベ初期充填圧力 = \square [MPa(absolute)]

P_2 : ポンベ交換圧力 = \square [MPa(absolute)]

P_N : 大気圧 = 0.1013 [MPa(absolute)]

V_b : ポンベ容量 = 46.7[L/本]

M : 必要ポンベ本数[本]

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

$$S_b > \square$$

上記の関係式より

$$\square \times M > \square$$

$$M > \square$$

よって、必要ポンベ本数は、1基当たり5本(約47L/本)/セットとする。

高圧窒素ガスポンベは、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であるため、保有数は1基当たり1セットに、6号及び7号炉それぞれで故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップ5本以上を加え、保守的に25本(予備20本)を保有する。

2. 最高使用圧力

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

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

名 称		高圧窒素ガス供給系（非常用）
供給圧力	MPa	□以上
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）は、常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）は、格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響を受け、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）エアシリンダで発生する作動力が減少するため、背圧対策として、格納容器圧力が設計圧力の2倍（2Pd）となった場合においても逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を問題なく動作させることを考慮し、供給圧力を「□MPa以上」とする。</p> <p>1. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開動作条件 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開条件は次式で表される。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{(F_{S1} + F_{S3})}{n} + F_F \quad \dots \textcircled{1}$ <p>ここに、</p> <p>F_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力によるピストン押し上げ力 $F_N = P_N \times S_2$ P_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力 S_2：ピストン受圧面積[mm²] F_R：原子炉圧力による弁体の揚力 $F_R = \square$ [N] ※安全側の仮定として原子炉圧力として大気圧を用いている。 n：レバー比 $n = \square$ F_{S2}：シリンダスプリング荷重 $F_{S2} = \square$ [N] F_V：可動部重力 $F_V = \square$ [N] F_P：格納容器圧力によるピストン押し下げ力 $F_P = P_p \times S_2$ P_p：格納容器圧力（2Pd= 0.620 [MPa]を想定する） F_{S1}：弁本体のスプリング荷重 $F_{S1} = \square$ [N] F_{S3}：弁体付きベローズ荷重 $F_{S3} = \square$ [N]</p>		

F_F : ピストンリング摩擦力
 $F_F = \square$ [N]

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square$ [MPa] のとき、①式の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開条件が成立する。

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

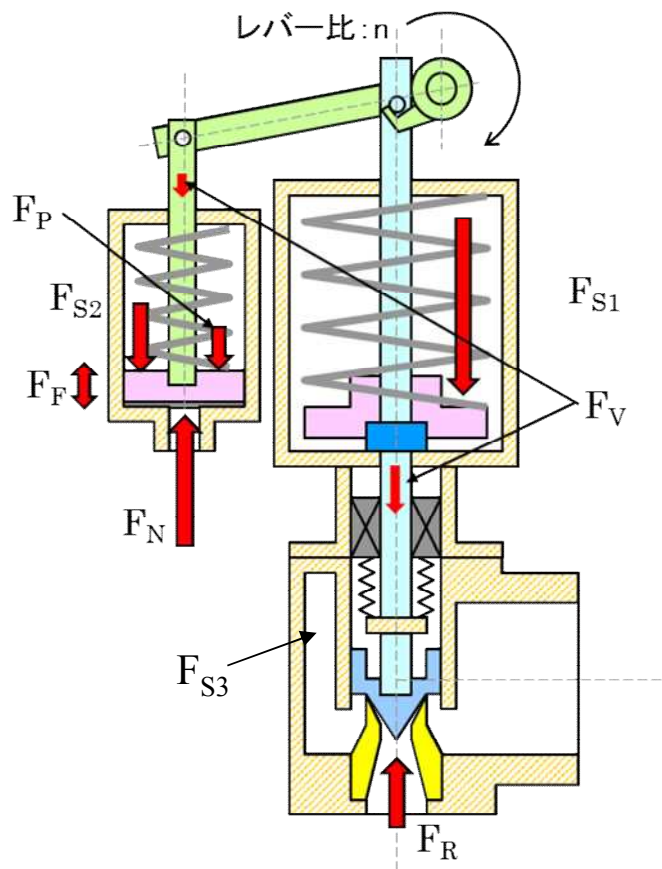


図 2 逃がし安全弁 機構概要図

46-7
接続図

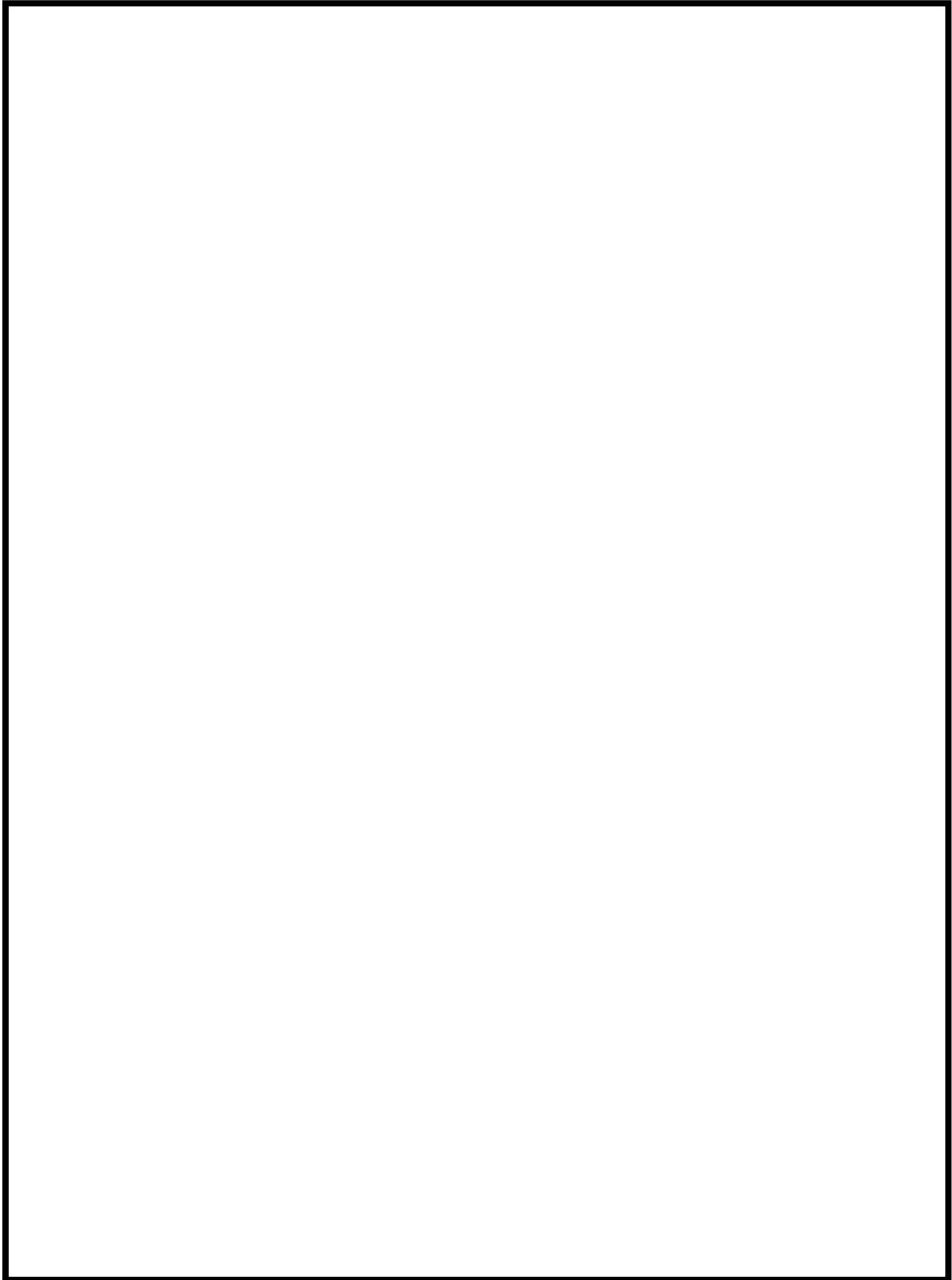


図1 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続部詳細図 (6号炉)

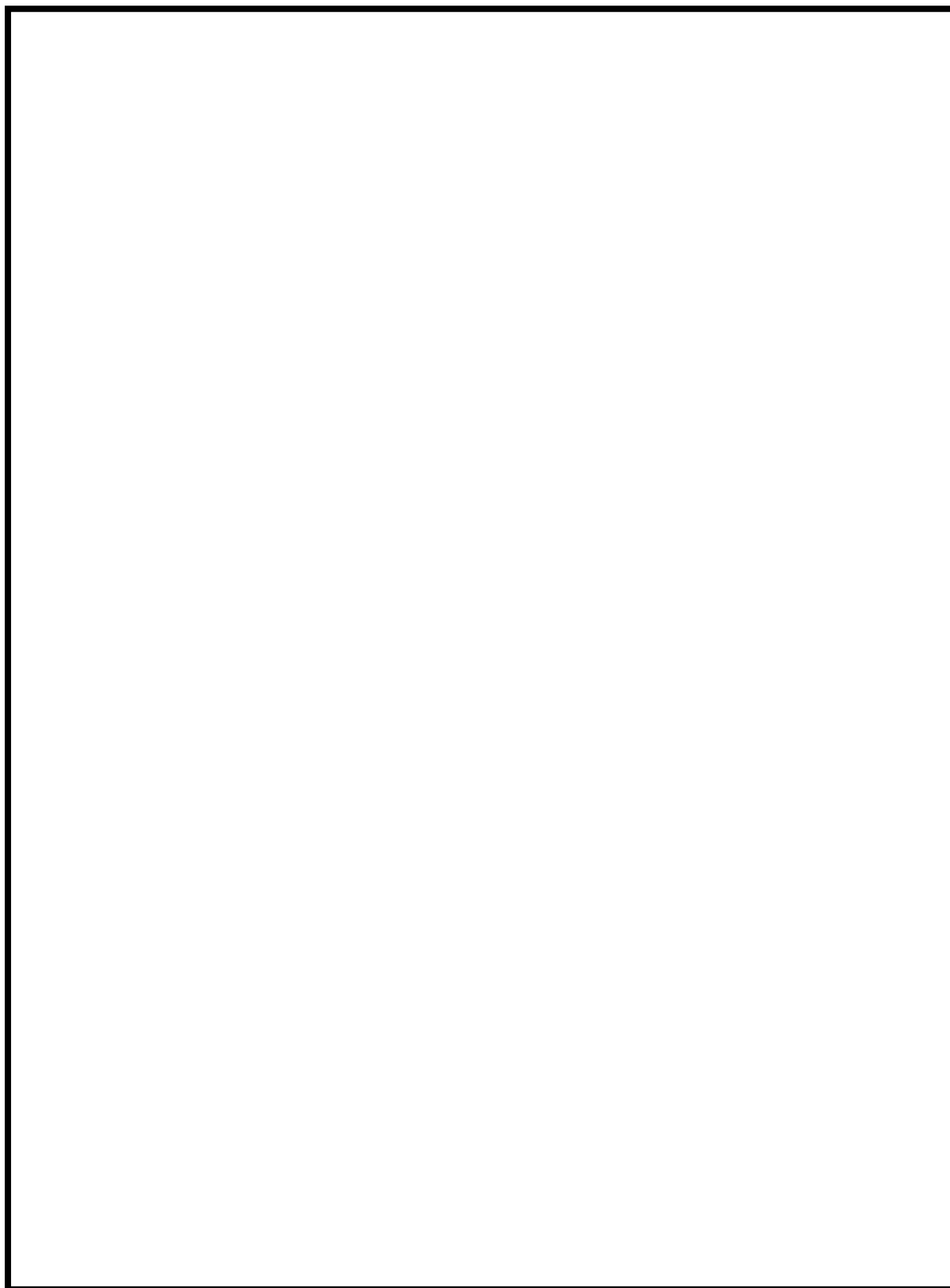


図 2 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続部詳細図 (7 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

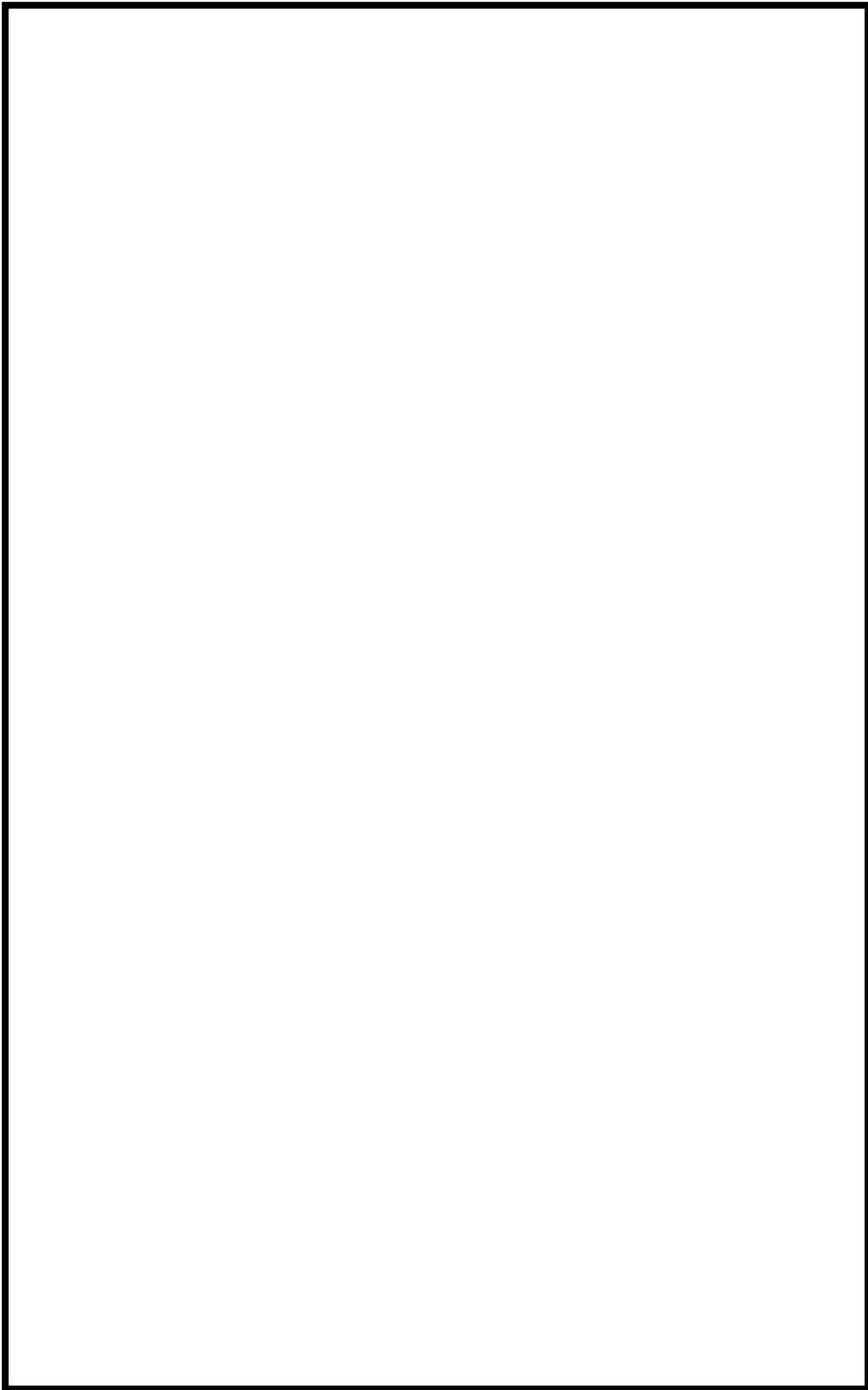


図 3 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（高圧窒素ガスポンプ）
の接続部詳細図

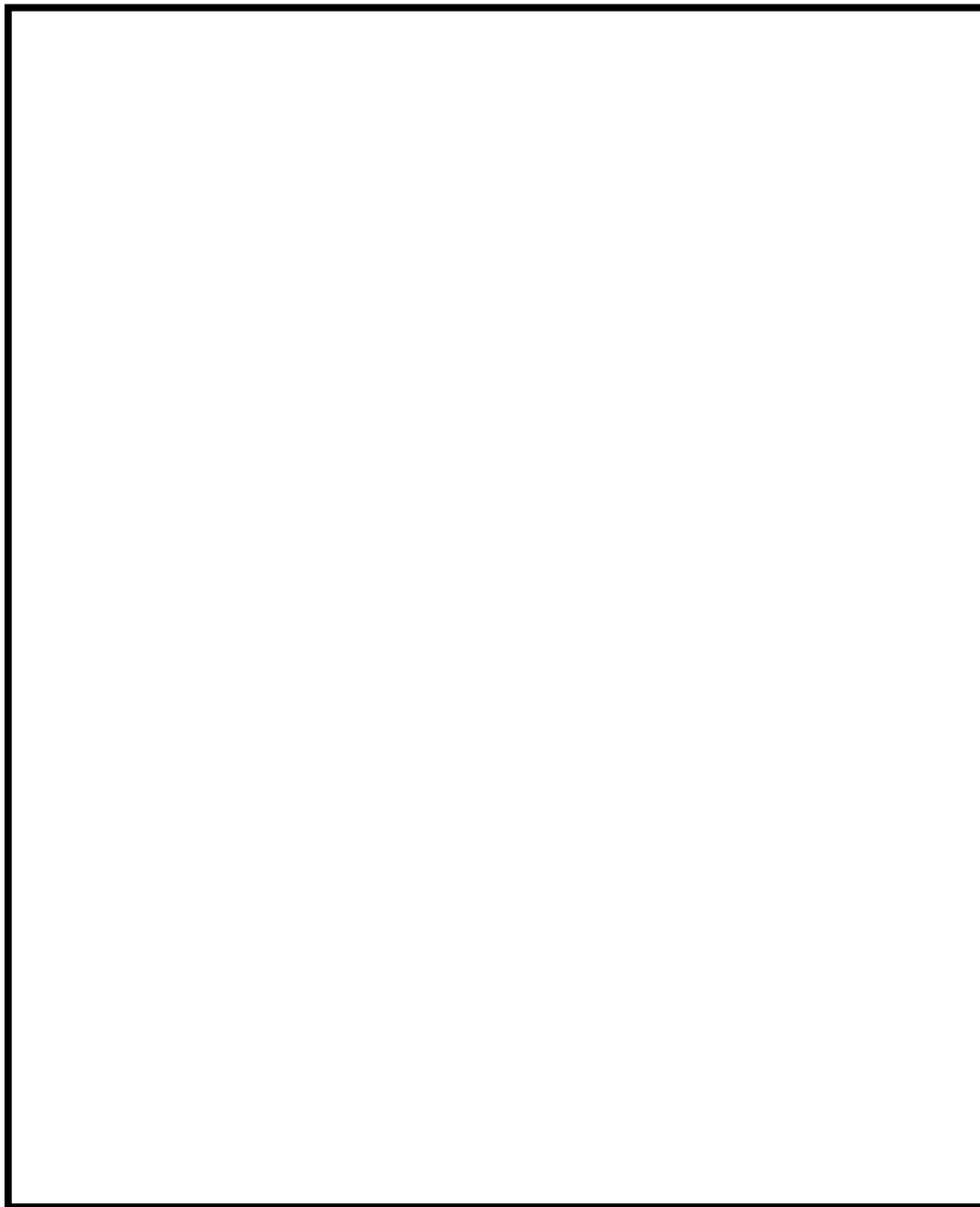


図 4 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（高圧窒素ガスボンベ）
の接続部詳細図

46-8
保管場所図

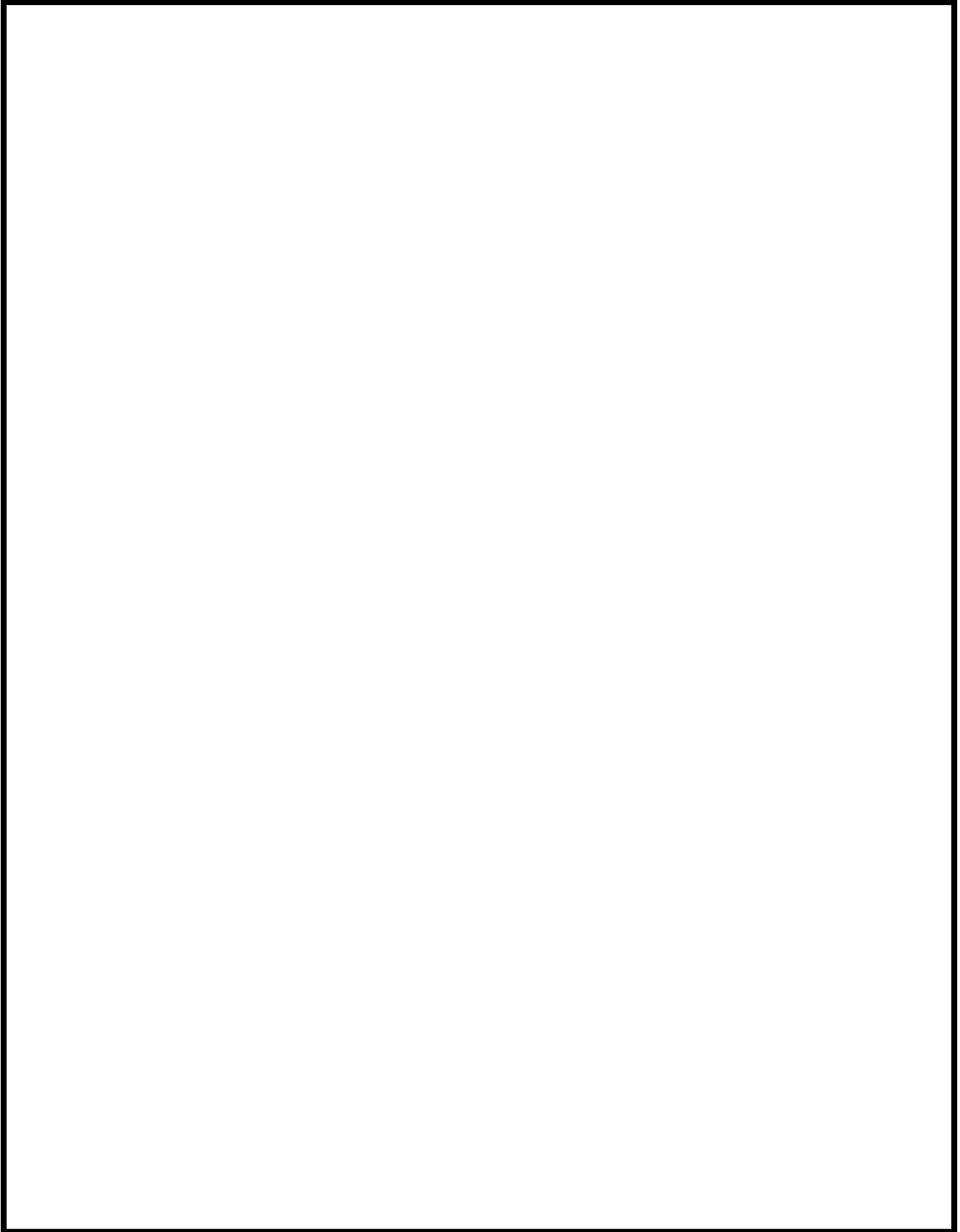


図1 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

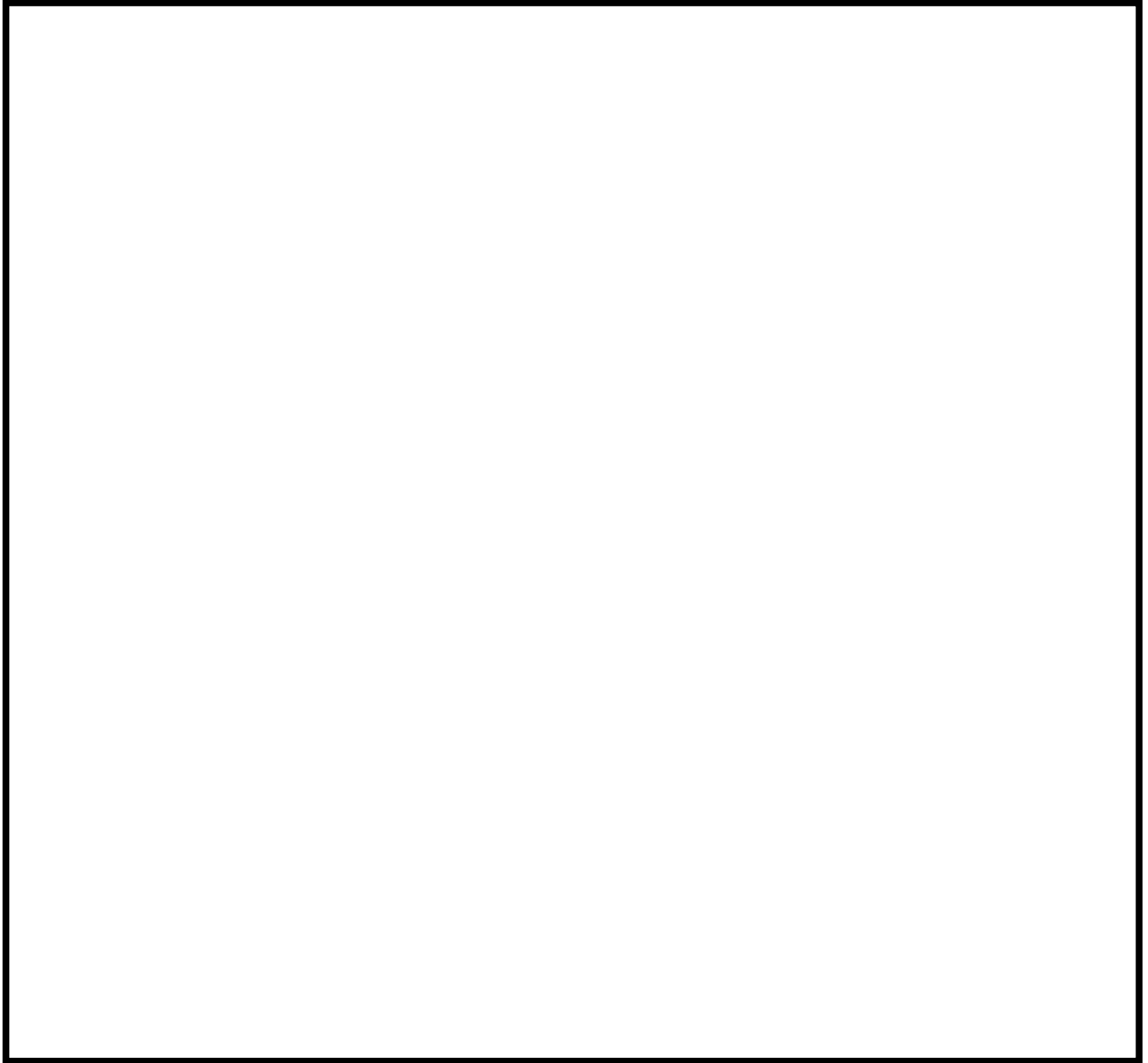


図 2 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

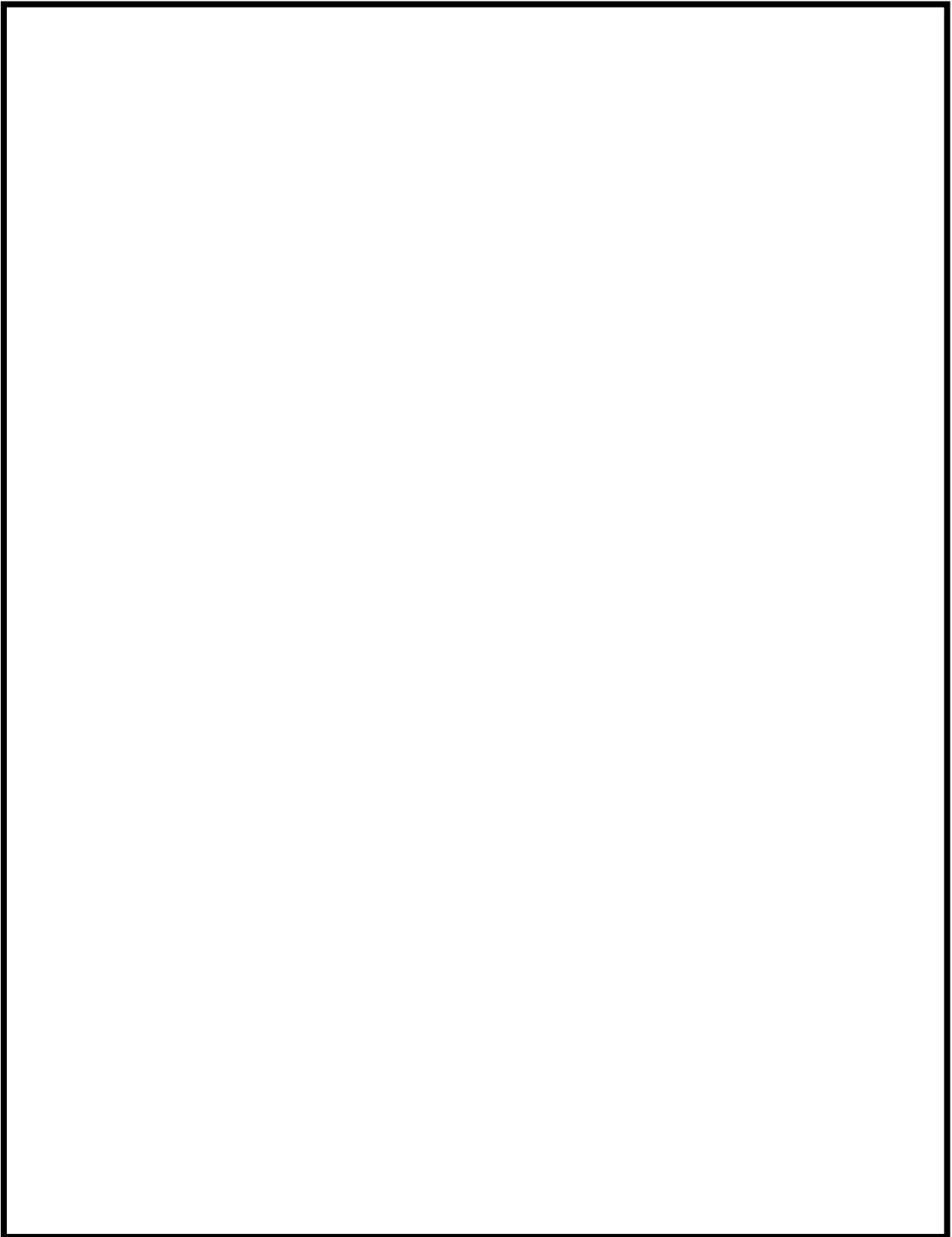


図 3 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

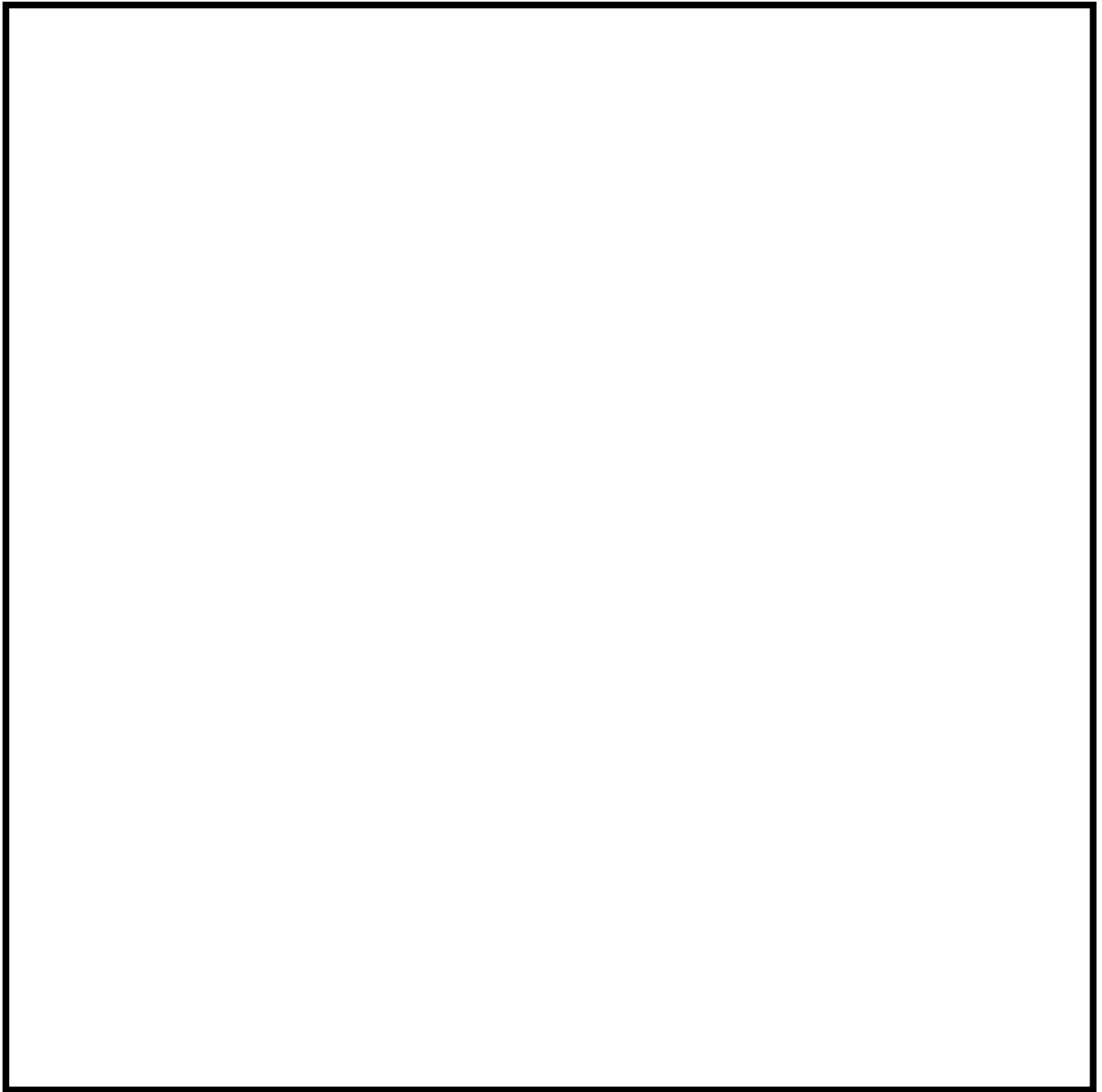


図 4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

46-9
アクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋

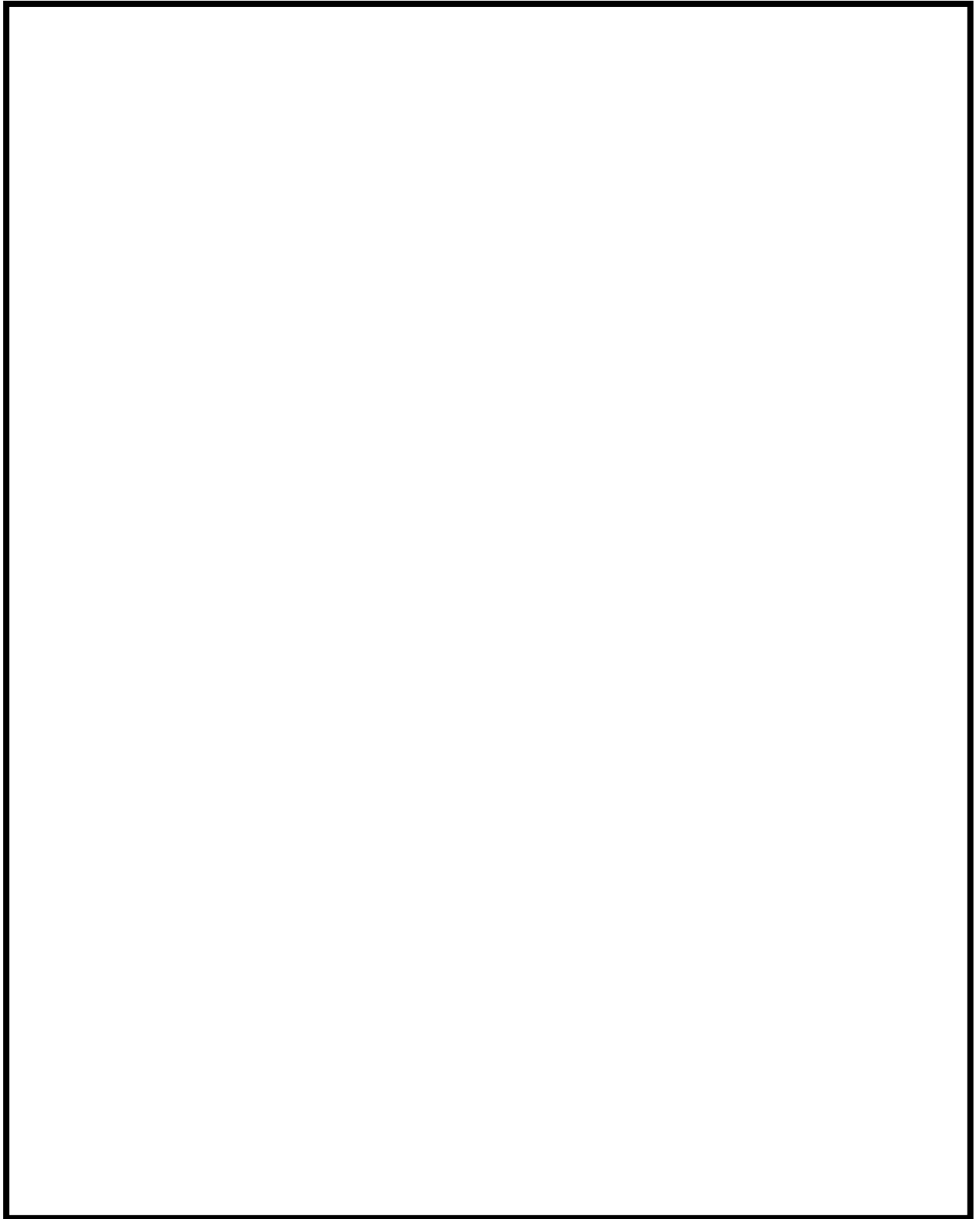


図1 屋内アクセスルート ルート図 (1/6)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

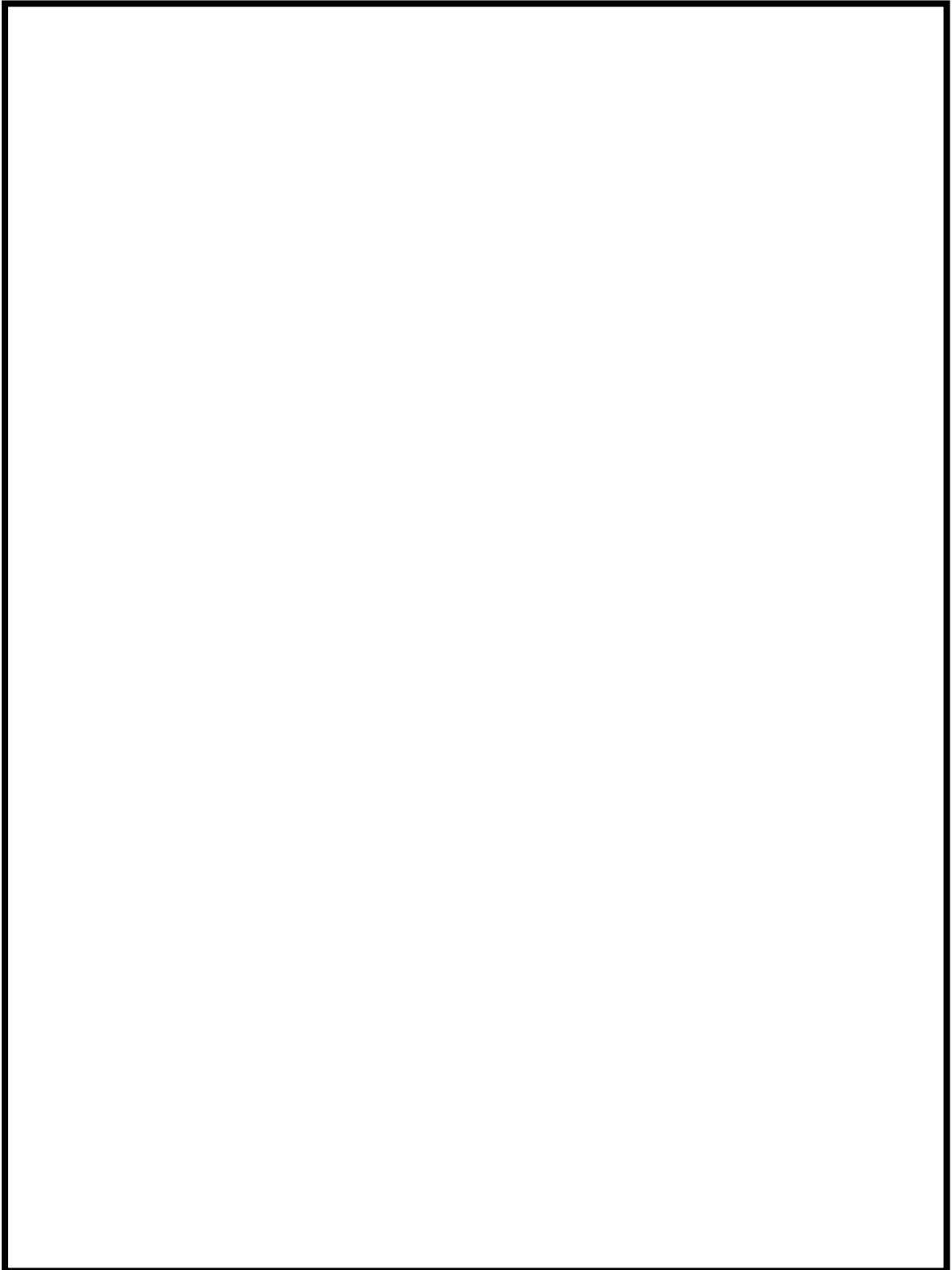


図2 屋内アクセスルート ルート図 (2/6)

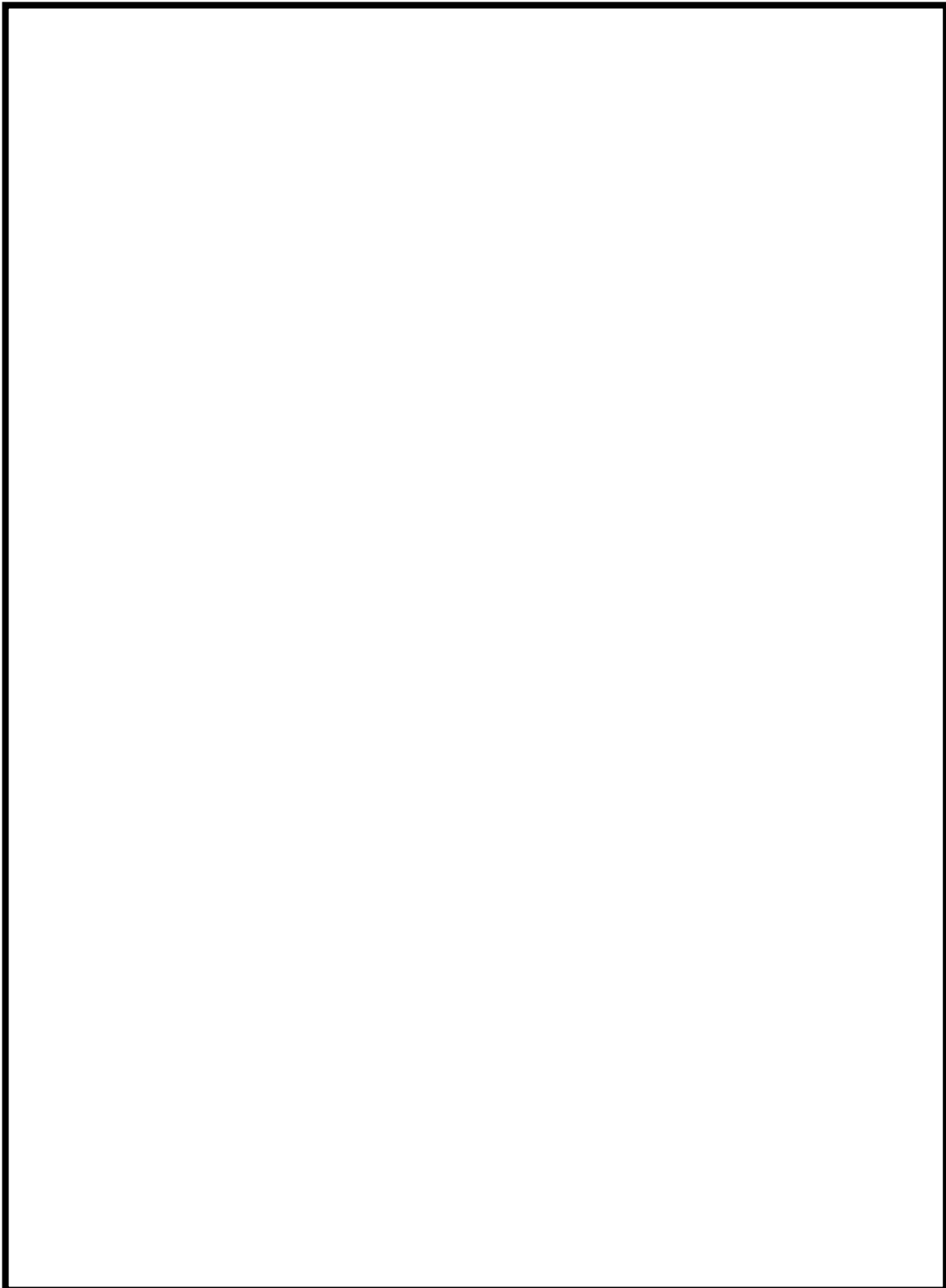


図 3 屋内アクセスルート ルート図 (3/6)

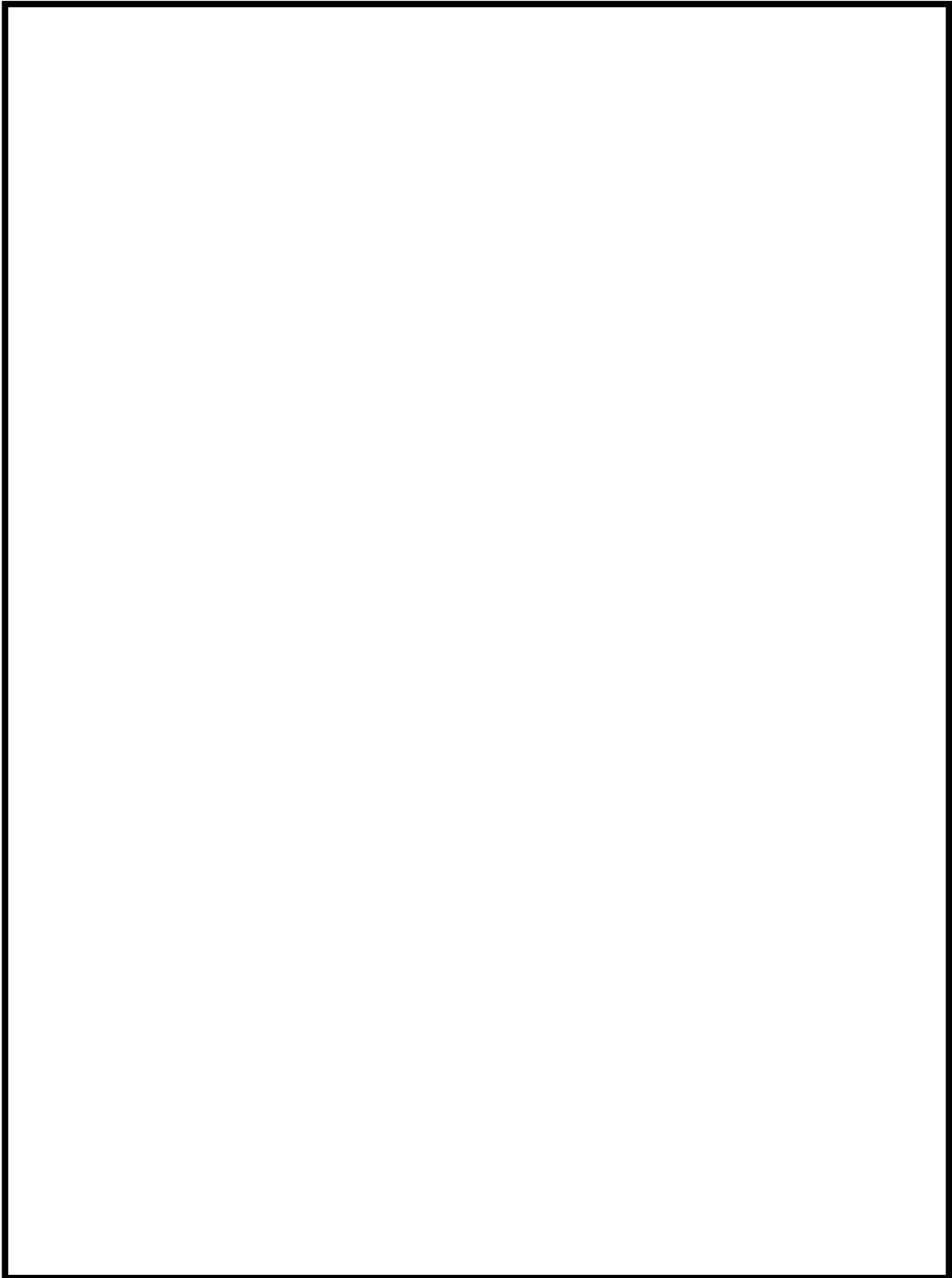


図4 屋内アクセスルート ルート図 (4/6)

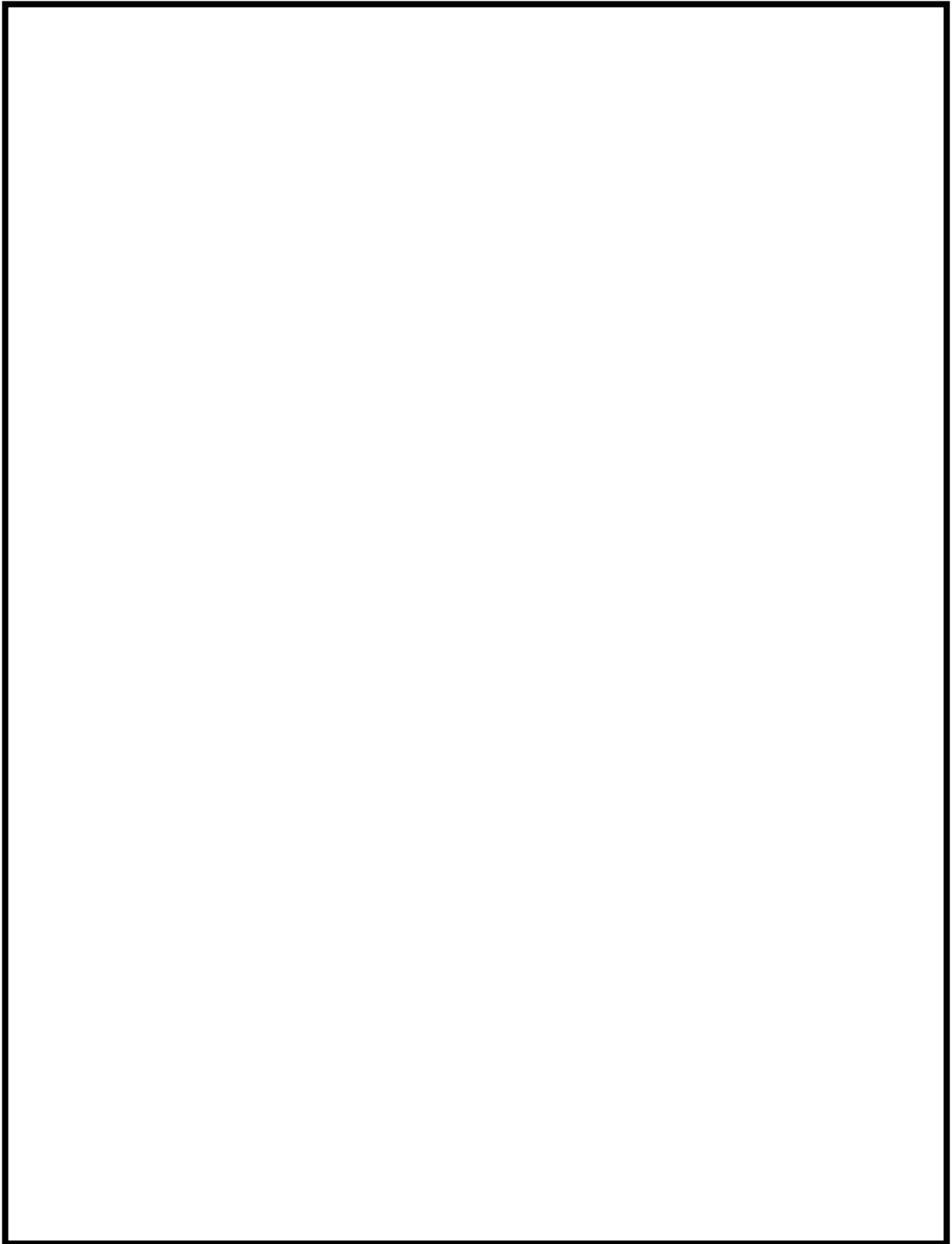


図 5 屋内アクセスルート ルート図 (5/6)

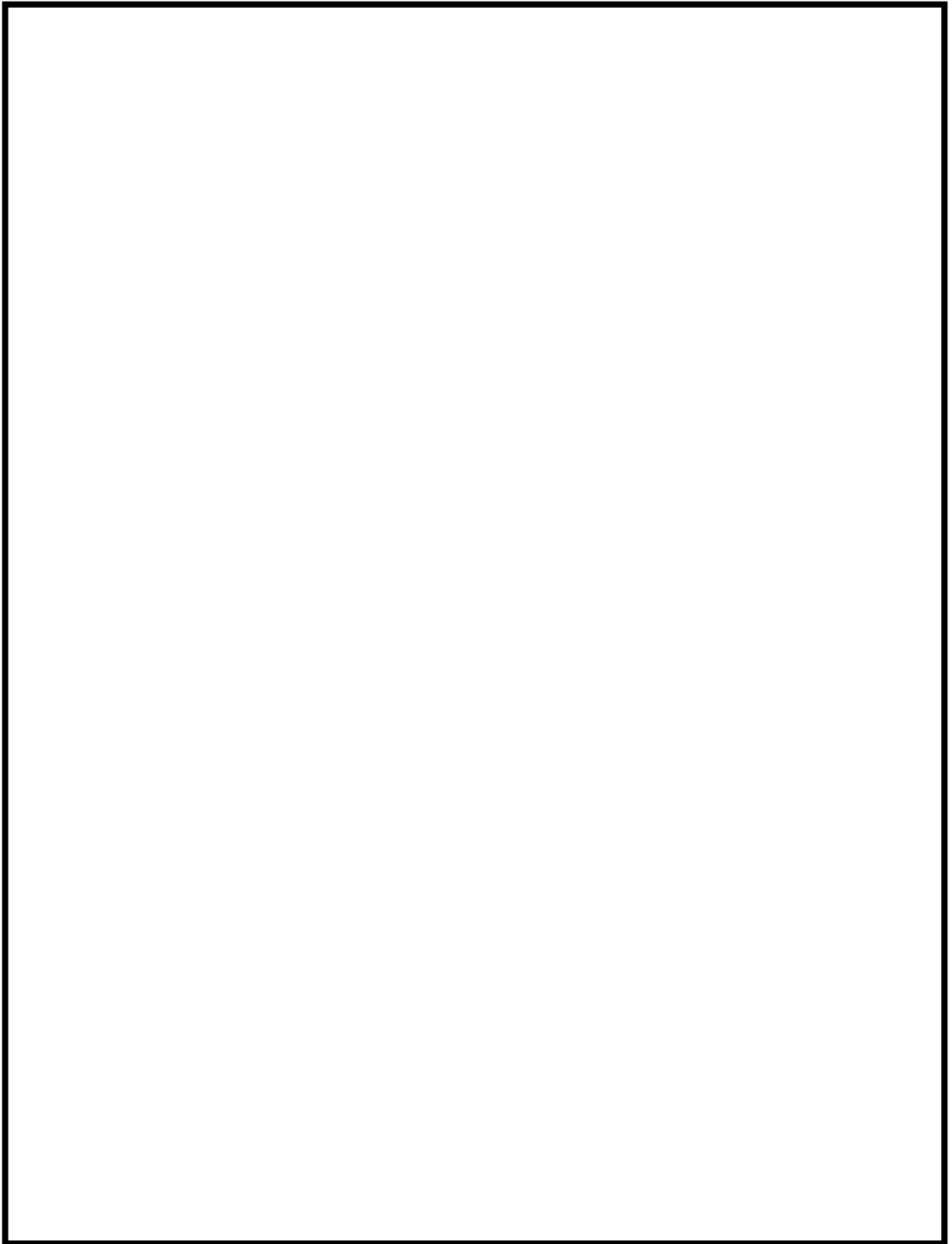


図 6 屋内アクセスルート ルート図 (6/6)

46-10
その他設備

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

(1) タービンバイパス弁，タービン制御系

主蒸気隔離弁が全開状態であり，かつ常用電源が健全で，復水器真空が維持できている場合に，タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

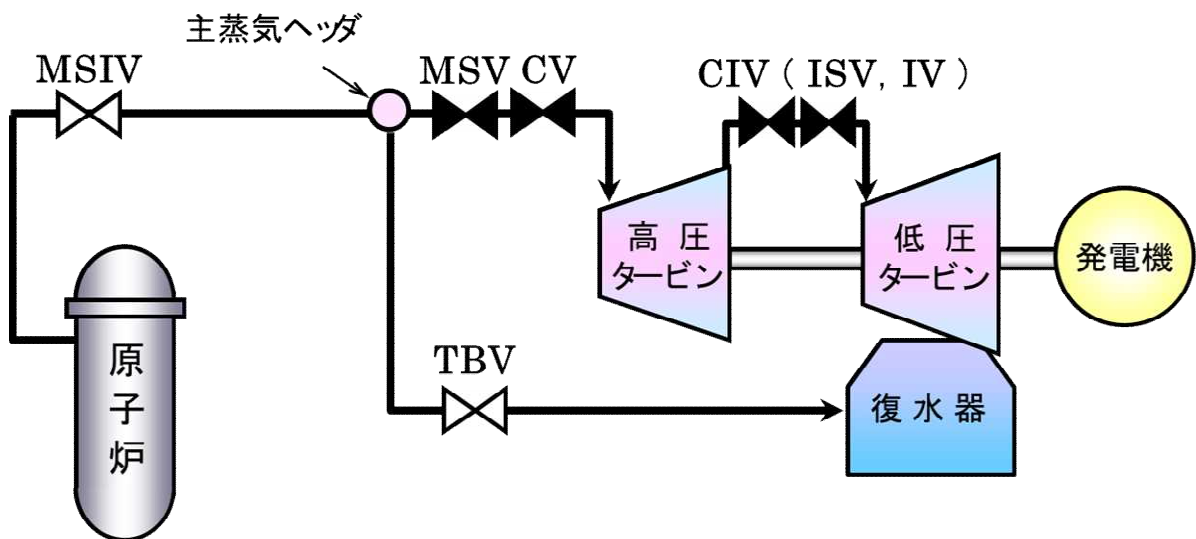


図1 タービン制御系 概要図

(2) 直流給電車

直流給電車は，可搬型代替交流電源設備（電源車）の交流電源を整流することにより，直流電源を供給することができ，直流 125V 主母線に接続することで，逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

単線結線図について，補足説明資料 46-2-2, 3 に示す。

(3) 代替逃がし安全弁駆動装置

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

本系統は，高圧窒素ガスポンベ，減圧弁等により構成する。また，高圧窒素ガスは，逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの4個（6号炉においてB21-F001D, E, K, U，7号炉においてB21-F001D, E, K, U）へ供給される。

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

本系統は，電磁弁操作を必要とせず，高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合に，

自動減圧機能なしの4個（6号炉においてB21-F001D, E, K, U, 7号炉においてB21-F001D, E, K, U）へ，高圧窒素ガスポンベの窒素ガスを減圧し，供給を行う。また，設置する設備はすべて現場手動操作を行うものとし，電源に依存しないものとする。

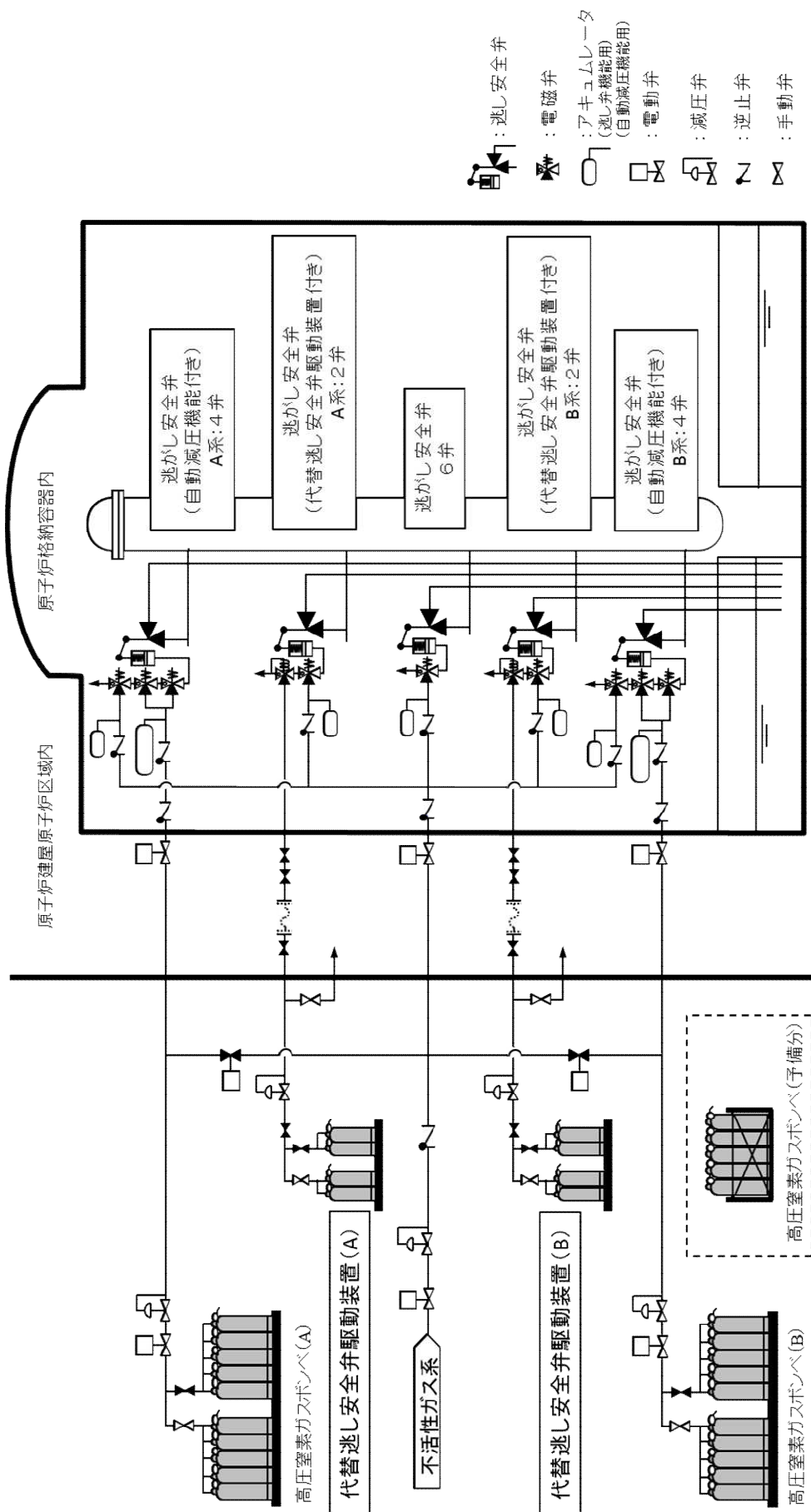


図3 高圧窒素ガス供給系 概略系統図

(参考)

逃がし安全弁の機能

逃がし安全弁は、以下3つの機能を有する。

a. 逃がし弁機能

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

b. 安全弁機能

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

c. 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位低とドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放し、LOCA時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。18個の逃がし安全弁のうち、8個がこの機能を有している。

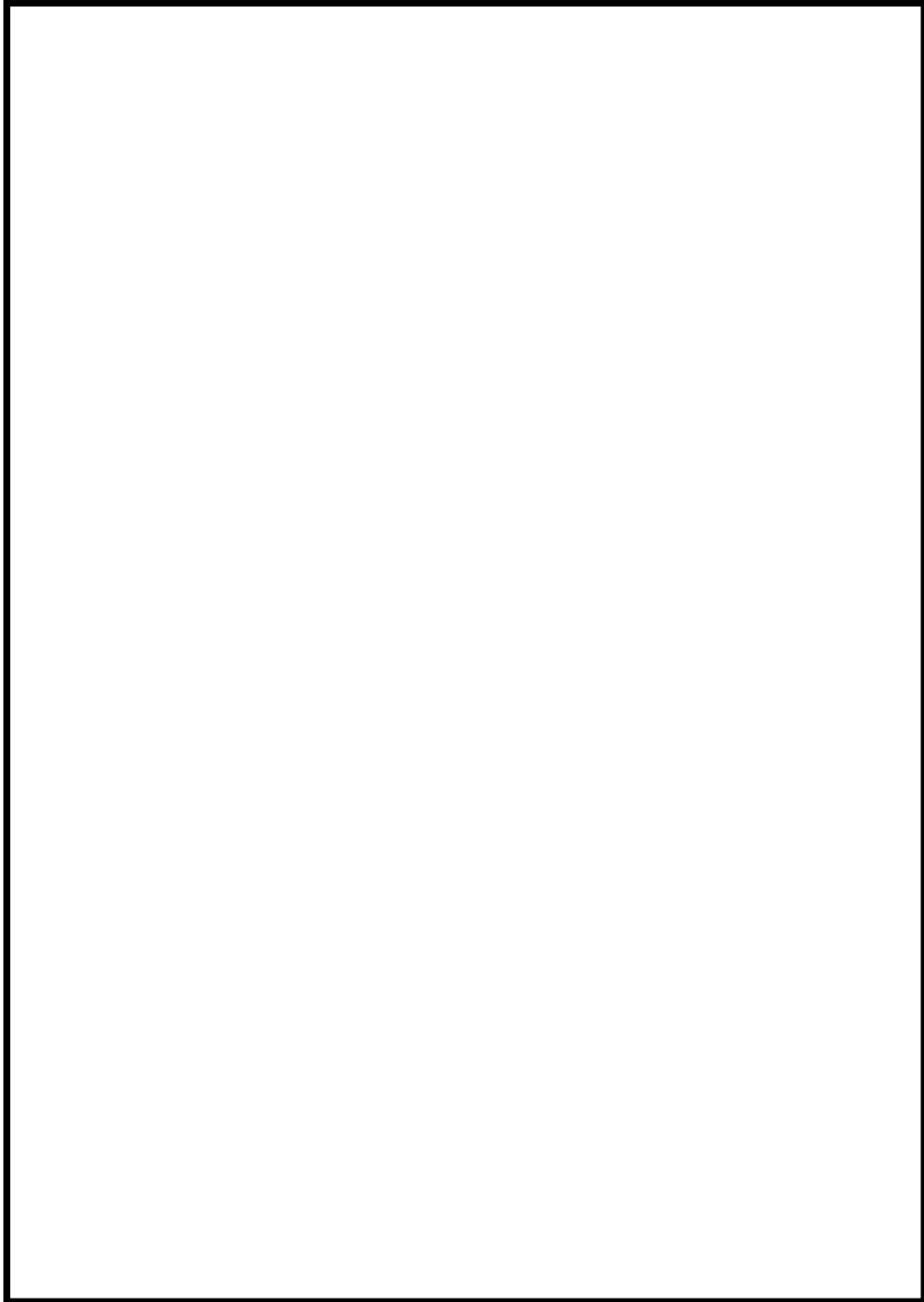
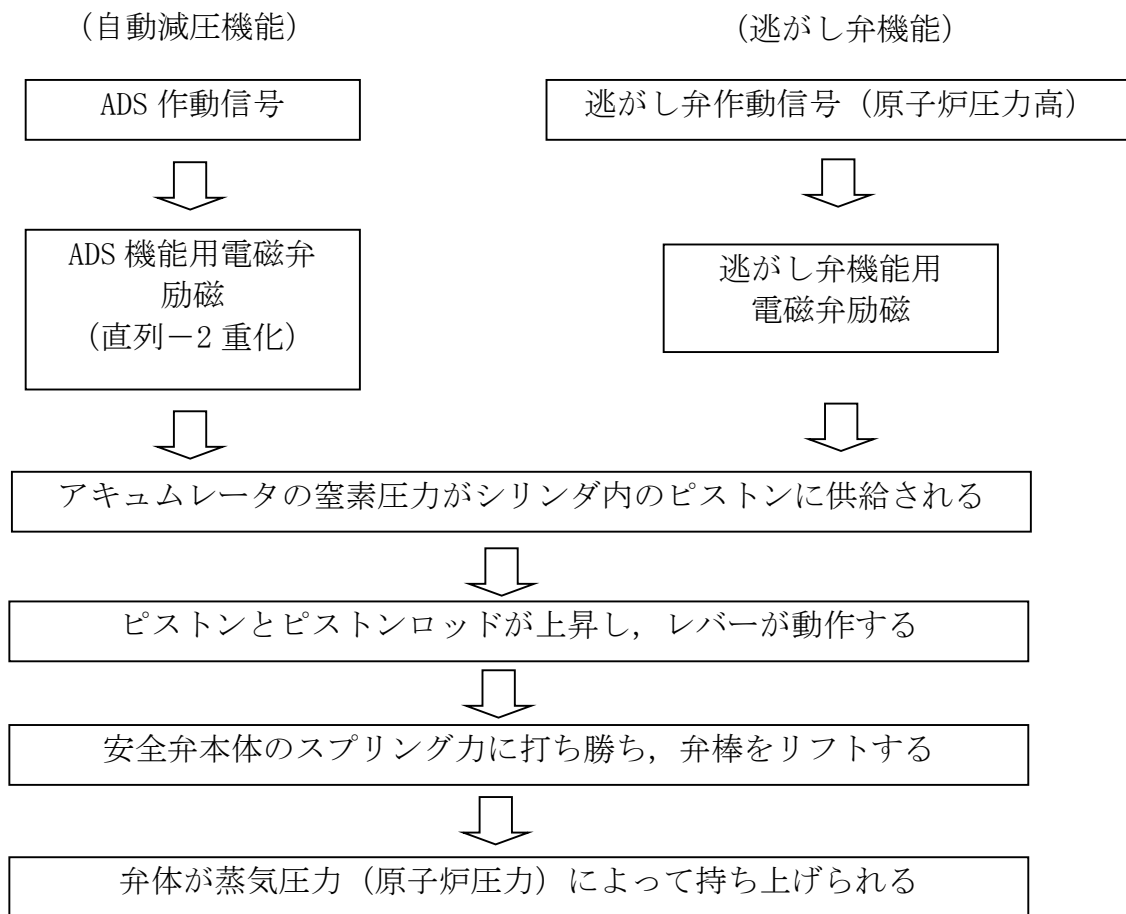


図3 逃がし安全弁 設備概要図

逃がし安全弁動作時の機構



(安全弁機能)

逃がし弁機能のバックアップとして、蒸気圧力 (原子炉圧力) の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放される。

46-11
代替自動減圧機能について

1. 概要

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

2. 基本方針

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

3. 代替自動減圧機能の設計方針

代替自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

代替自動減圧機能は、想定される重大事故（原子炉減圧機能喪失）が発生した場合における環境条件下（温度、圧力、放射線等）において、重大事故に必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

(2) 操作性

代替自動減圧機能は、原子炉水位が設定値に達すること及び残留熱除去系ポンプ運転中で自動的にインターロックが動作する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

自動減圧系回路と代替自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、中央制御室の制御盤の阻止スイッチ（ハードスイッチ）にて手動による操作が可能な設計とする。阻止スイッチは誤操作防止のために名称が明記され、操作者の操作及び監視性を考慮しており、確実に操作できる設計とする。

(3) 悪影響防止

代替自動減圧機能は、多重化された自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、万が一故障が生じて、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

(4) 耐震性

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

(5) 多様性

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転の場合に、減圧自動化ロジックを設け、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

代替自動減圧機能は、共通要因故障によって自動減圧系と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替自動減圧機能の盤は、難燃ケーブルを使用し、耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。

仮に、代替自動減圧機能の盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、自動減圧系に対して内部火災及び内部溢水による影響は与えない（なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している）。

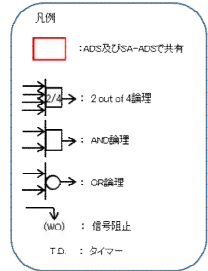
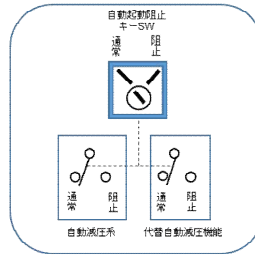
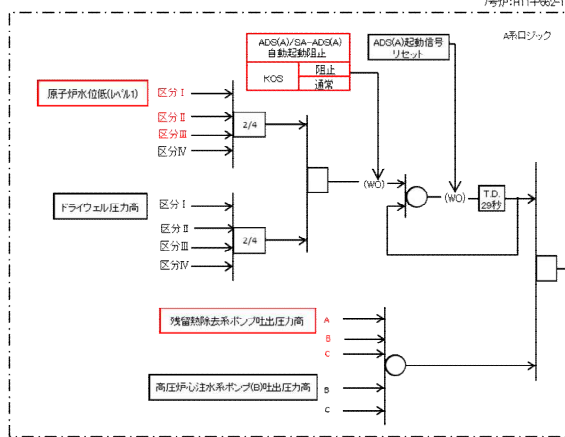
自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は図1のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

図2のとおり検出器（原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力高）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

原子炉スクラム失敗時に自動減圧が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計とする。自動減圧系回路と代替自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、手動阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、ハードスイッチは単純な構造であり、スイッチ接点以降は分離していることから、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

また、代替自動減圧機能の論理回路の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、自動減圧系と同時に機能が損なわれない設計とする。

自動減圧機能ロジック回路



代替自動減圧機能ロジック回路

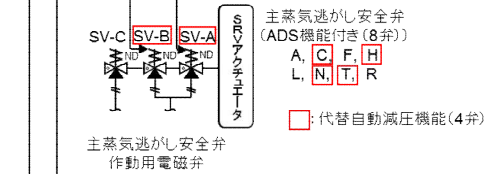
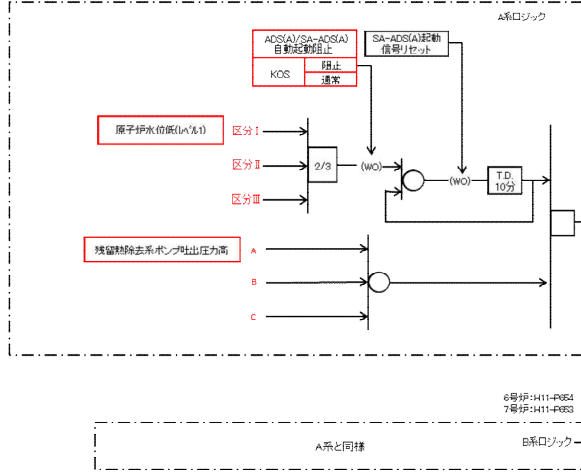


図1 自動減圧系及び代替自動減圧機能の論理回路

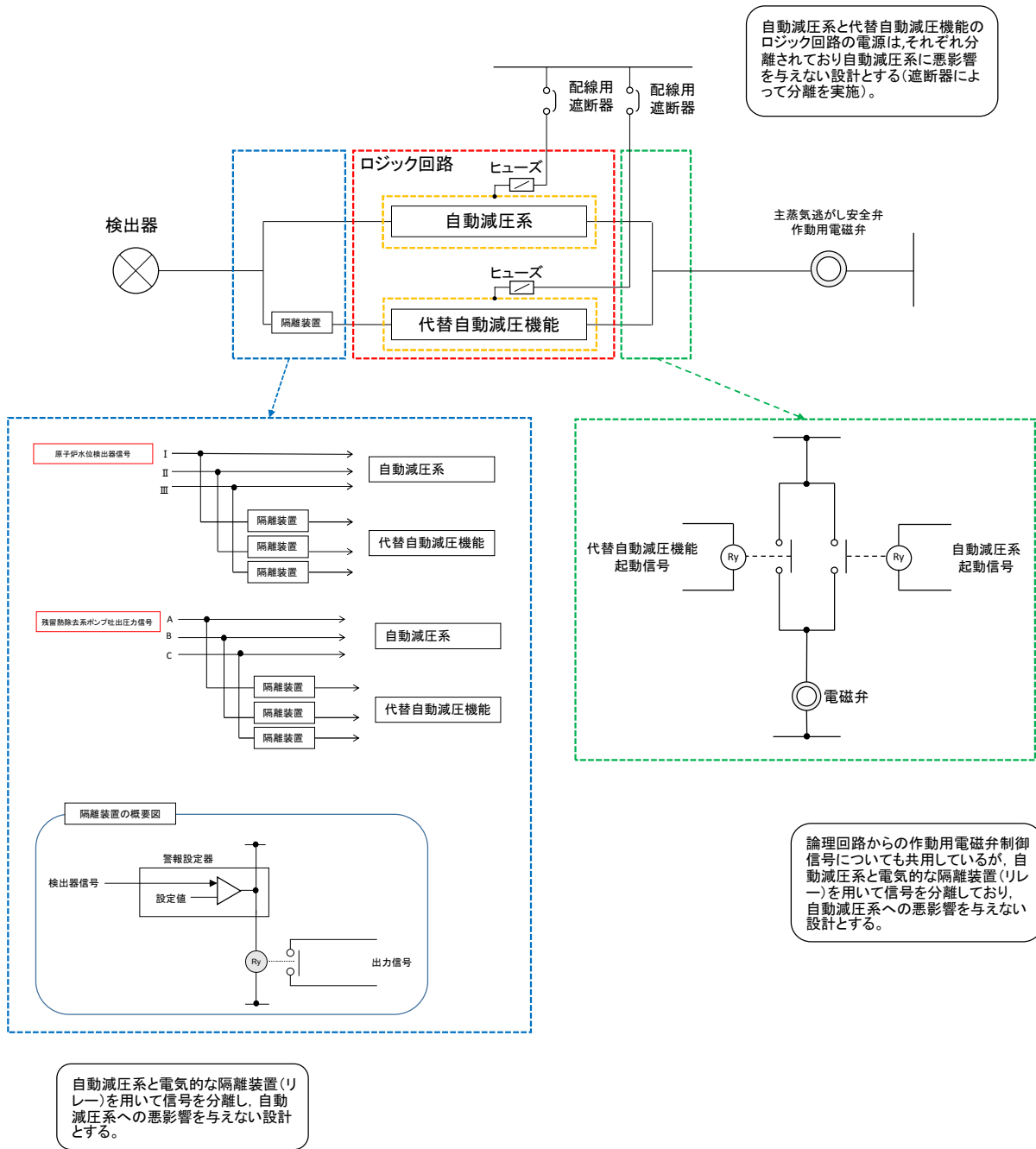


図2 信号の分離について

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

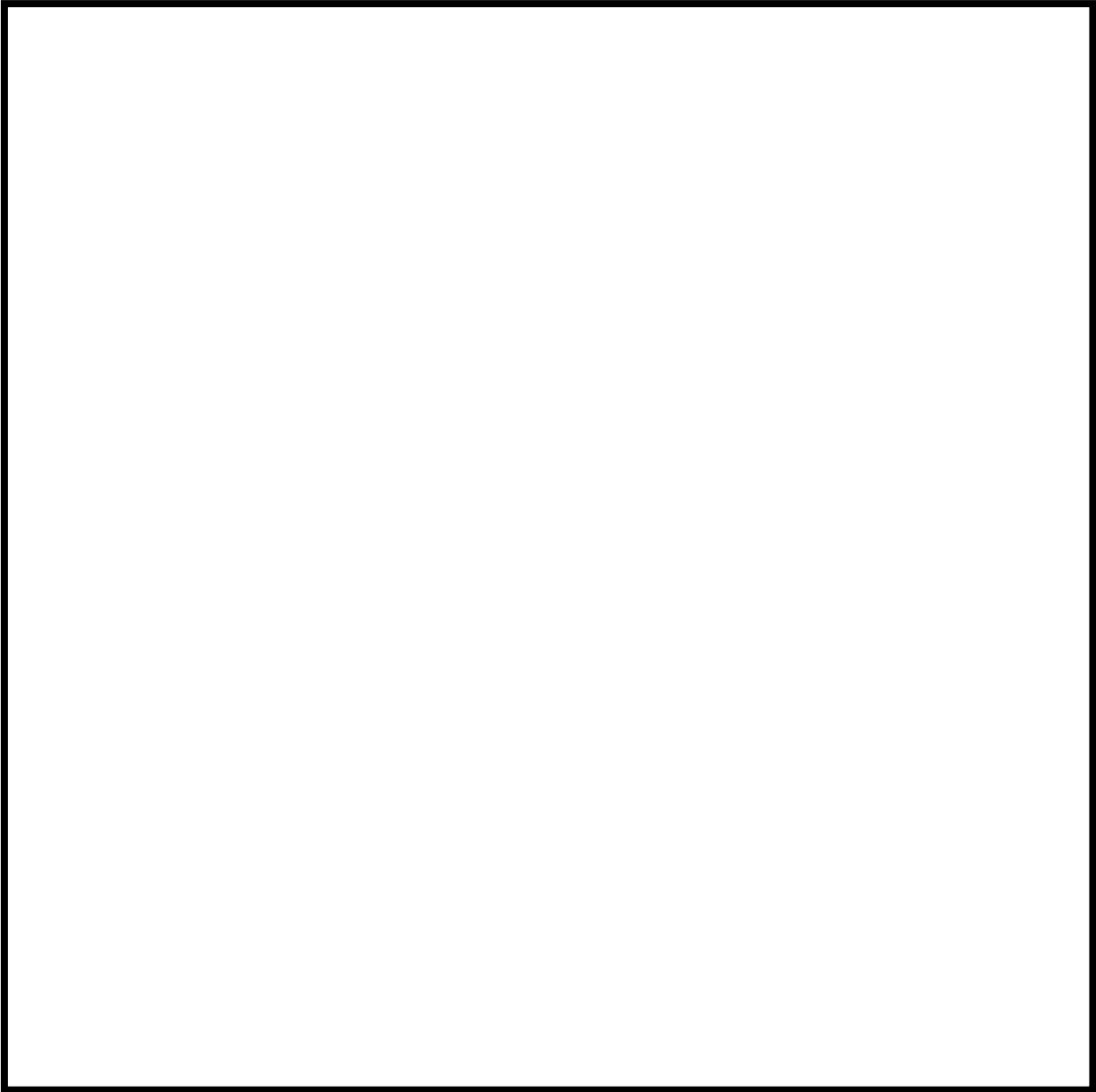


図 3 代替自動減圧機能及び ESF 盤の設置場所

46-12

代替自動減圧機能に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

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

(2) 原子炉減圧機能喪失の発生要因

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

(3) 代替自動減圧機能に要求される機能

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

- ・代替自動減圧機能

原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。

(4) 代替自動減圧機能の作動ロジック

原子炉減圧機能喪失の要因の一つとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、格納容器圧力高が発生しない場合があるため、原子炉水位の低下を検知することにより代替自動減圧機能を作動させるものとする。

代替自動減圧機能の作動ロジックとしては、運転中の検出器故障による不動作を考慮して、残留熱除去系ポンプ運転中における原子炉水位低（レベル1）の 2 out of 3 論理とする。

(5) 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

代替自動減圧機能故障による自動減圧系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。

- 代替自動減圧機能の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- 代替自動減圧機能はロジック成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計とする。また、代替自動減圧機能が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。
- 代替自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とすることで基準に適合させる。

(6) 代替自動減圧機能の信頼性評価

代替自動減圧機能の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率、及び不動作となる発生頻度を表1に示す。表1より、本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度及び不動作の発生頻度も十分小さいことから、高

い信頼性を有している。

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、参考資料に示す。

表1 代替自動減圧機能の信頼性評価結果

	代替自動減圧機能	
	6号炉	7号炉
誤動作率		
不動作の発生頻度		

※1：代替自動減圧機能が誤動作する頻度

※2：原子炉減圧機能喪失が発生し、かつ代替自動減圧機能が不動作である事象が発生する頻度

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. 代替自動減圧機能

取付箇所：コントロール建屋 T.M.S.L. 17.3m

設備概要：原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転状態で逃がし安全弁4弁を作動させる。

代替自動減圧機能の主な機能・設備

- ・原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転状態による代替自動減圧信号を発信する回路である。

b. 代替自動減圧機能作動信号

作動に要する信号：残留熱除去系ポンプ運転中における
原子炉水位低（レベル1）の“2 out of 3”信号

設定値：

原子炉水位低（レベル1）：原子炉圧力容器零レベル*より936cm以上

*原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下

作動信号：代替自動減圧信号

作動信号を発信させない条件：自動減圧起動の阻止スイッチ

(2) 設定根拠

代替自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

原子炉水位低（レベル1）

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定する。

なお、重大事故時等の有効性評価「高圧注水・減圧機能喪失」において、上記の設定値（レベル1）が動作してから10分後で逃がし安全弁4弁が開くことで、残留熱除去系を用いた原子炉注水及び除熱を実施することにより、炉心損傷しないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所

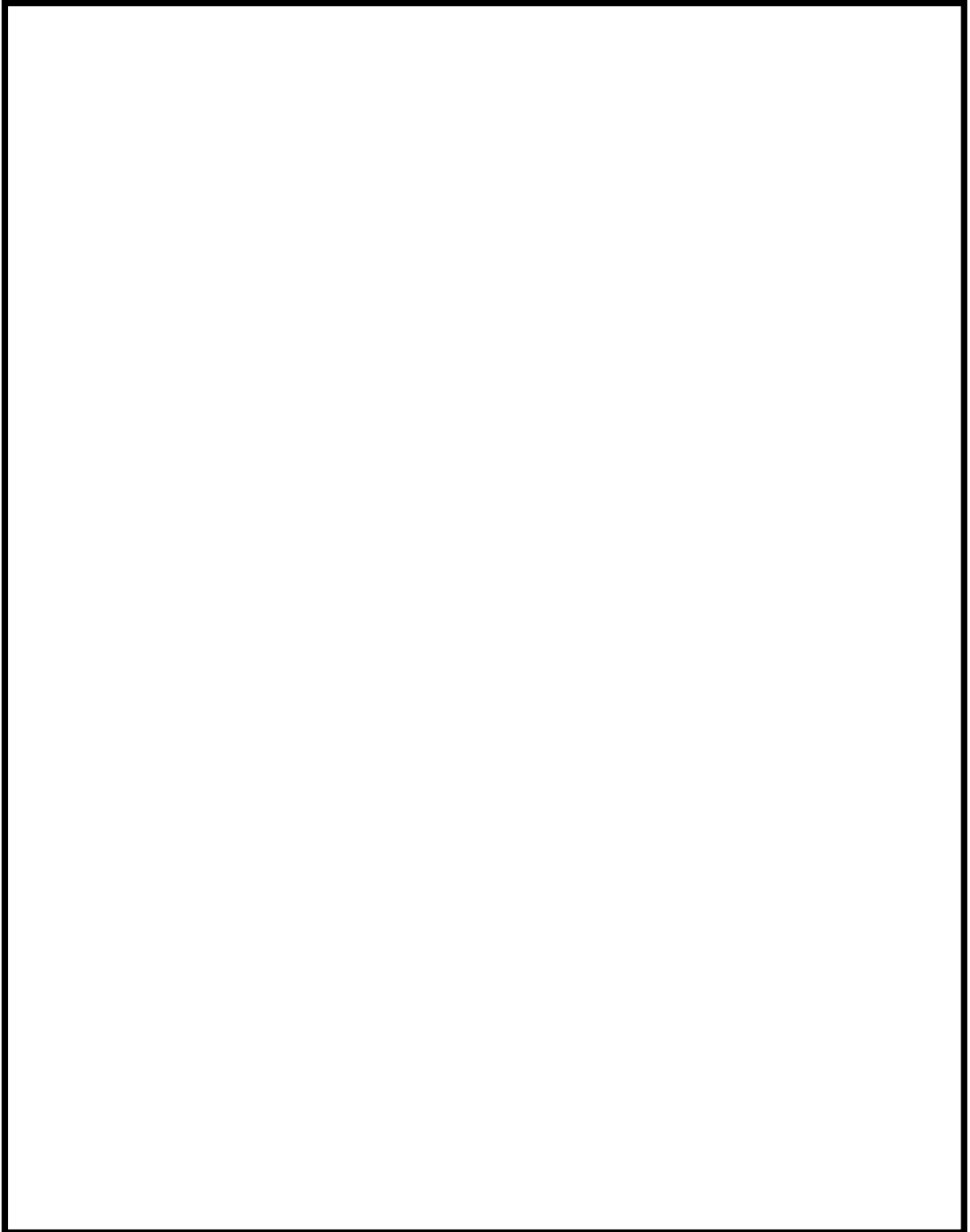


図1 代替自動減圧機能（盤）設置場所

b. 回路構成

(a) 自動減圧系と代替自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮

自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は、信号回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計*とする。

*悪影響を与えない設計に関する説明は「46-11 代替自動減圧機能について

4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策」を参照

(b) 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠

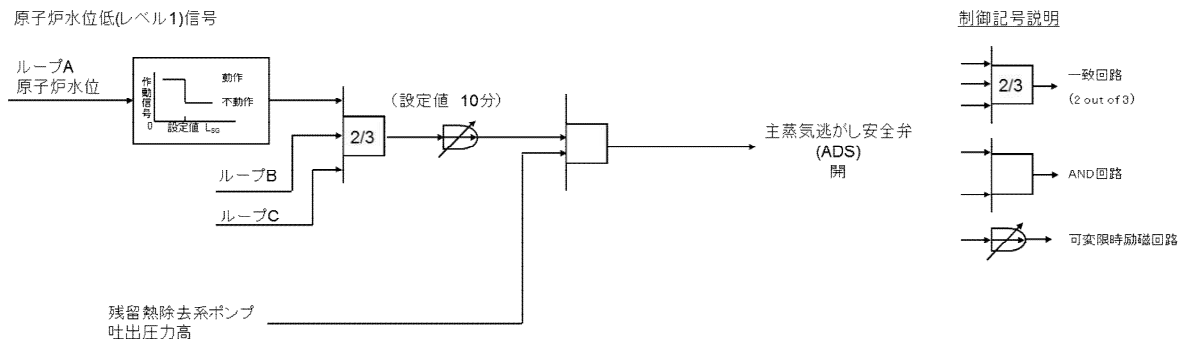


図2 タイマー設定根拠

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

自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、自動減圧系の原子炉水位低（レベル1）後29秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧機能には、設備誤作動時に原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチ及びリセット回路を設置している。運転員による起動阻止スイッチ及びリセットの判断操作の時間的余裕を考慮し、設備作動までに10分の時間遅れを設ける。これより、代替自動減圧機能論理回路タイマー設定値は10分とする。なお、事象発生から10分後に代替自動減圧機能ロジックによる減圧で低压注水系により十分な炉心冷却が可能である。

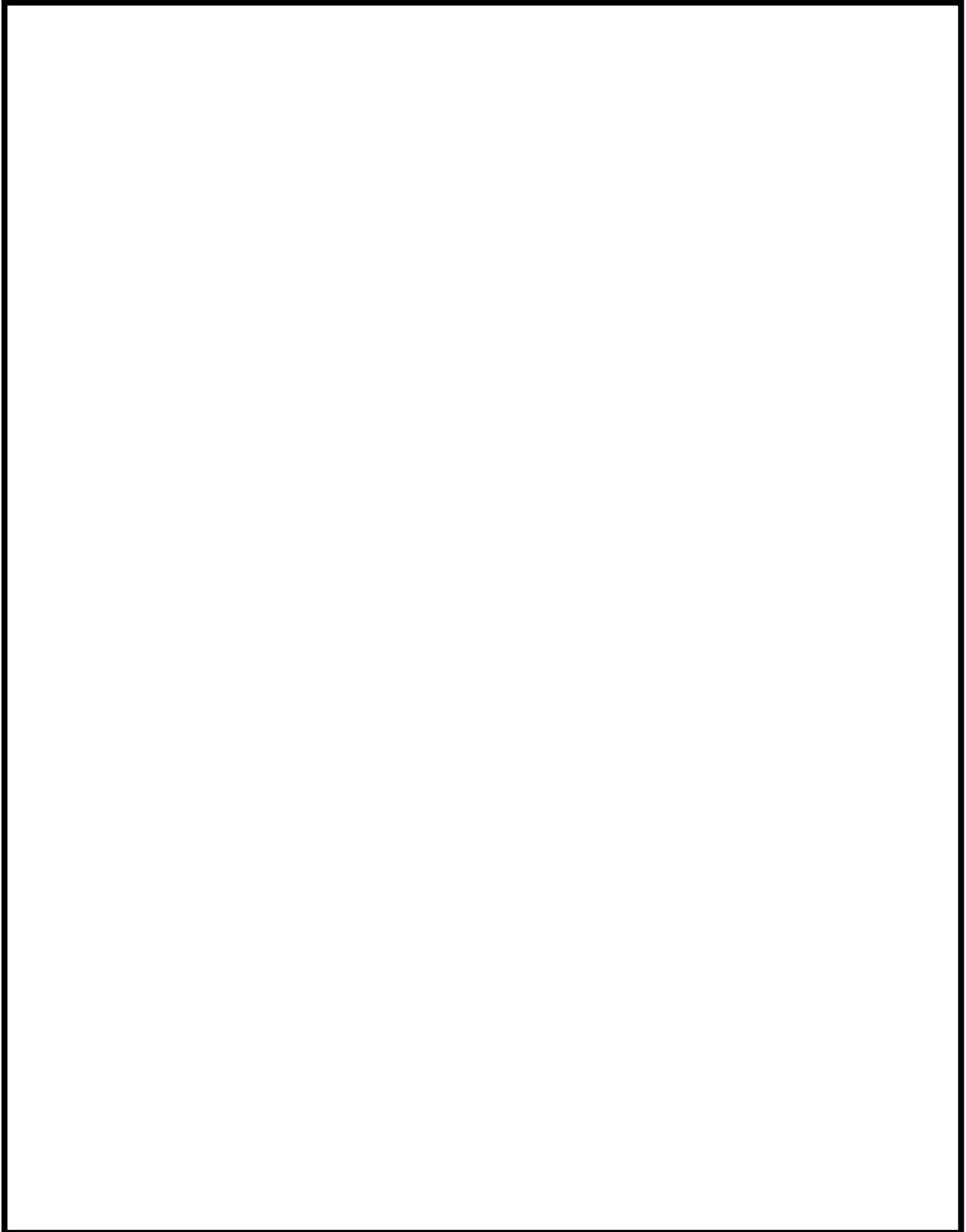
表2 代替自動減圧機能の作動遅れ時間

	ADS起動遅延
自動減圧系自動起動信号	29秒*
代替自動減圧機能自動起動信号	10分

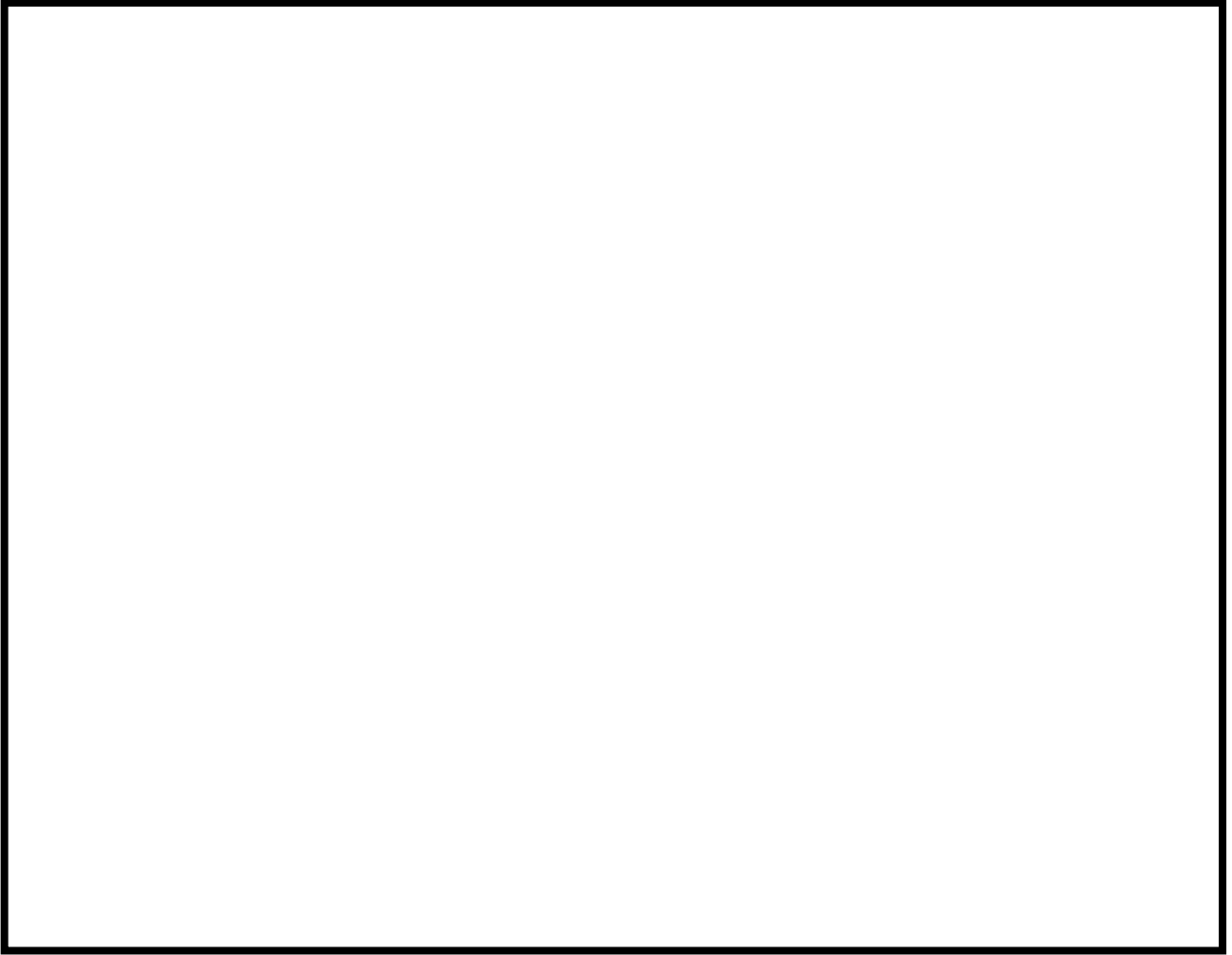
※：低压注水ポンプの確立に要する時間を考慮

参考資料

代替自動減圧機能の信頼性評価



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



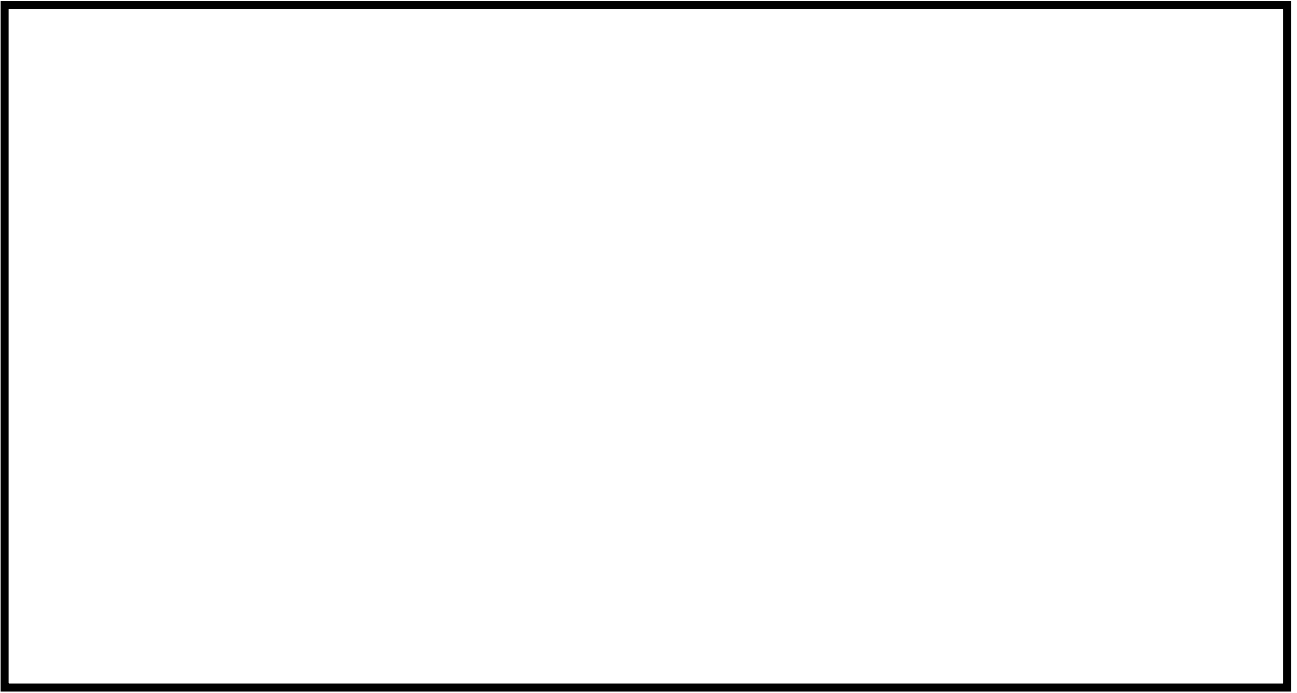
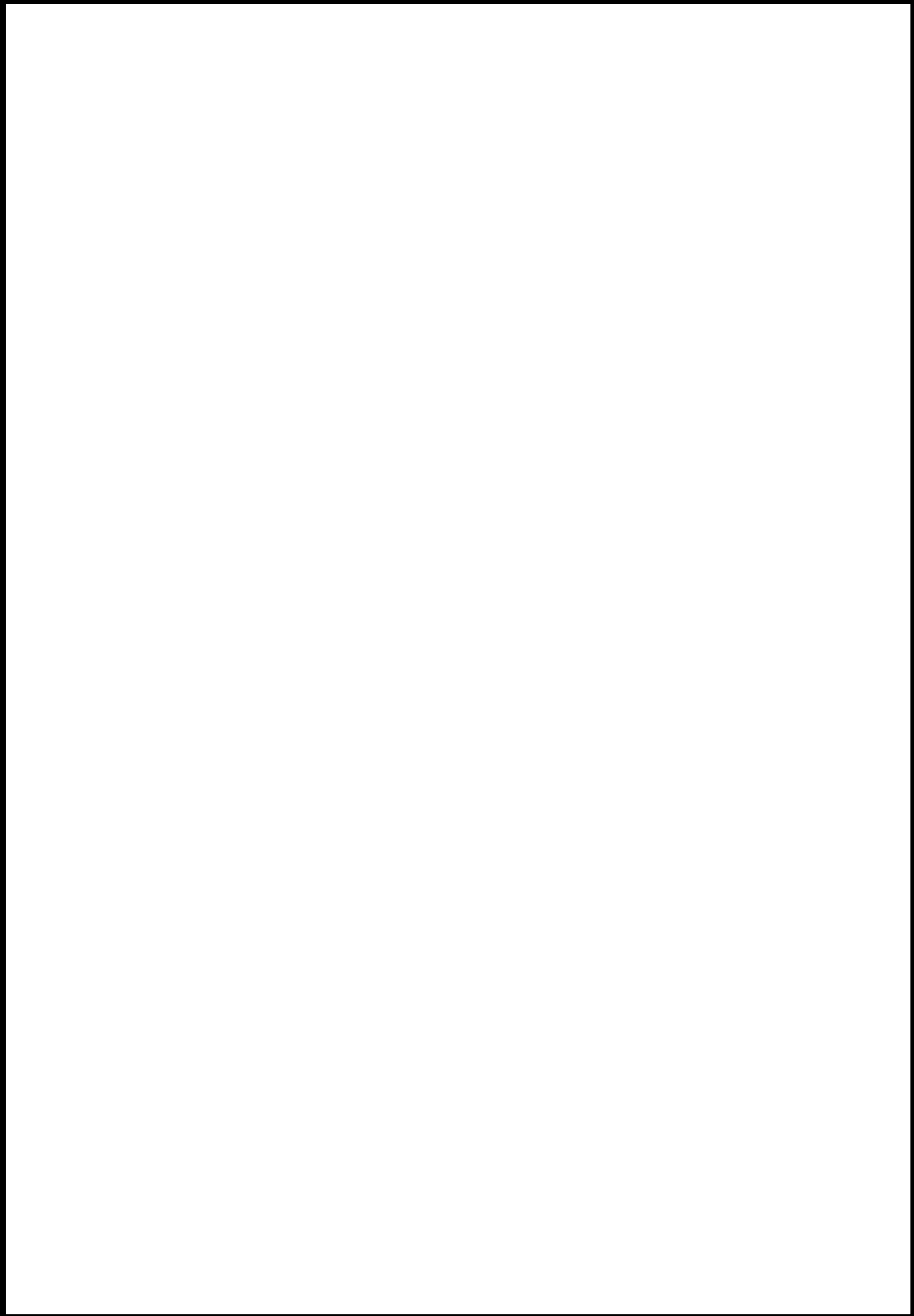


図1 誤動作率評価モデル



図 2 誤動作率評価フォルトツリー

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

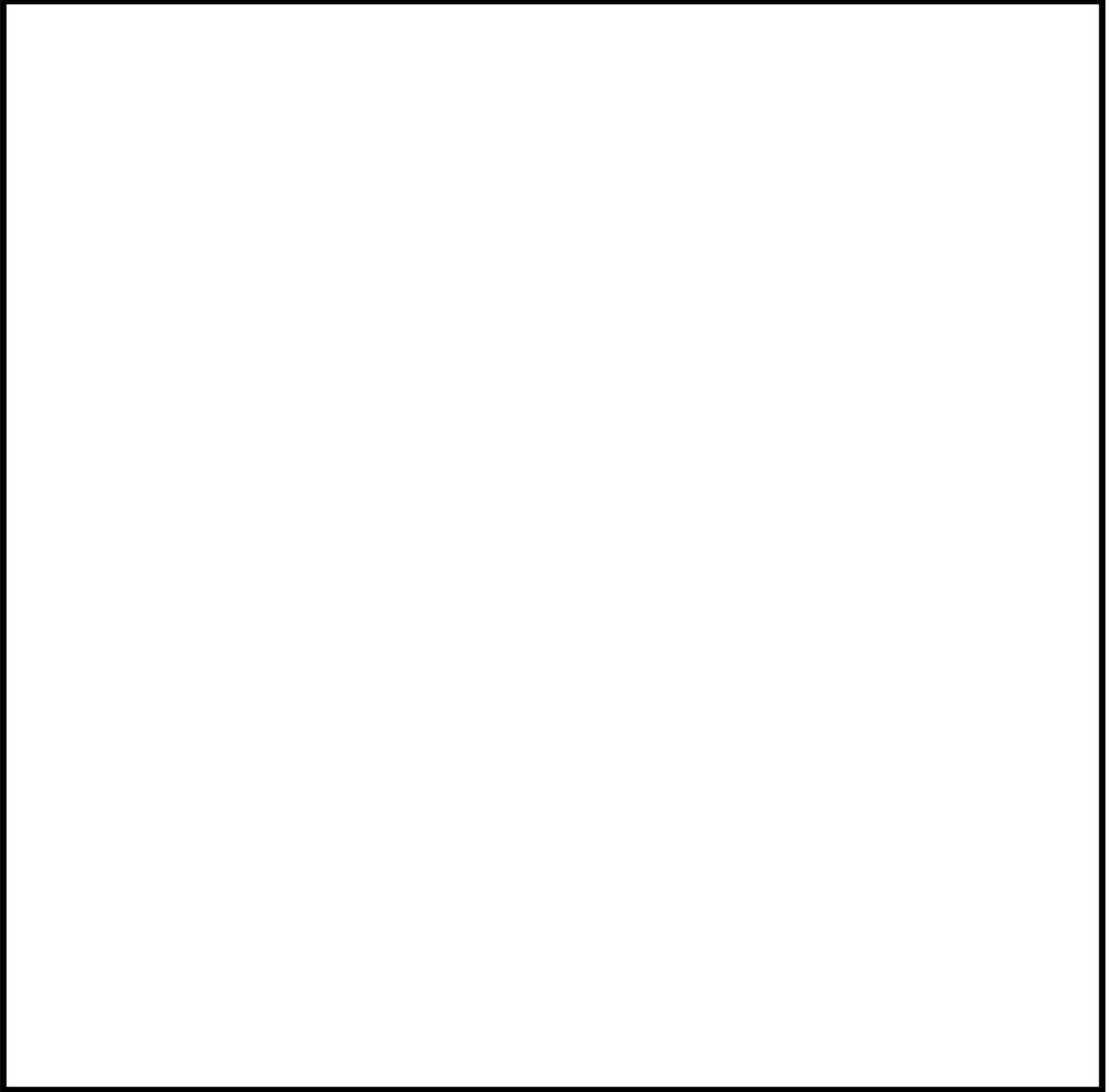




図3 アンアベイラビリティ評価モデル



図4 アンアベイラビリティ評価フォルトツリー

- 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 各号炉の弁名称及び弁番号

47-1
SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 47 条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備				復水移送ポンプ	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環 境 条 件 に お け る 健 全 性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	D	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				関連資料	47-3 配置図、47-8 保管場所図、47-10 その他設備		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作, 現場操作 (操作スイッチ操作)		A Bd	
			関連資料	47-4 系統図、47-7 接続図			
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁		A, B	
			関連資料	47-5 試験・検査説明資料			
		第 4 号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要		A	
			関連資料	47-4 系統図			
		第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
				その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	47-4 系統図			
		第 6 号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作		A, B	
			関連資料	47-3 配置図			
		第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分		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(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源		C a
				関連資料	本文		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第47条：原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		可搬型代替注水ポンプ (A-2級)		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	47-3 配置図、47-8 保管場所図、47-10 その他設備		
		第2号	操作性	現場操作 (設備の運搬・設置) 現場操作 (操作スイッチ操作)	Bc Bd	
			関連資料	47-4 系統図、47-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、ファン、圧縮機	A	
			関連資料	47-5 試験・検査説明資料		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	47-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	—	対象外
			関連資料	47-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	47-3 配置図			
	第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	より簡単な接続	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	47-3 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	47-3 配置図		
		第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	47-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	47-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料	本文			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第47条：原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		残留熱除去系（低圧注水モード） （設計基準拡張）		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		—		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		—			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ポンプ、弁	A, B	
		関連資料		—			
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A	
		関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)		対象外	対象外	
		関連資料		—			
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
	関連資料		—				
	第2項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料		—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第47条：原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (設計基準拡張)	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	—		
			第2号	操作性	中央制御室操作	A
	関連資料	—				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、弁	A, B		
	関連資料	—				
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A		
	関連資料	—				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	—				
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料	—		

47-2
単線結線図

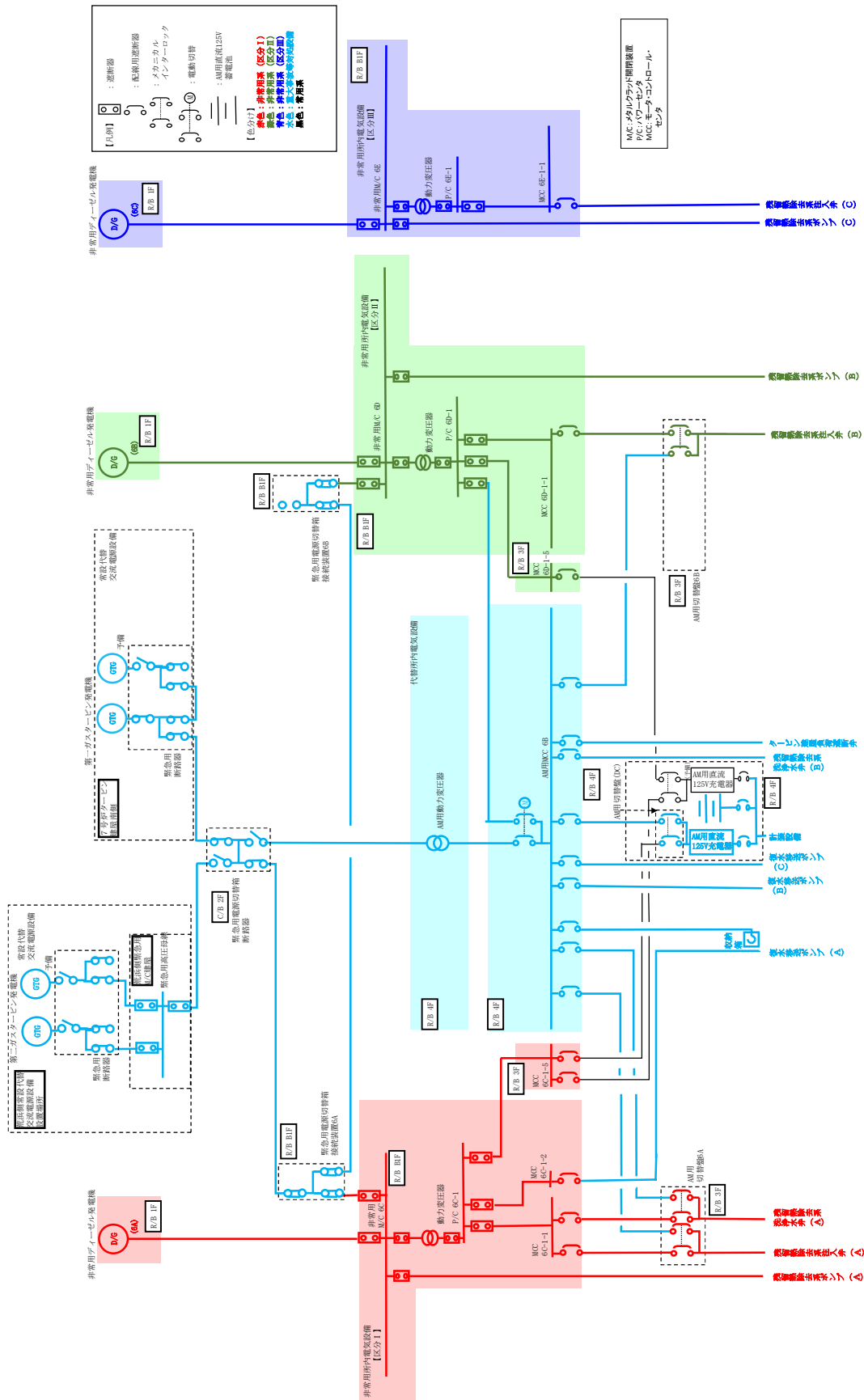


図1 単線結線図 (6号炉)

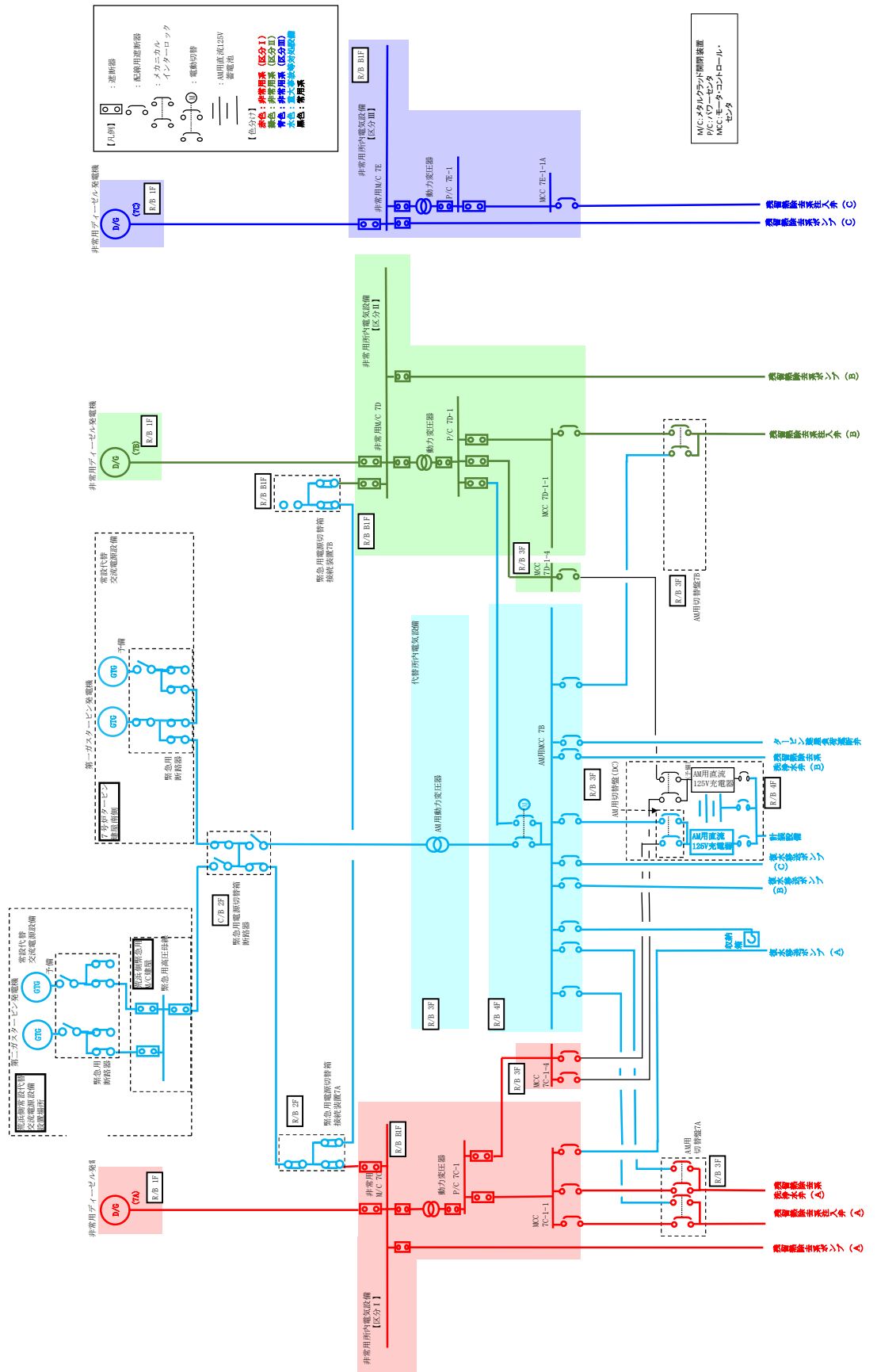




図2 単線結線図 (7号炉)

47-3
配置図

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備を示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

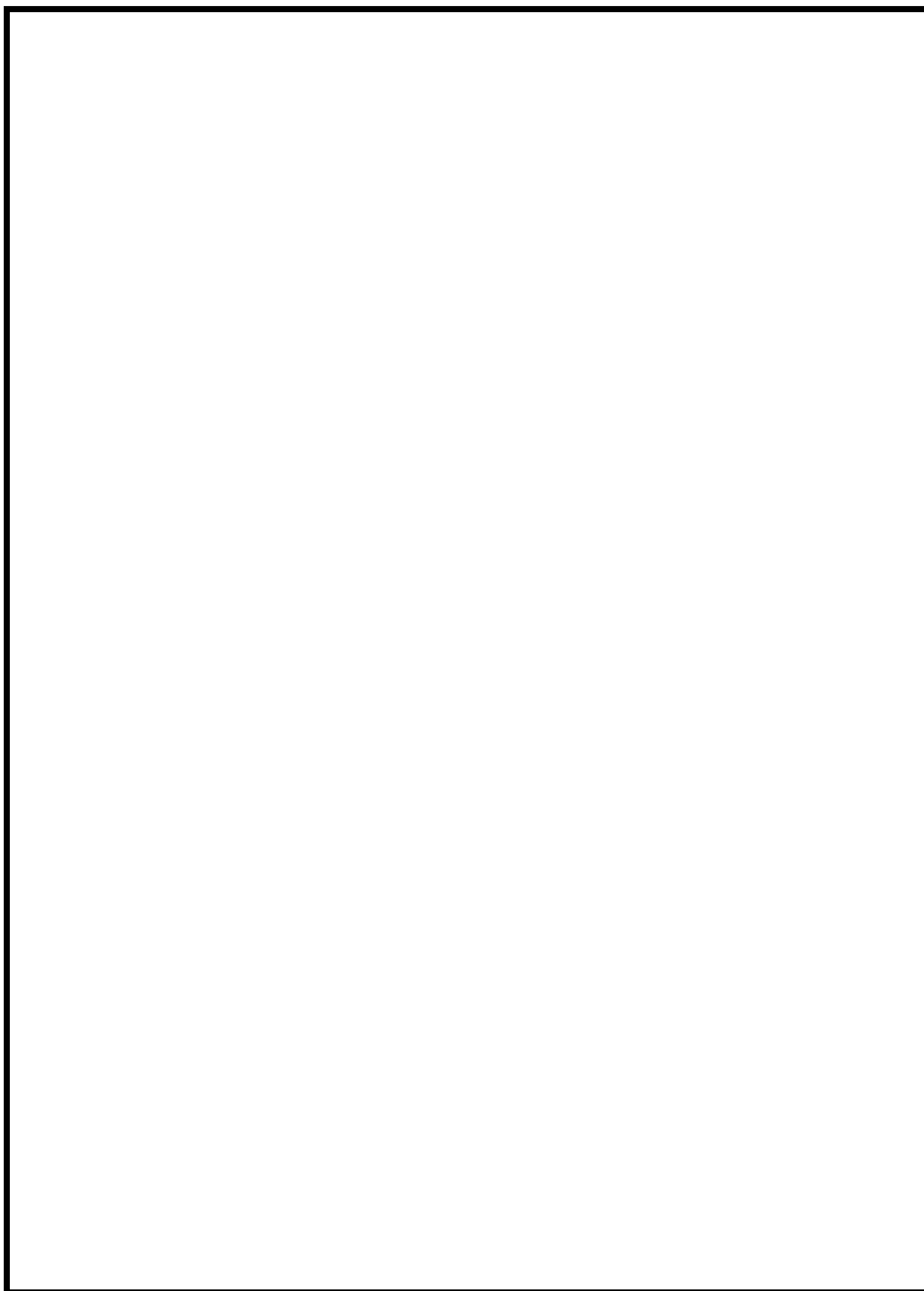


図 1 配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

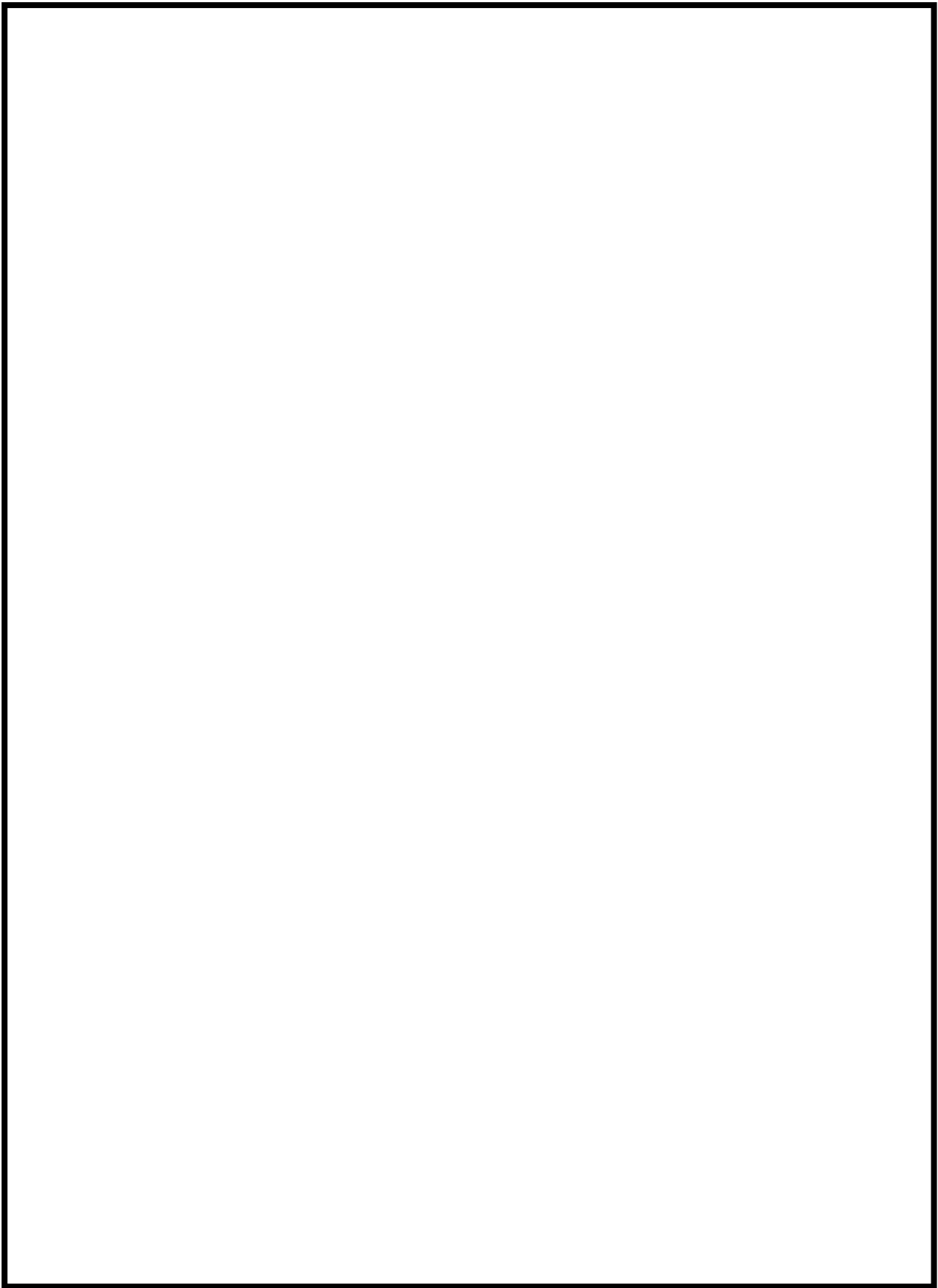


图 2 配置图 (7 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

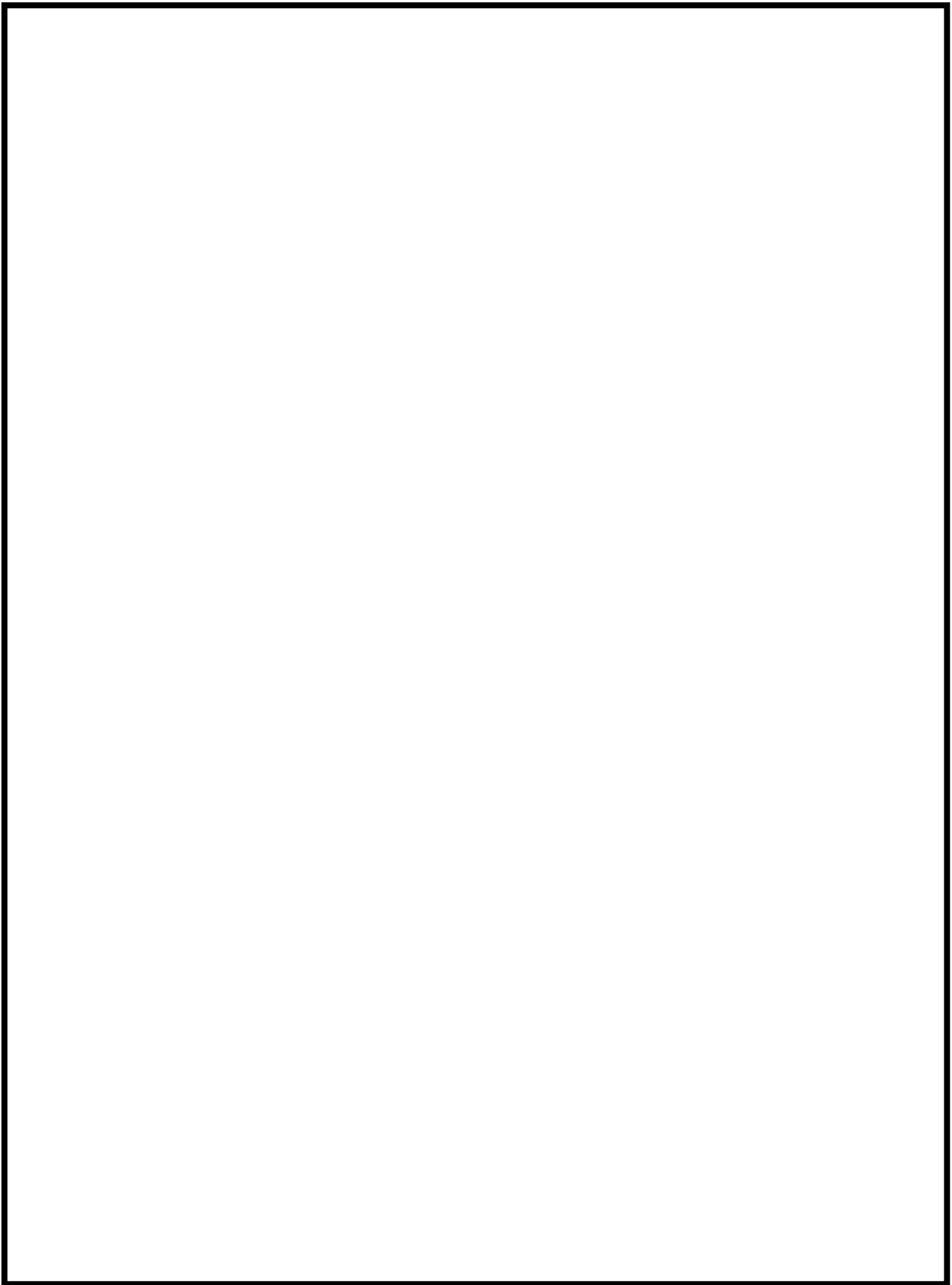


図3 配置図 (6/7号炉 中央制御室(コントロール建屋2階))

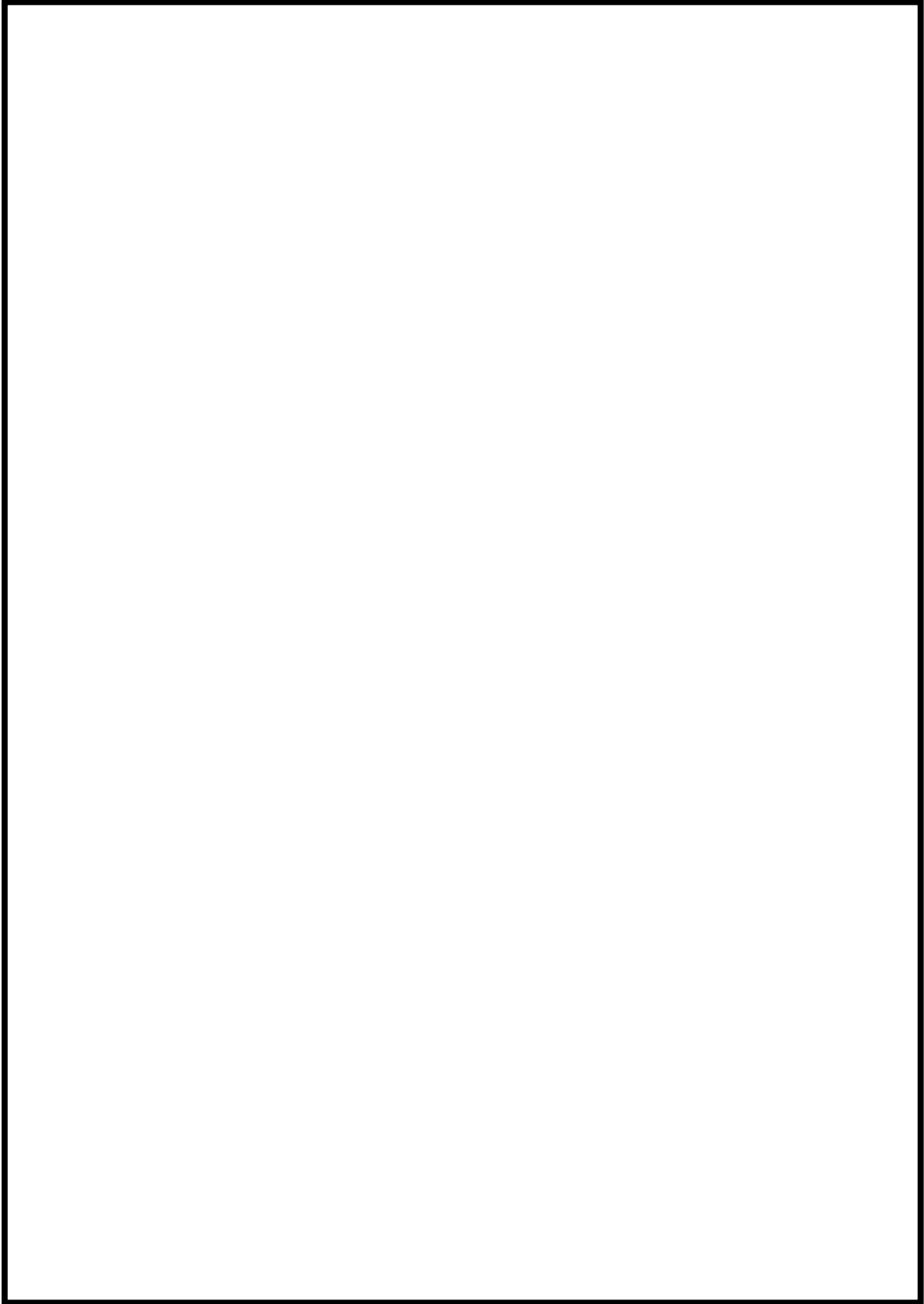


图 4 配置图 (6/7 号炉 废弃物处理建屋地下 3 階)

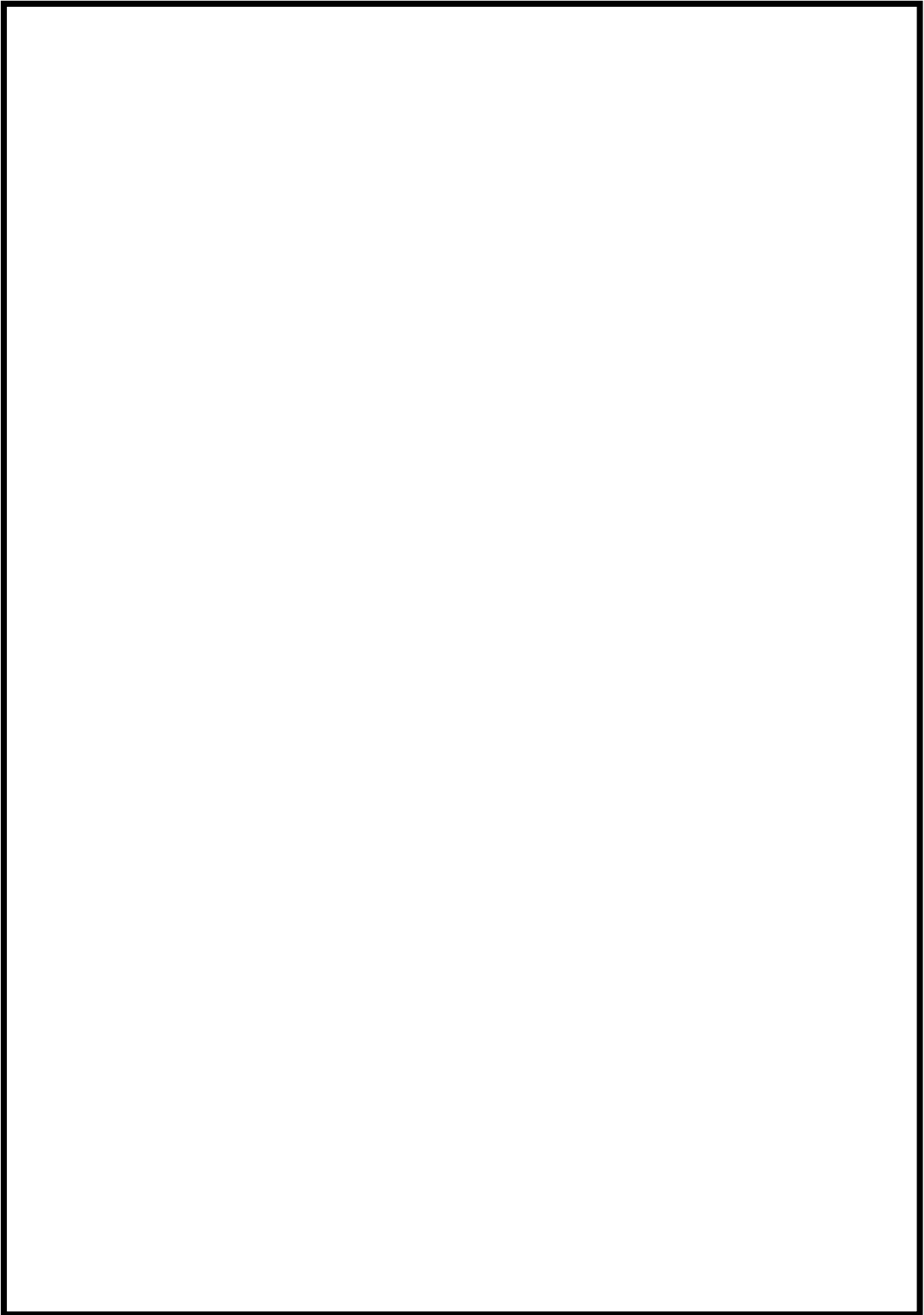


图 5 配置图 (6 号炉 原子炉建屋 1 階)

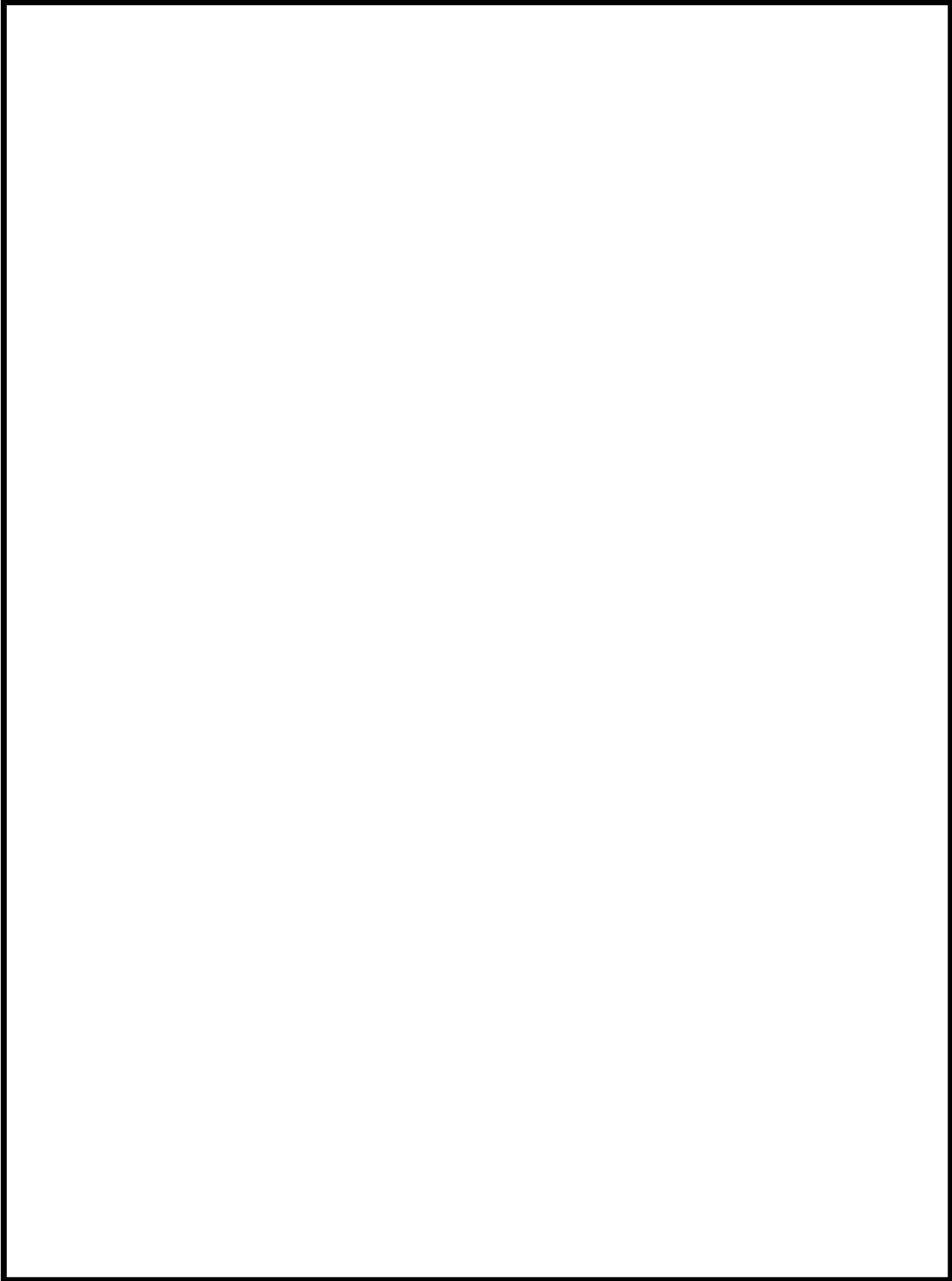


图6 配置图 (7号炉 原子炉建屋1階)

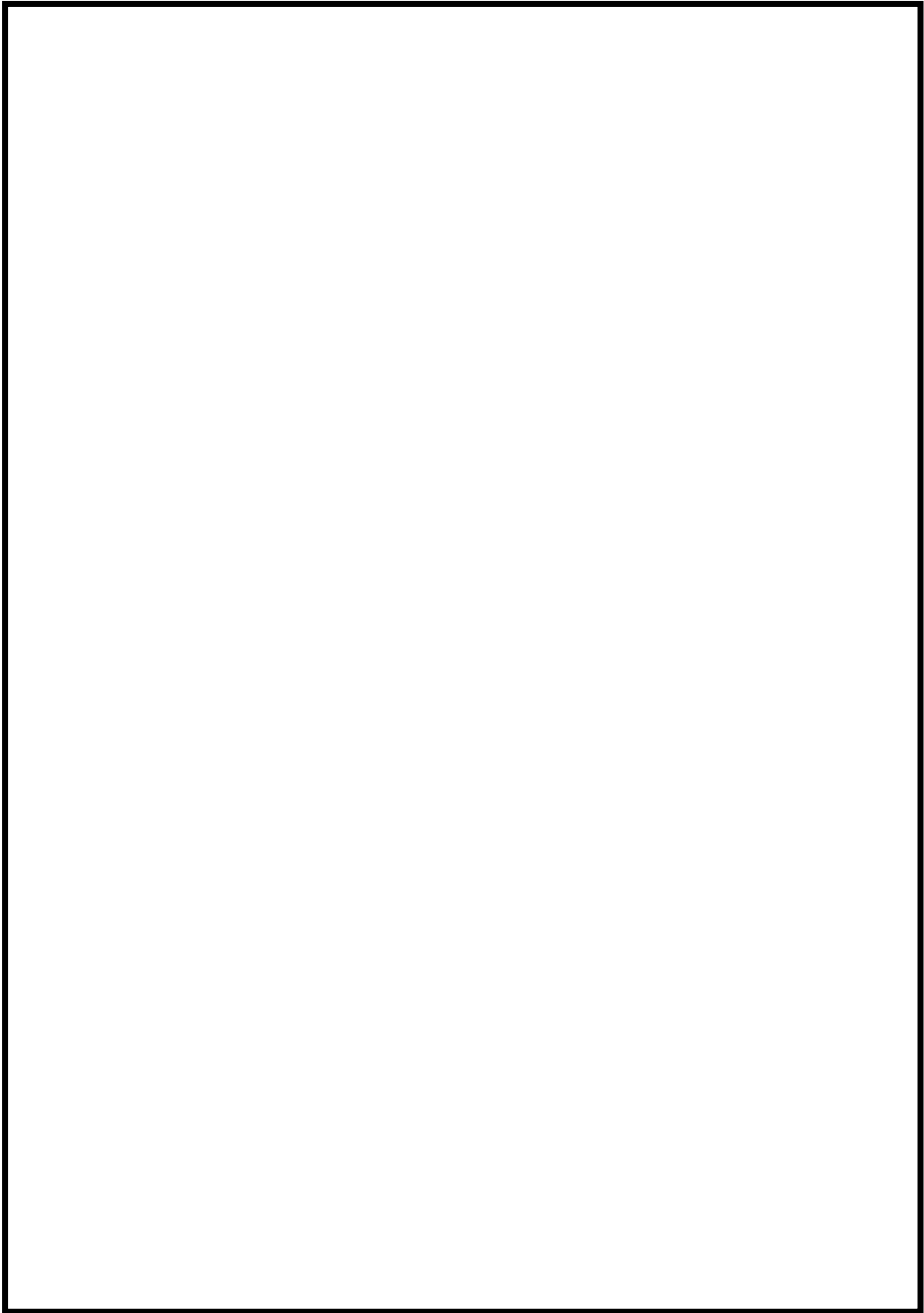


图 7 配置图 (6/7 号炉 废弃物处理建屋地下 3 階)

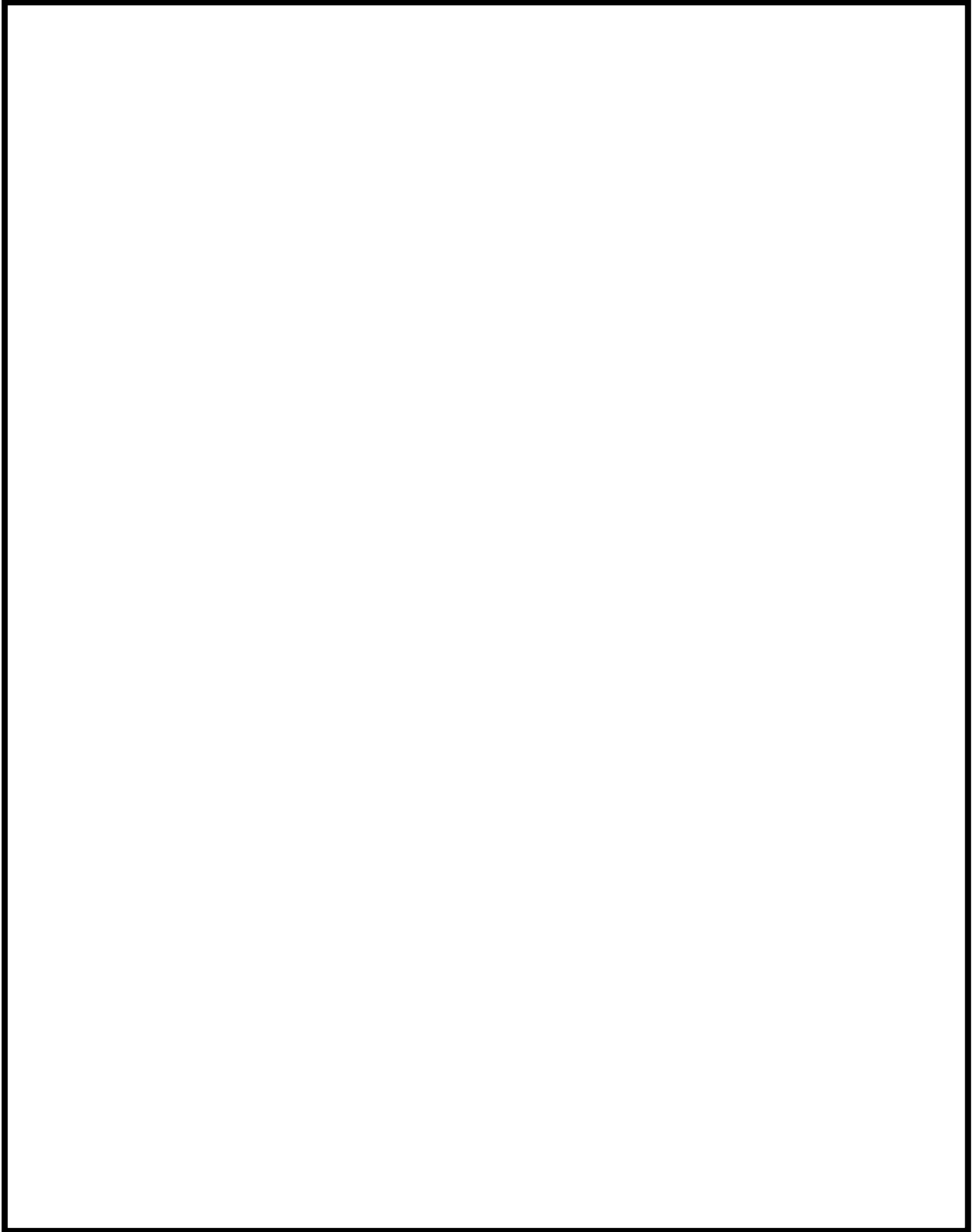


図8 配置図 (6号炉 原子炉建屋地下2階)

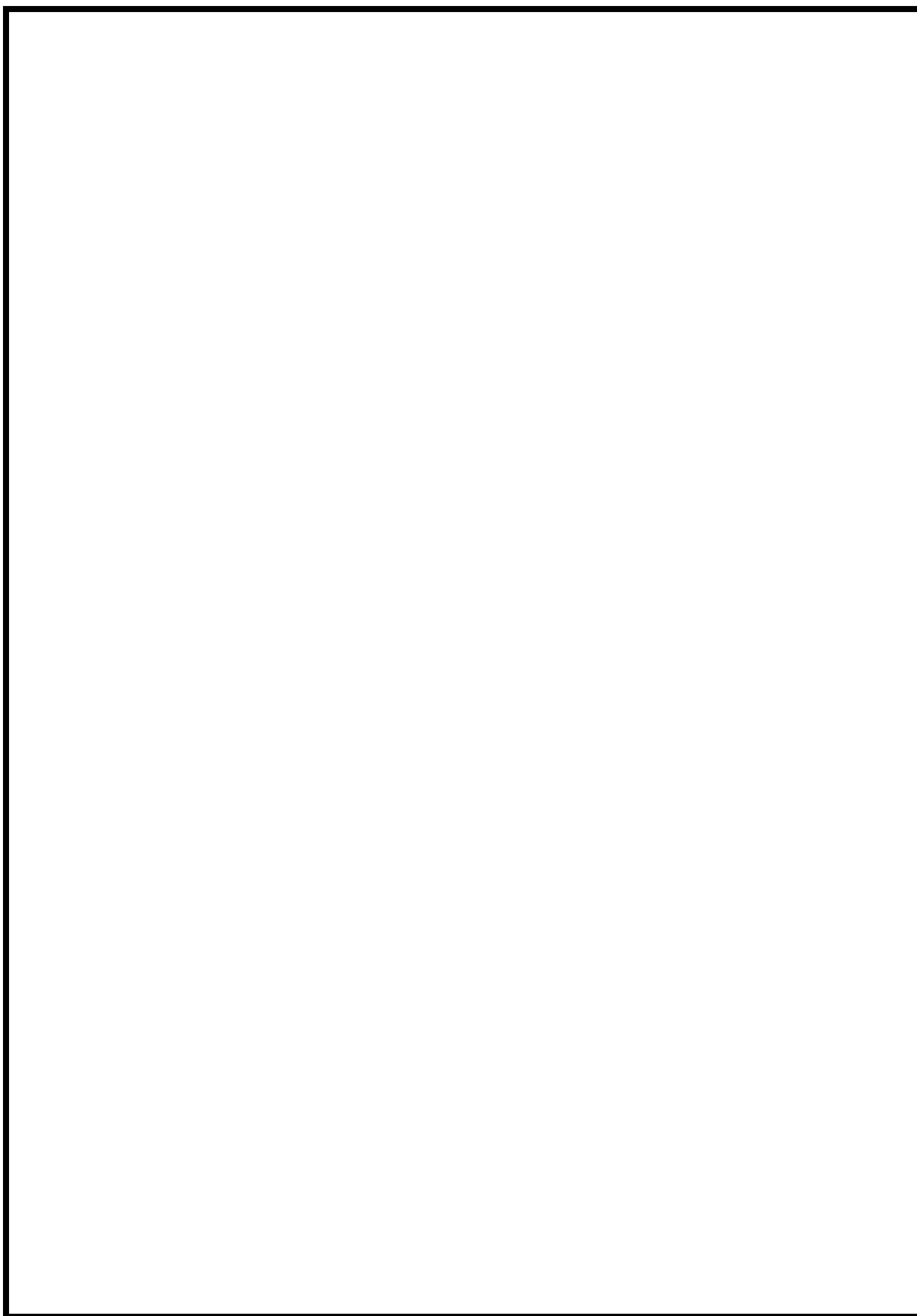


图9 配置图 (6/7号炉 废弃物处理建屋地下3階)

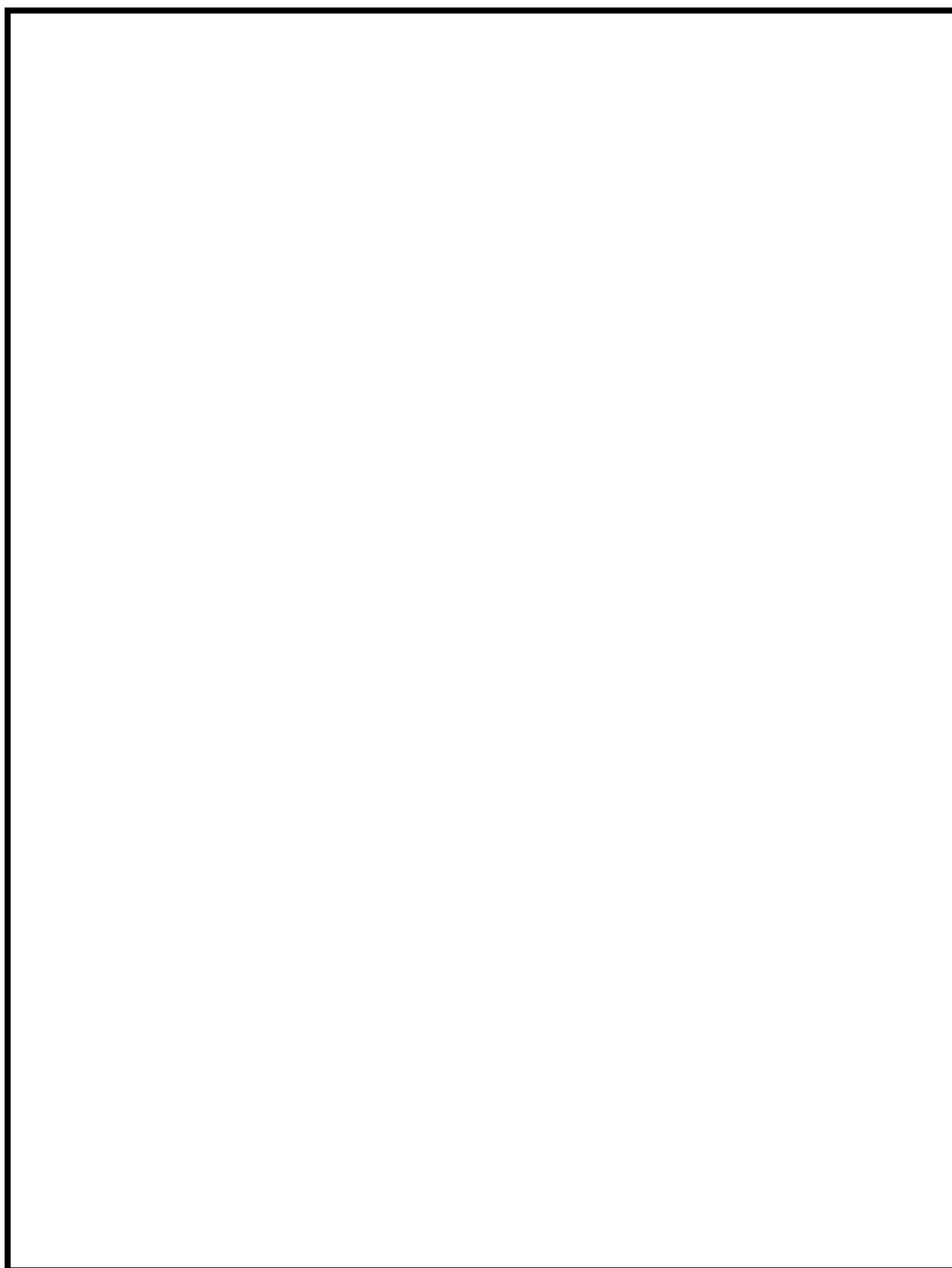


图 1 0 配置图 (6 号炉 原子炉建屋 3 階)

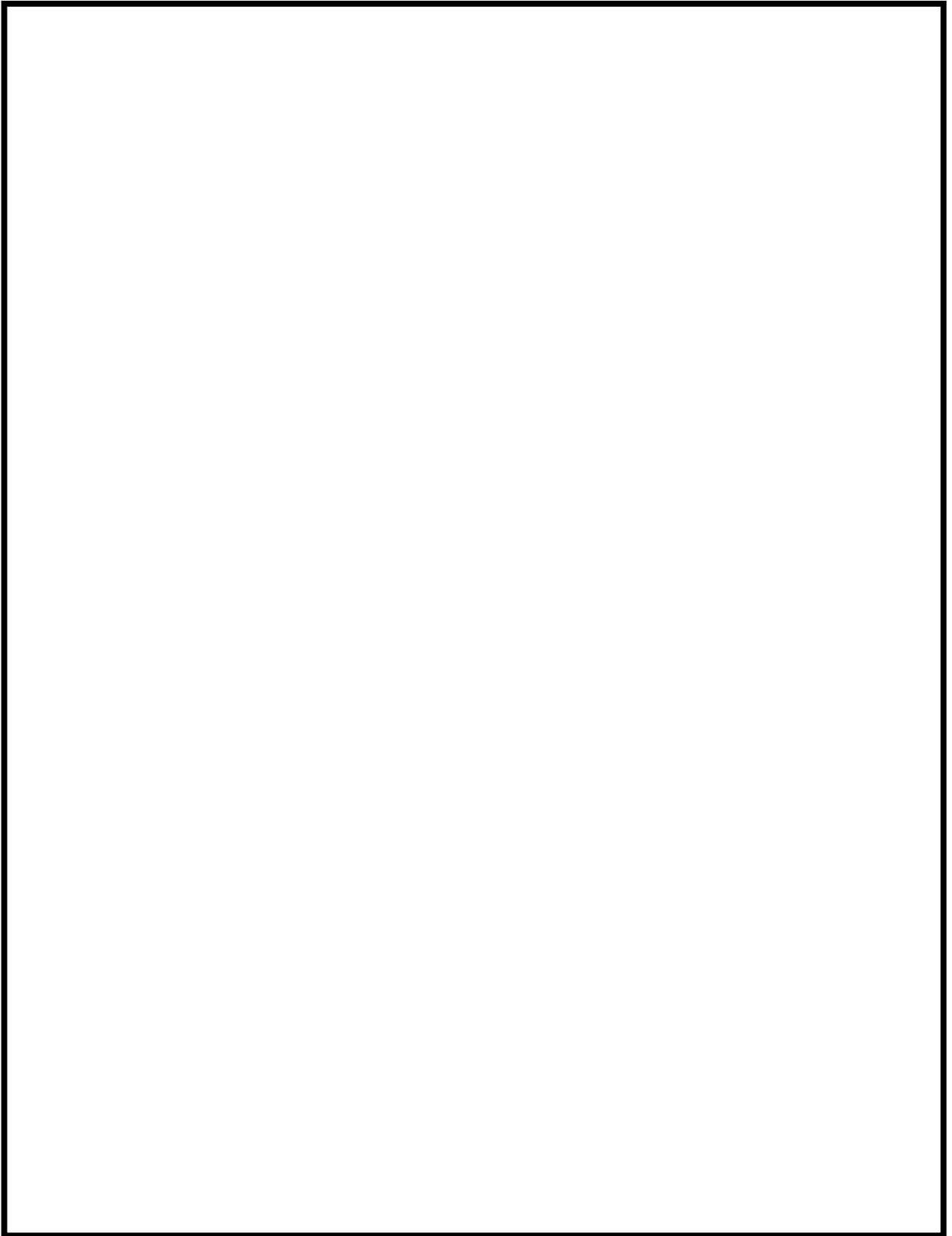


图 1 1 配置图 (7 号炉 原子炉建屋 3 階)

47-4
系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系管ノ非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系管ノ非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

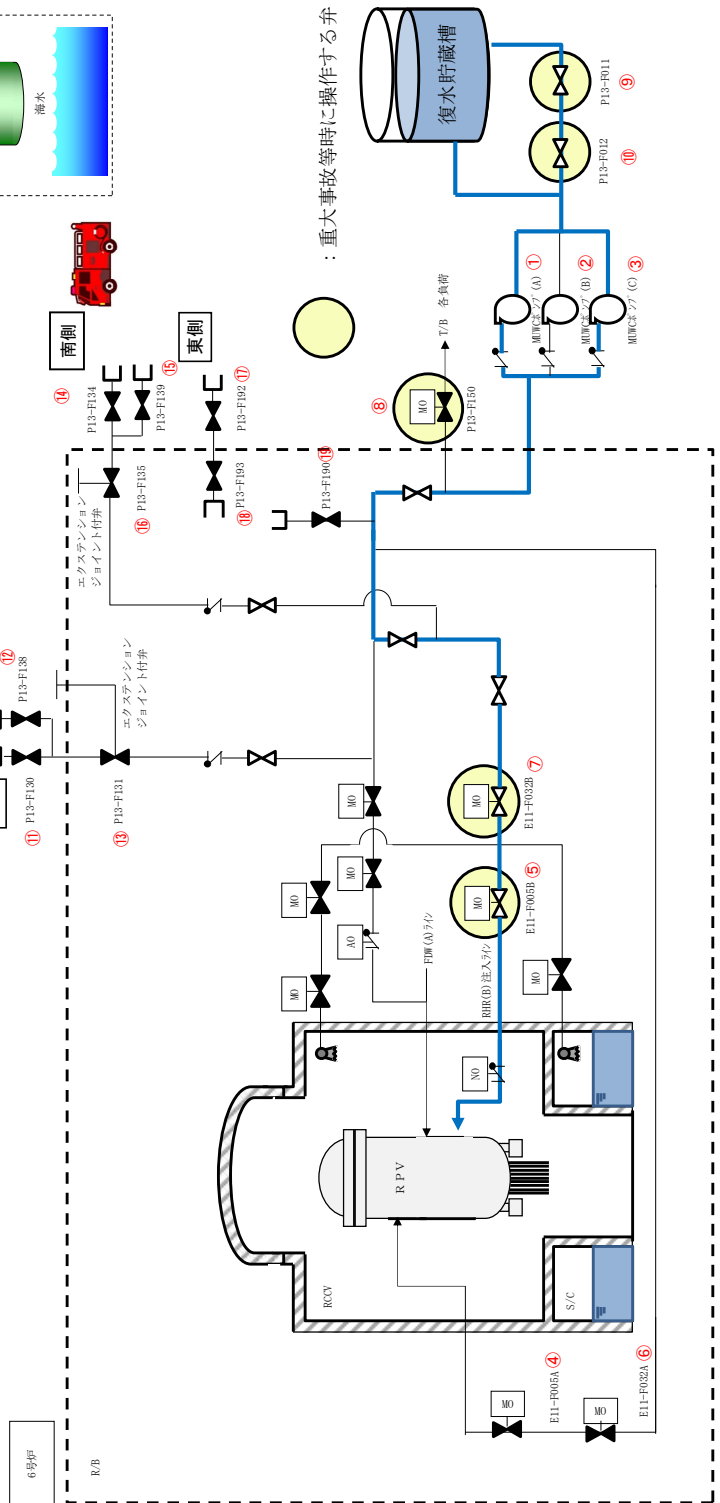


図1 低圧代替注水系（常設）系統概要図
RHR (B) ラインからの低圧代替注水 (6号炉)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

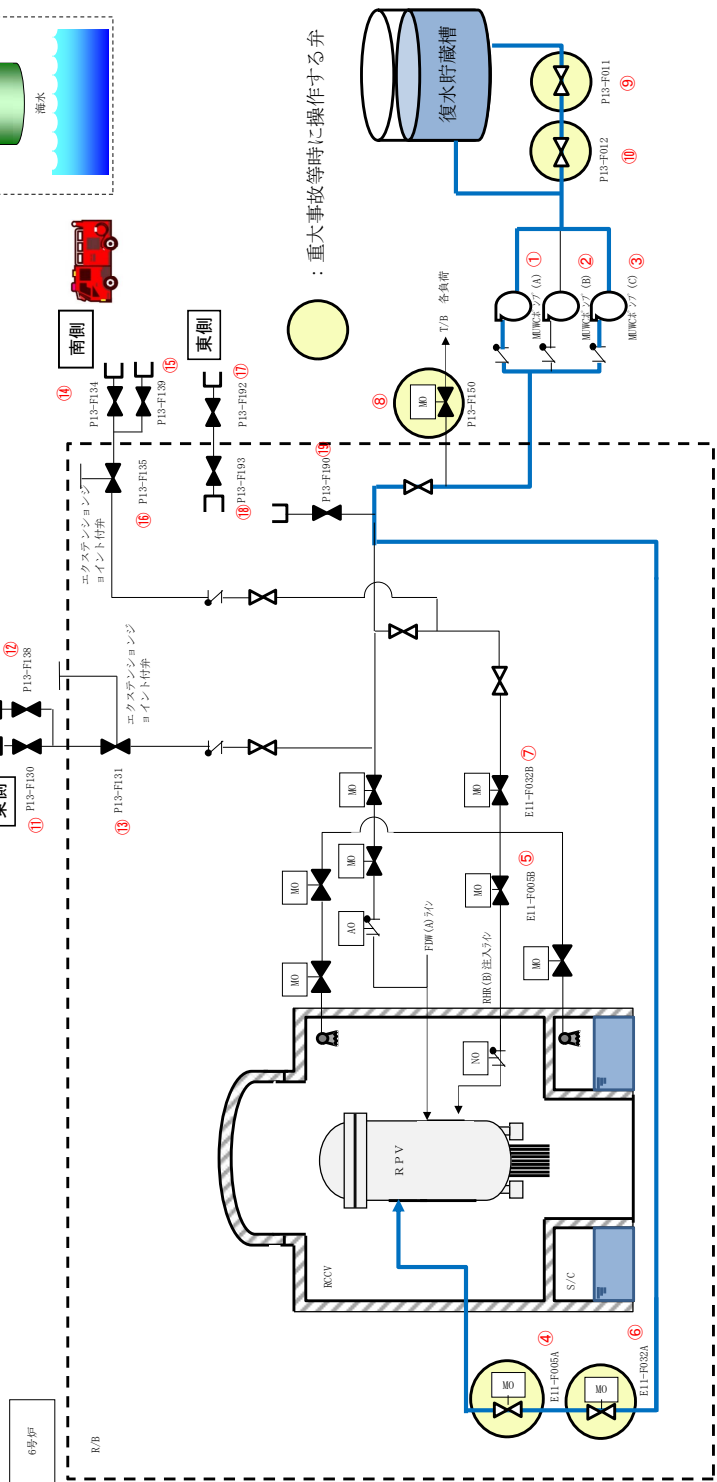
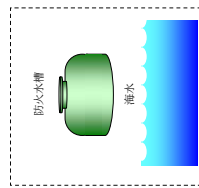


図2 低压代替注水系（常設）系統概要図
RHR (A) ラインからの低压代替注水 (6号炉)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

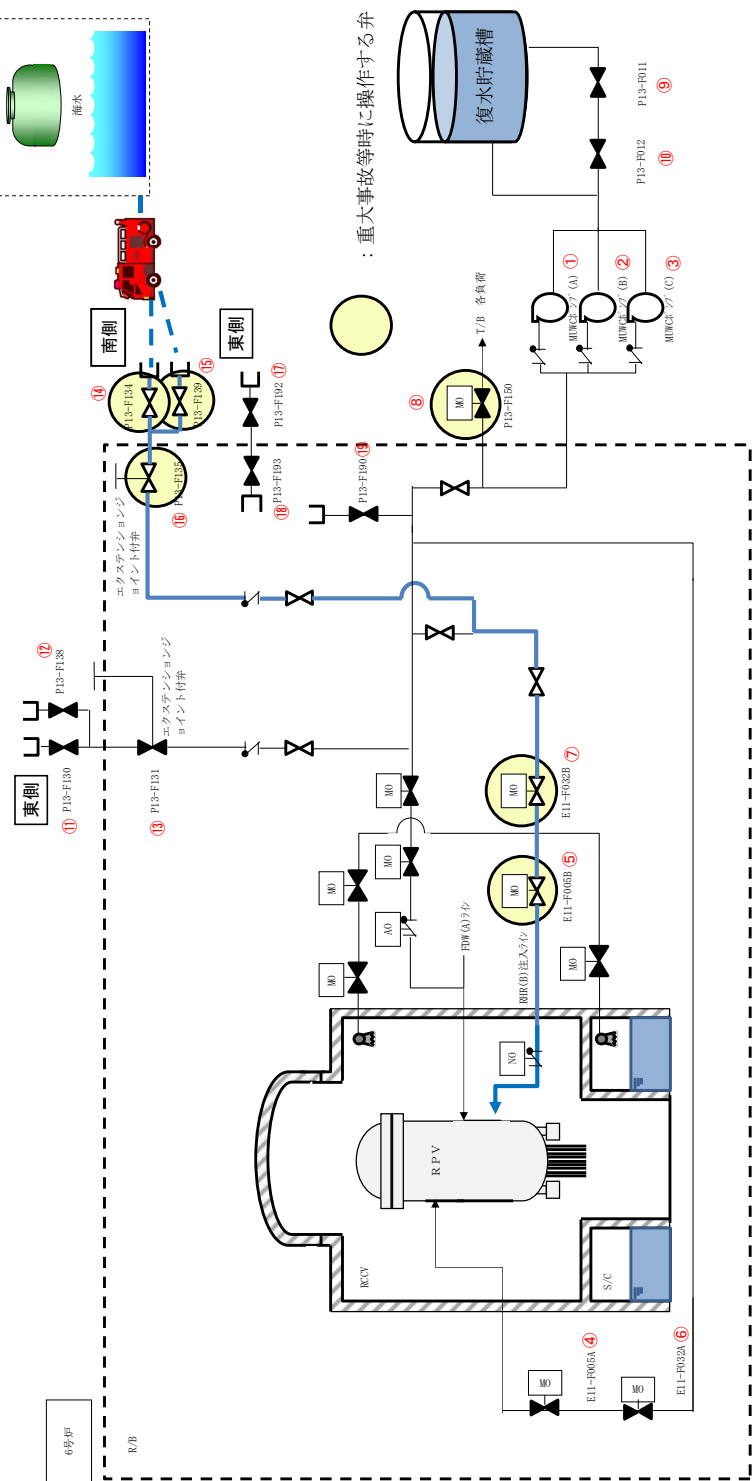


図3 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図
RHR (B) ラインからの低圧代替注水（6号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

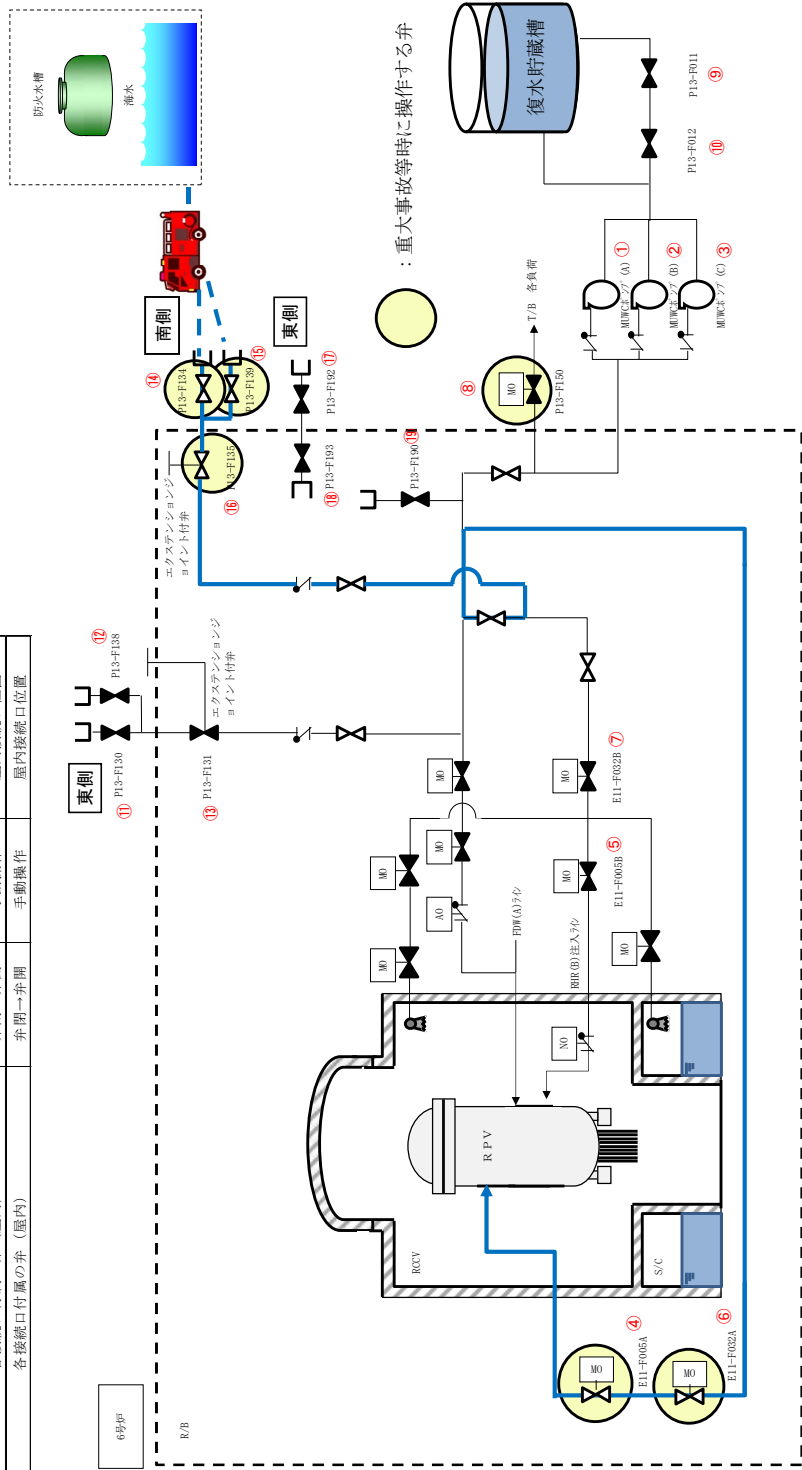


図4 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図
RHR (A) ラインからの低圧代替注水（6号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

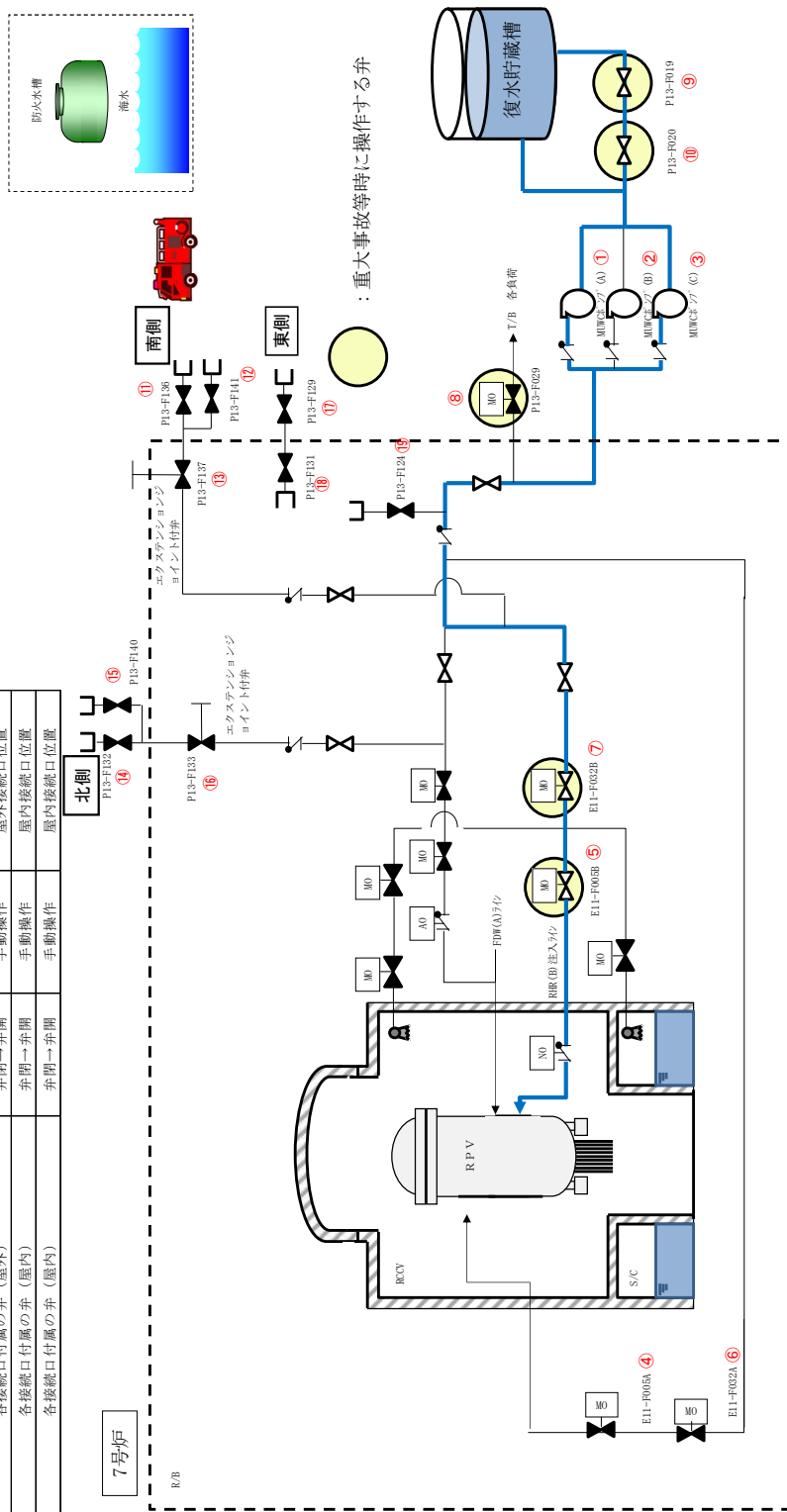


図5 低圧代替注水系（常設）系統概要図
RHR (B) ラインからの低圧代替注水（7号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

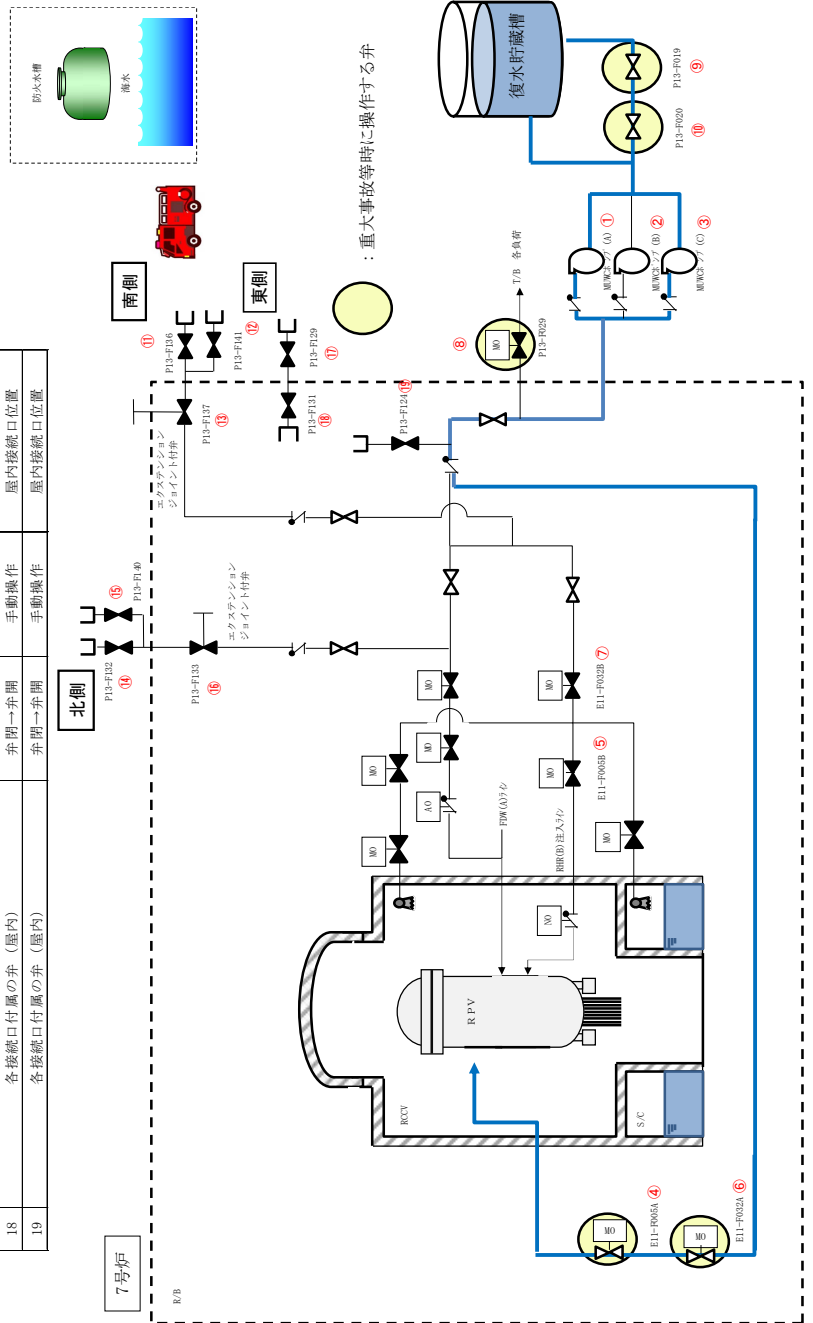


図6 低圧代替注水系（常設）系統概要図
RHR (A) ラインからの低圧代替注水（7号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	各接続口付風の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	各接続口付風の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

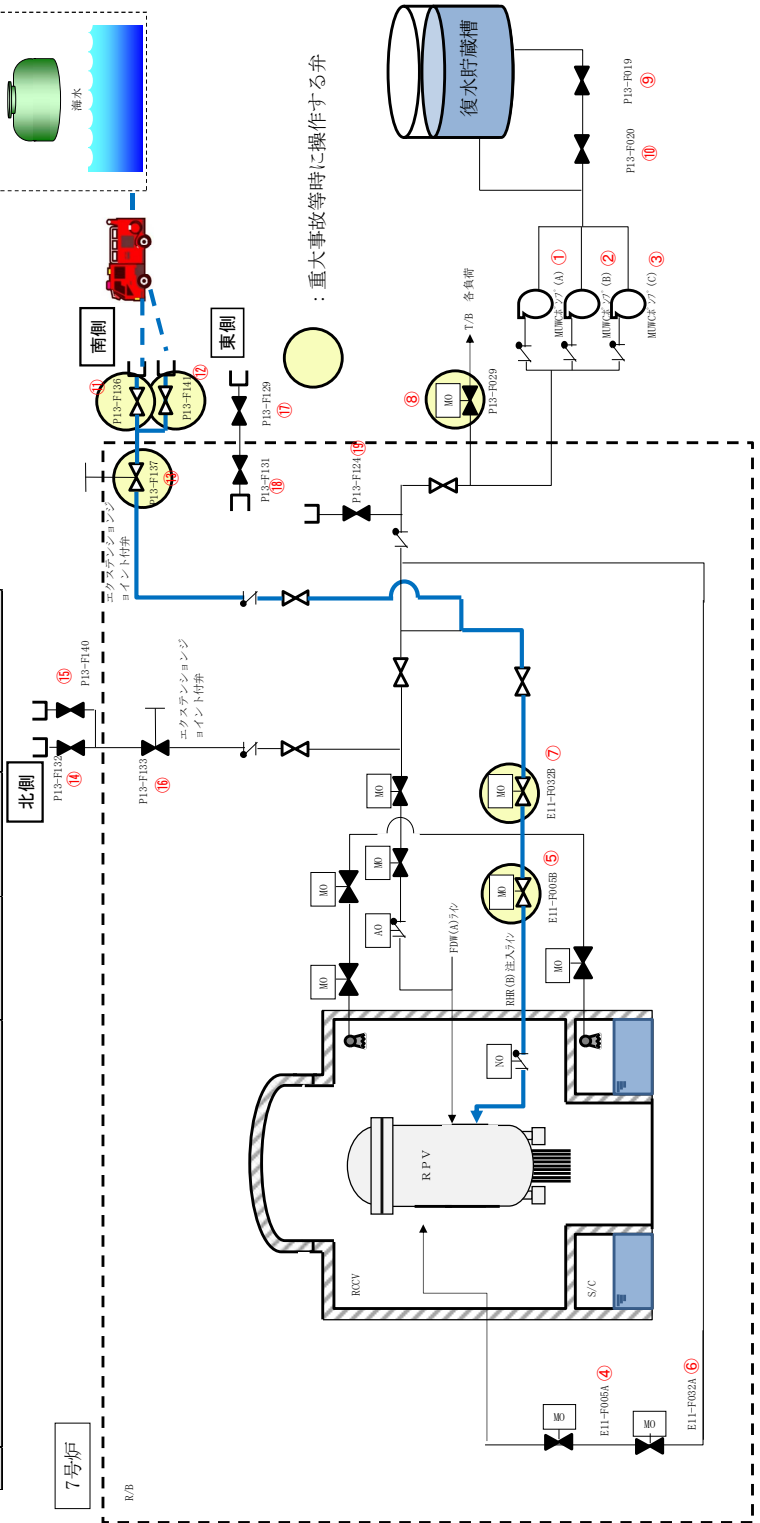


図7 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図
RHR (B) ラインからの低圧代替注水（7号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上3階
17	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

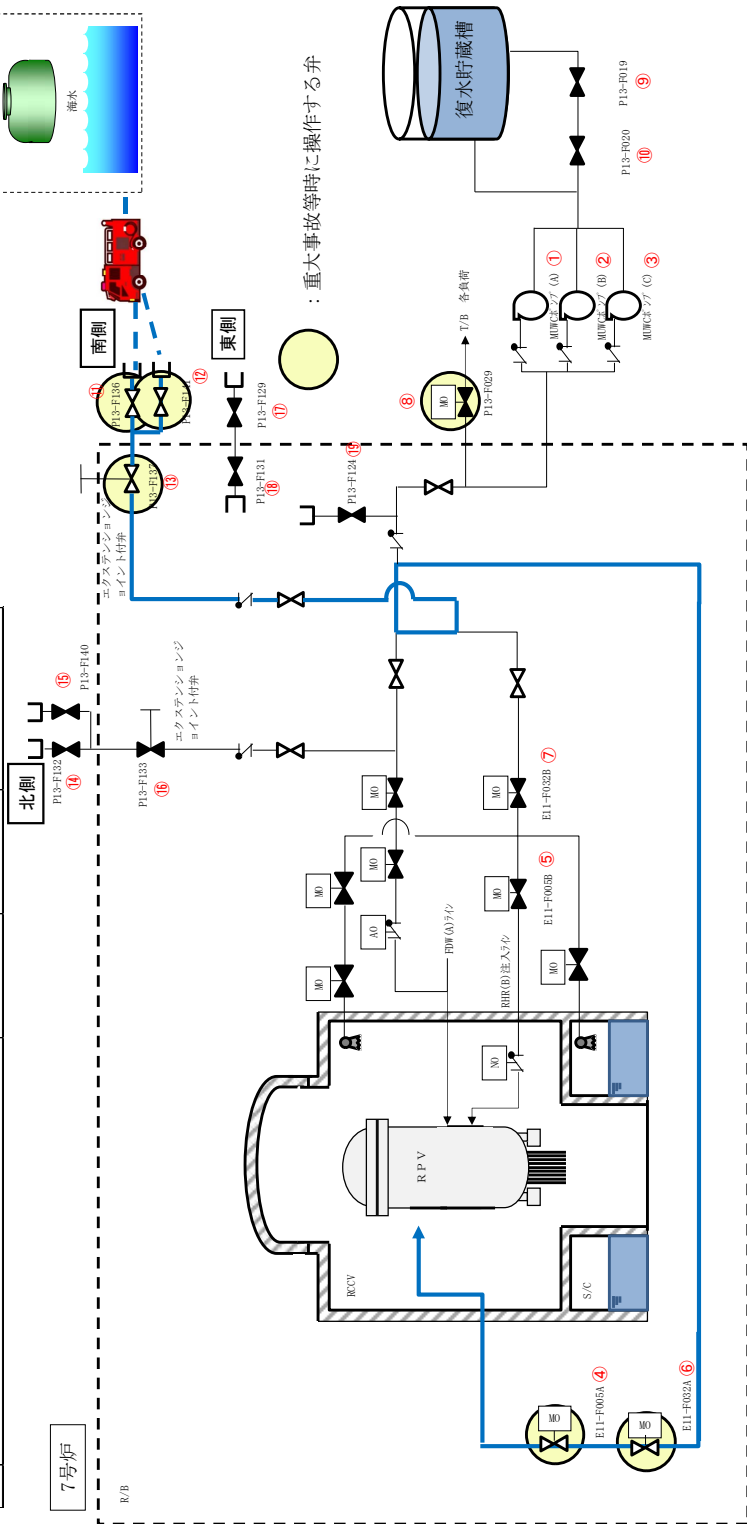


図8 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図
RHR (A) ラインからの低圧代替注水（7号炉）

・復水移送ポンプを用いた確実な注水について

復水移送ポンプを用いた低圧代替注水については、多岐に分岐した復水補給水系を流路として使用することから、バイパス流を防止する必要がある。低圧代替注水のバイパス流を防止するため、低圧代替注水系の主ラインからの分岐部については、主ラインから最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても、低圧代替注水のバイパス流を防止するため、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

以下に、代替循環冷却運転時の回り込み防止対策として、復水補給水系弁の閉止可否検討の結果を示す。本対策は、代替循環冷却系の回り込み防止対策だけでなく、低圧注水系としての回り込み防止対策にもなる。

<代替循環冷却運転時の回り込み防止対応について>

代替循環冷却系を運用する際、サプレッション・チェンバのプール水を水源とするため、炉心損傷した場合については高線量の水が循環することで、周辺エリアの線量が大きく上昇することが想定される。その為、循環冷却系を運転中、及び、その後の長期的な収束のための各機器の復旧作業に悪影響を及ぼす懸念がある。

代替循環冷却系の流路を構成する既設の復水補給水系は、プラント運転時に様々な供給先（負荷）を持っており、主流路からの分岐が多数ある。これらの分岐配管は耐震性を有する設計とするとともに、分岐先において閉じた系を構成している（供給先において弁が閉止している）ため、高線量の水が建屋内に溢水することや、予期しない他の系統に流入することはない。

しかし、事故後長期の復旧作業への影響を考慮すると、可能な限り高線量の水の流れる範囲を限定することが必要である。そこで、代替循環冷却系の主流路からの分岐配管については、可能な限りプラント運転時から、主ラインから最も近い弁（第一止め弁）にて常時閉止することを検討し、事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁の閉止が不可能な場合には代替循環冷却系の運転前に弁の閉操作を実施することを検討した。

検討の結果を図9、図10、表1～表4に示す。分岐配管のうち、非常用炉心冷却系等の封水供給配管については、弁の閉止により供給先の系統に悪影響（ウォータハンマーの発生等）を及ぼす可能性があるため、常時閉止運用とすることは不可と判断した。また、低圧代替注水系や格納容器下部注水系のように事故対応で使用する弁についても常時閉止運用とすることは不可と判断した。しかし、それ以外の供給先（負荷）については、分岐部を閉止することが可能である。このため、これらの供給先（負荷）に悪影響を及ぼさない箇所については、通常運転中から弁を閉止することにより、高線量の水が流入することを防止する措置を講じることとする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

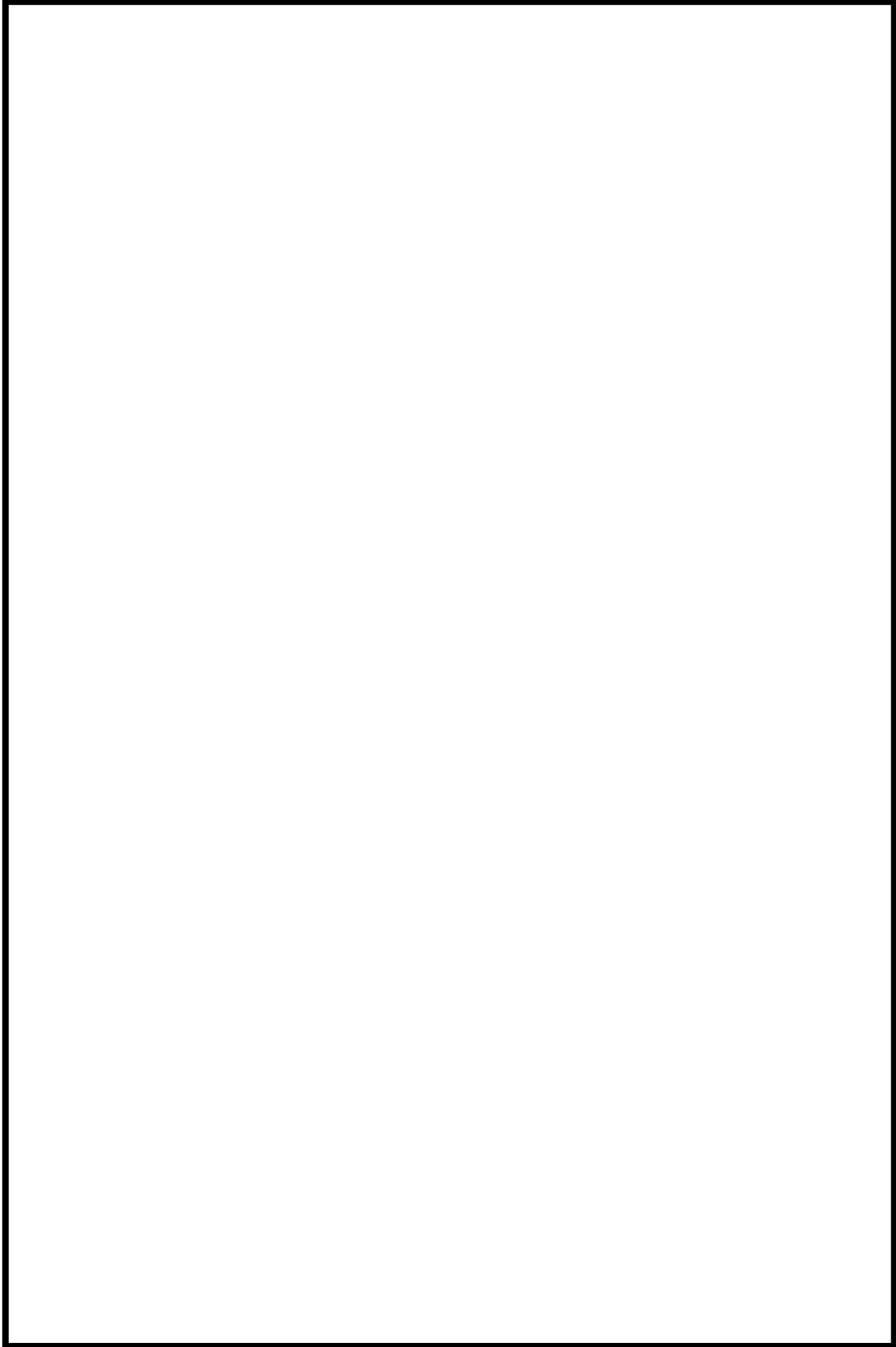


図 9 代替循環冷却系 系統図(6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

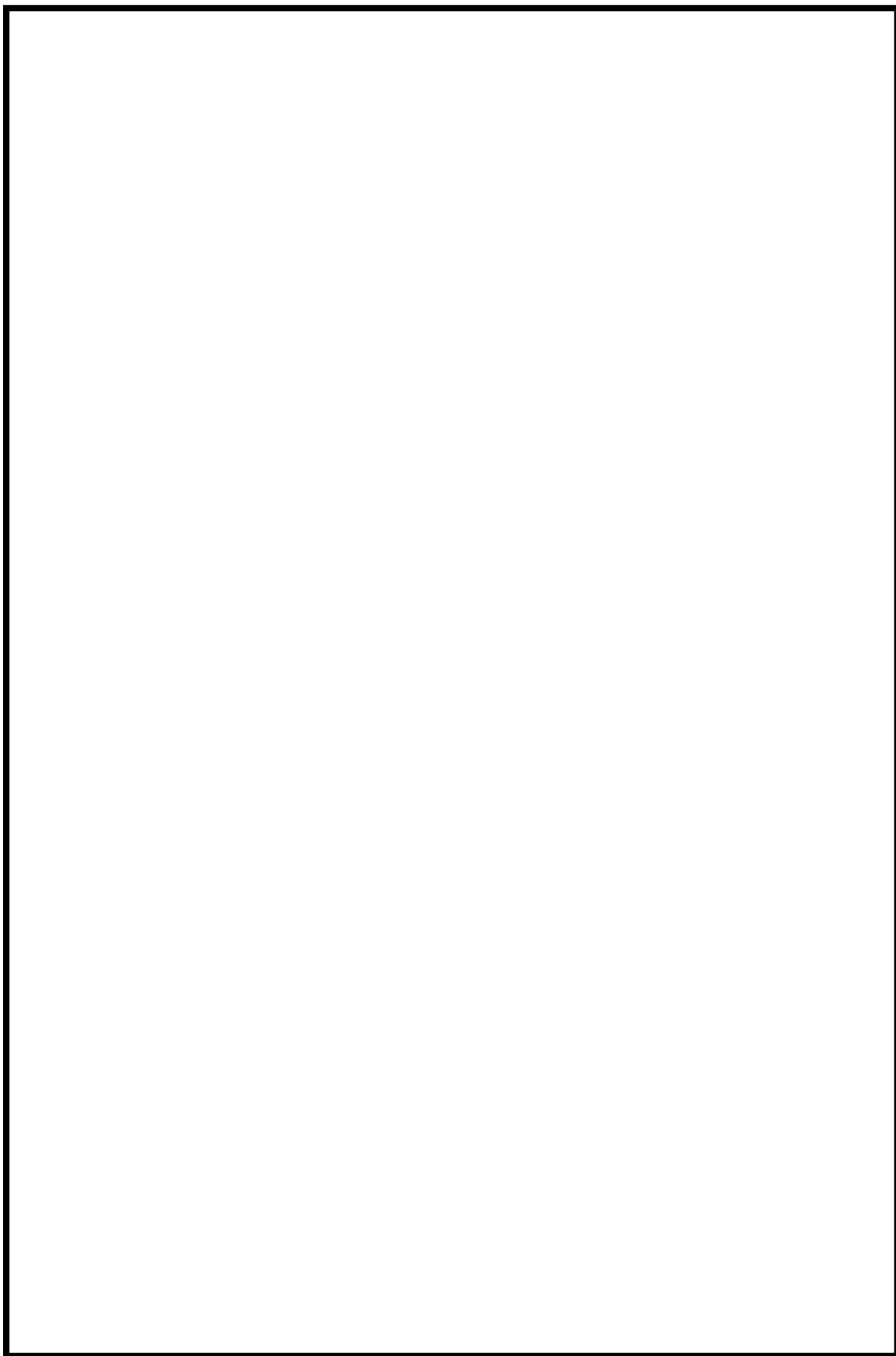


図 10 代替循環冷却系 系統図(7号炉)

表 1 代替循環冷却系閉止弁リスト(6号炉)

No.**	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F059	廃スラッジ移送ライン復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F056	C U Wろ過脱塩装置補給用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
3	P13-F085	D/W H C W サンプ配管洗浄用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F054	C U W 逆洗洗浄用復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F090	C R D 補修室等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F023	M U W C サンプリング戻り止め弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-F009	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
8	P13-M0-F150	T/B 負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	G51-M0-F009	S P C U 系 C S P 側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
10	P13-F403	R w/B 復水積算流量計バイパス弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F010	C R D 復水入口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F017A	復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F017B	復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	P13-F017C	復水移送ポンプ(C)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
17	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施

※本表の「No.」は、図 1 記載の「弁 No.」を示す。

表 2 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(6号炉)

No.※	弁番号	弁名称	閉止不可理由
18	P13-F069	FP系連絡弁後弁	SA時の消防車による原子炉注水時に使用
19	P13-F081	RCIC系洗浄用等復水元弁	HPAC/RCIC封水ライン
20	P13-F058	RHR(B)系洗浄用等復水元弁	SA時の代替格納容器スプレィ冷却系で使用
21	P13-F057	RHR(A)(C)系洗浄用復水元弁	HPCF(C)封水ライン SA時の格納容器下部注水系で使用
22	P13-F061	スキマサージタンク(B)積算流量計入口弁	SFPスキマサージタンクへの自動注水補給で使用
23	G51-F015	SPCU系MUWC封水弁	SPCUを用いたSFP注水, 原子炉ウェル注水で使用
24	P13-F096B	HPCF(B)系封水用復水減圧オリフイス前弁	HPCF(B)封水ライン
25	E22-F001B	HPCF系CSP側吸込弁(B)	HPCF(B)吸込みライン(水源)
26	E22-F030	HPACポンプ吸込弁	HPAC吸込みライン(水源)
27	E51-F001	RCIC系CSP側吸込弁	RCIC吸込みライン(水源)
28	E22-F001C	HPCF系CSP側吸込弁(C)	HPCF(C)吸込みライン(水源)

※本表の「No.」は、図1記載の「弁No.」を示す。

表3 代替循環冷却系閉止弁リスト(7号炉)

No.*	弁番号	弁名称	対応策
01	P13-F087	MUWC CUWろ過脱塩器逆洗水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
02	P13-F721	HUWC復水移送ポンプ出口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
03	P13-F077	MUWC-075 ライン供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
04	P13-F105	MUWC 蒸気乾燥機気水分離器ピット水張用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする
05	P13-F110	MUWC R/B運転階供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
06	P13-F722	HUWC復水移送ポンプ入口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
07	P13-M0-F029	MUWC T/B負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
08	G51-M0-F010	S P C U C S P側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
09	P13-F021	MUWC CRD駆動水供給元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
10	P13-F008A	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F008B	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F008C	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F001	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	E22-F028	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F029	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F030	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
27	P13-F079	MUWC CUWろ過脱塩器Yスト洗浄水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
28	P13-F075	MUWC CUW逆洗水ポンプ入口洗浄用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする

※本表の「No.」は、図2記載の「弁No.」を示す。

表 4 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(7号炉)

No.**	弁番号	弁名称	閉止不可理由
03	P13-F077	MUWC-075 ライン供給元弁	HPAC 封水ライン
17	P13-F086	MUWC RO-D032 入口弁	HPCF(C)封水ライン
18	P13-F093	MUWC 格納容器冷却ライン元弁	SA 時の格納容器下部注水系で使用
19	P13-F099	MUWC P13-F091 出口弁	SA 時の消防車による原子炉注水時に使用
20	P13-F101	MUWC-101 ライン供給元弁	SFP スキマサージタンクへの自動注水補給で使用
21	P13-F083	MUWC-077 ライン供給元弁	SA 時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用 HPCF(B)封水ライン
22	E22-F001B	HPCF CSP 側吸込弁 (B)	HPCF(B)吸込みライン (水源)
23	E22-F023	HPCF HPAC 冷却水ライン隔離弁	HPAC 吸込みライン (水源)
24	E51-F001	RCIC CSP 側吸込弁	RCIC 吸込みライン (水源)
25	E22-F001C	HPCF CSP 側吸込弁 (C)	HPCF(C)吸込みライン (水源)
26	P13-F084	MUWC RO-D030 入口弁	RCIC 封水ライン

※本表の「No.」は、図 2 記載の「弁 No.」を示す。

47-5
試験及び検査

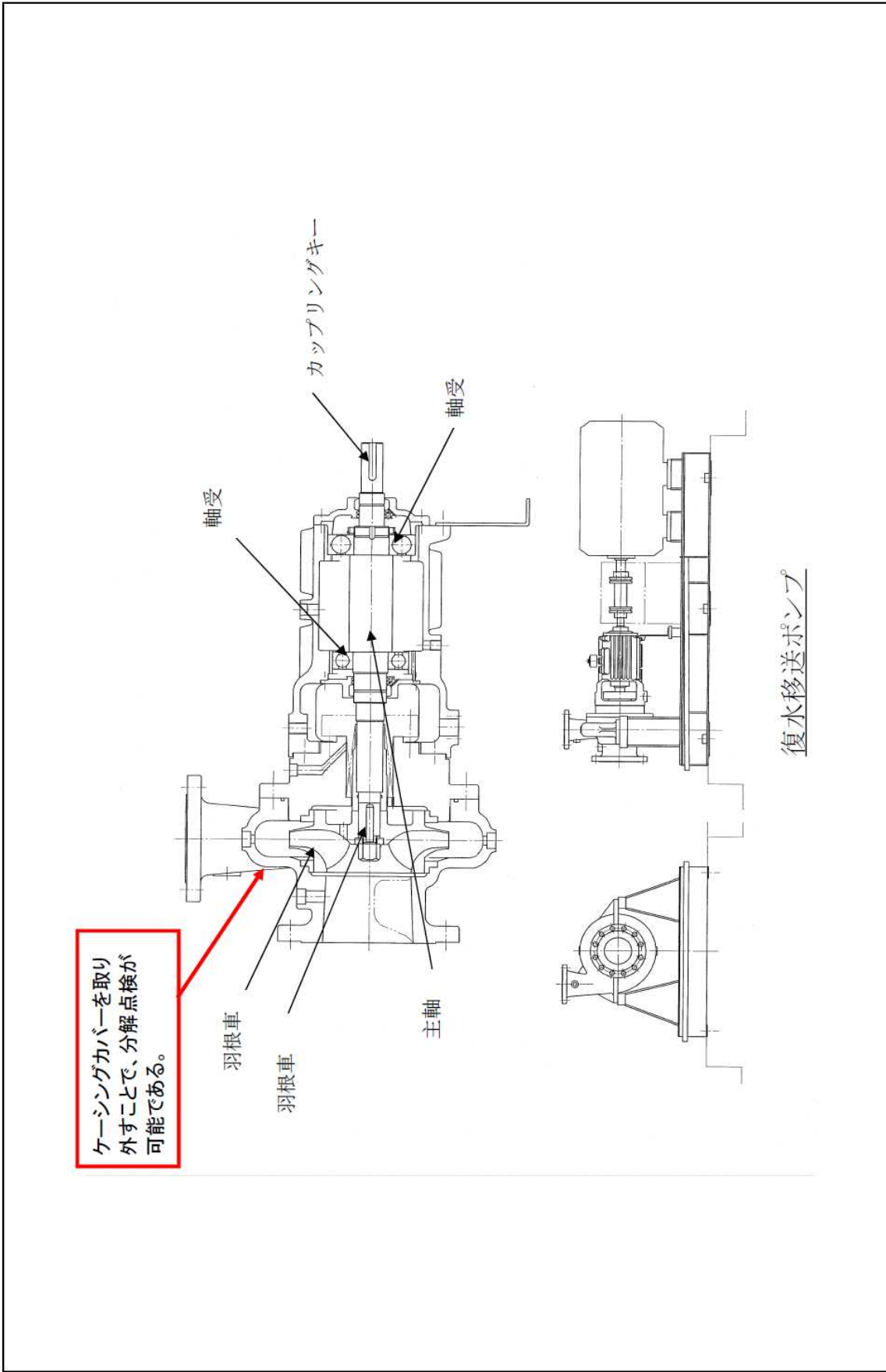


図1 構造図（復水移送ポンプ）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図2 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 (常設) RHR (B) ラインからの低圧代替注水 (6号炉))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

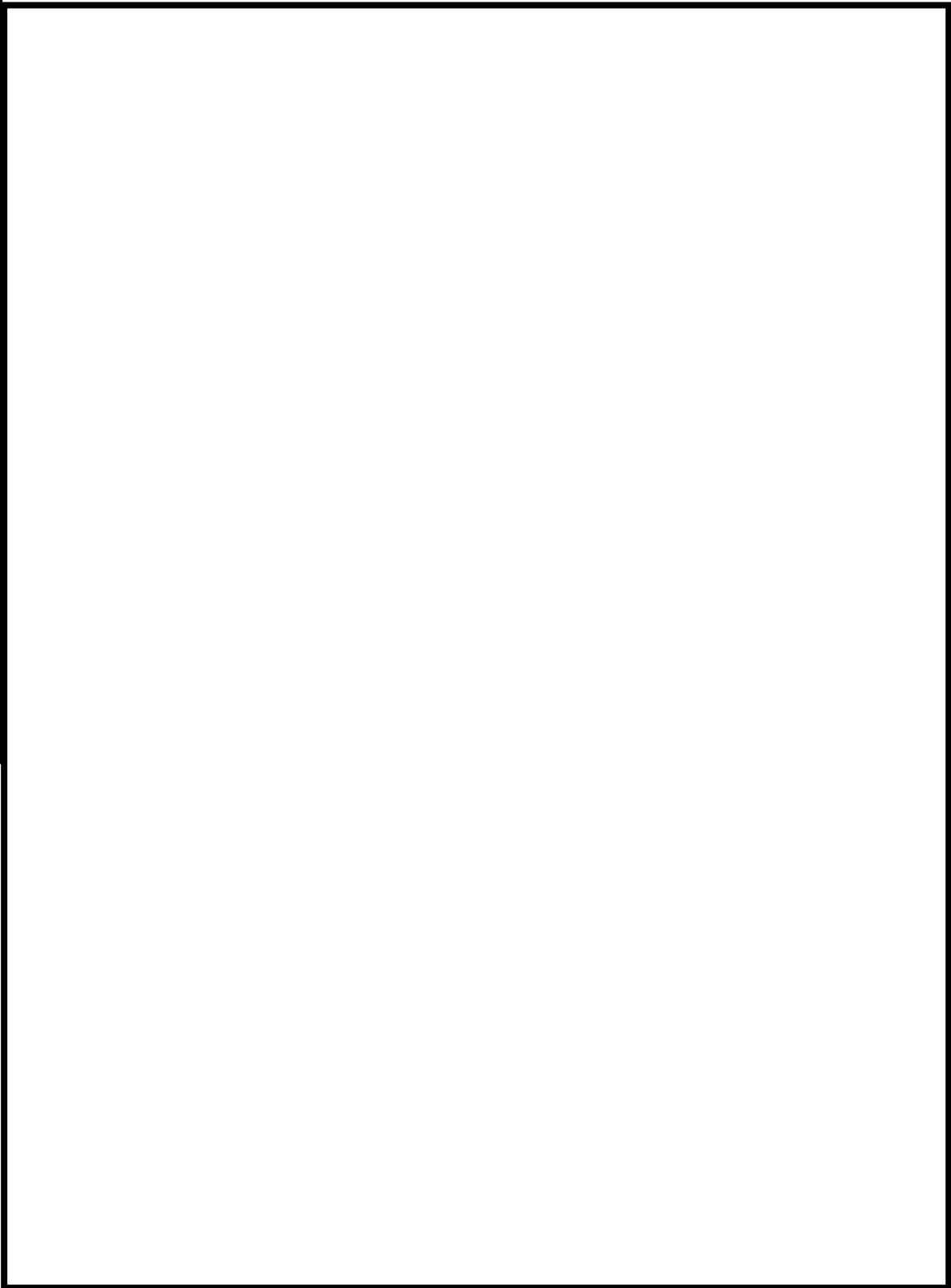


図3 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 (常設) RHR (A) ラインからの低圧代替注水 (6号炉))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

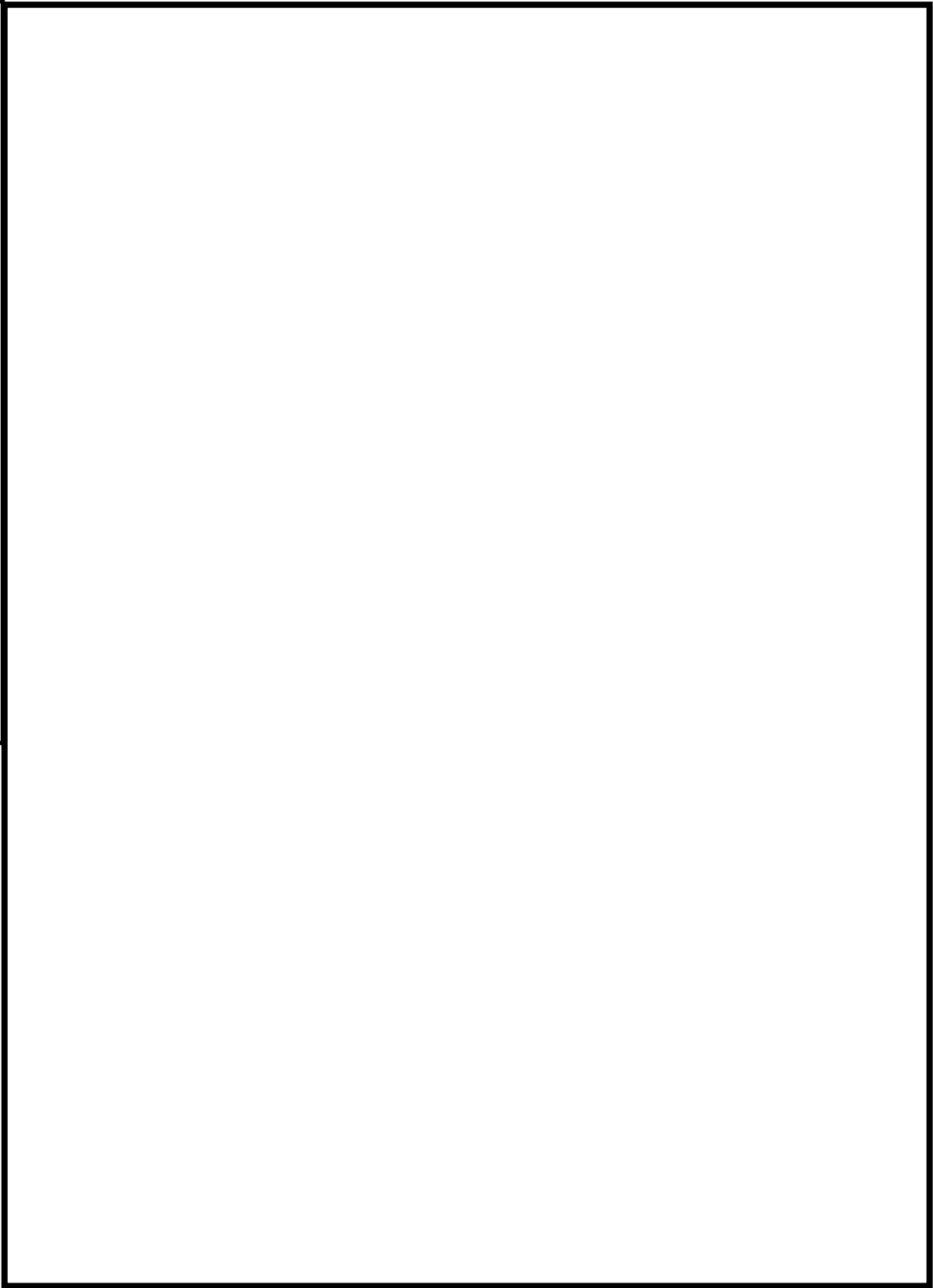


図 4 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 (常設) RHR (B) ラインからの低圧代替注水 (7 号炉))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

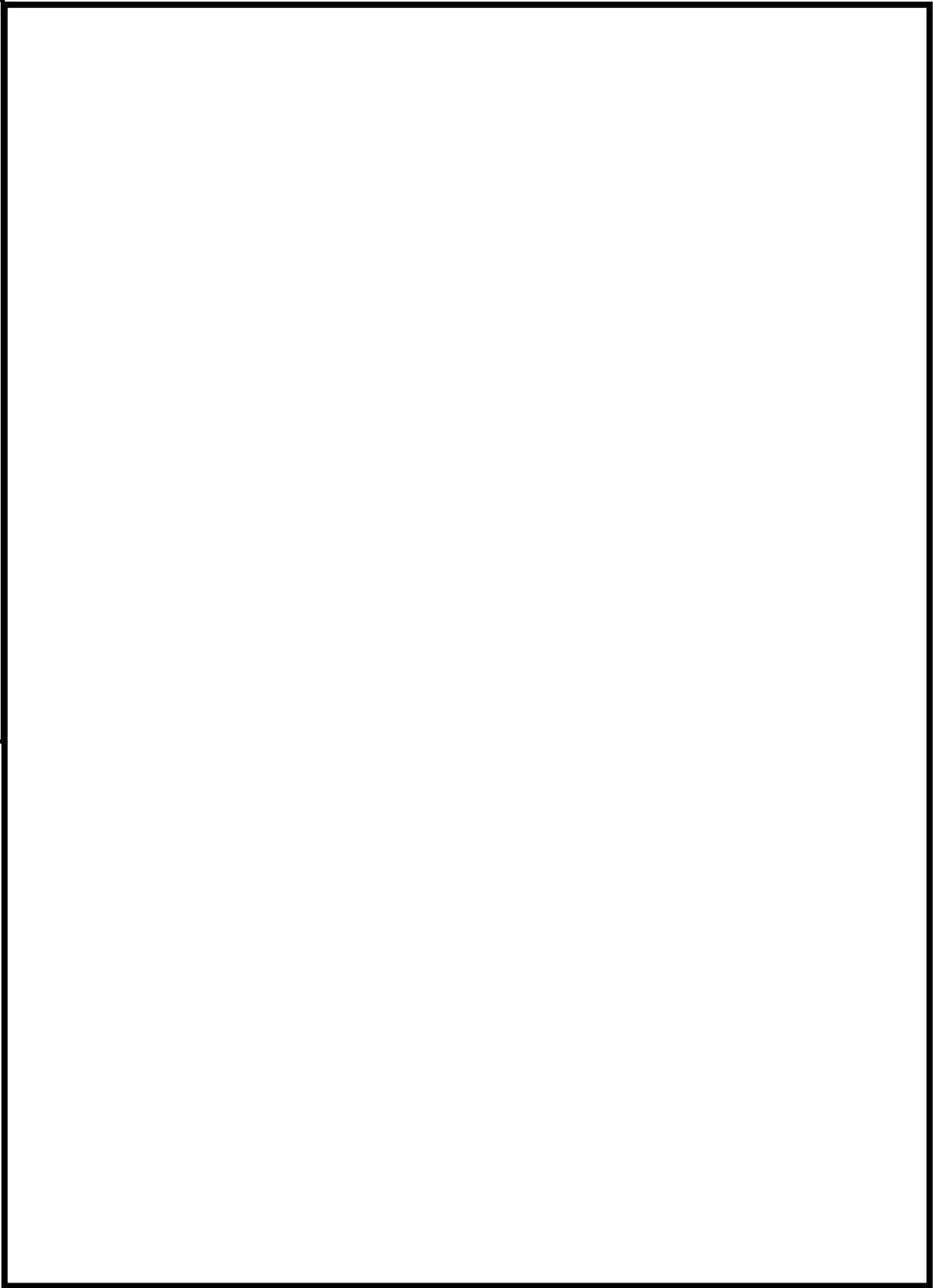
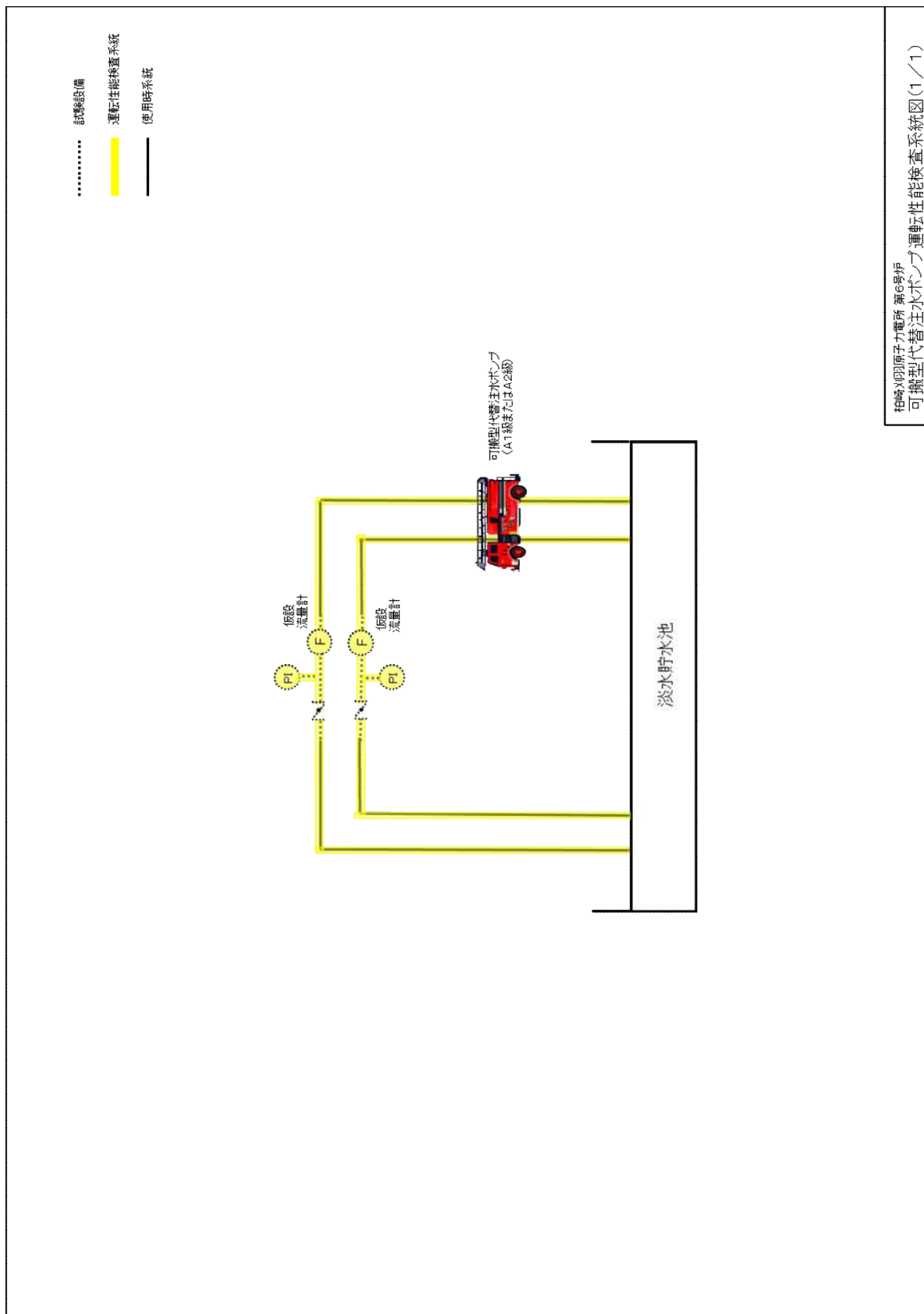
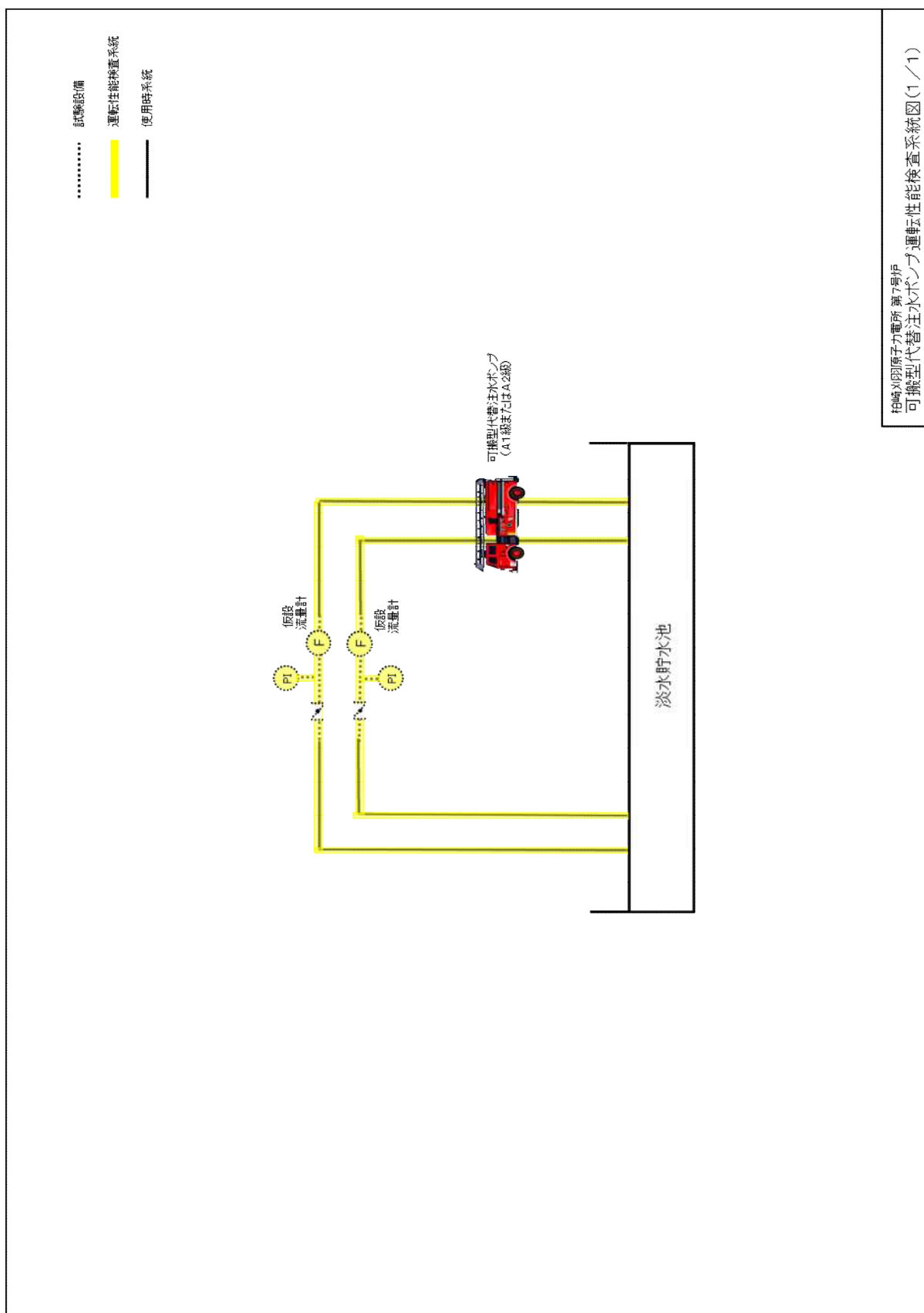


図5 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 (常設) RHR (A) ラインからの低圧代替注水 (7号炉))



柏崎刈羽原子力発電所 第6号炉
 可搬型代替注水ポンプ運転性能検査系統図(1/1)

図6 運転性能検査系統図 (6号炉可搬型代替注水ポンプ)



柏崎刈羽原子力電所 第7号炉
可搬型代替注水ポンプ運転性能検査系統図(1/1)

図7 運転性能検査系統図 (7号炉可搬型代替注水ポンプ)

47-6
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		復水移送ポンプ (低圧代替注水時)
容量	m ³ /h/台	150 (注 1), (125 (注 2))
全揚程	m	6 号炉:70 以上, 7 号炉:68 以上 (注 1) (85 (注 2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	6 号炉: <input type="checkbox"/> 以上, 7 号炉: <input type="checkbox"/> 以上 (注 1) (55 (注 2))
機器仕様に関する注記		注 1: 要求値を示す 注 2: 公称値を示す

【設 定 根 拠】

復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために使用する。

系統構成は、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉へ注入することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプは、1 基あたり 3 台設置しており、このうち必要台数は最大で 2 台であり、1 台を予備として確保する。

1. 容量 150 m³/h/台 (注1) /125 m³/h/台 (注2)

復水移送ポンプを用いて残留熱除去系配管 (B) から原子炉へ注入する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA 時注水機能喪失に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において、復水移送ポンプ2台で最大約 300 m³/h であることから、1台あたり約 150m³/h を必要とする。

また、復水移送ポンプを用いて残留熱除去系配管 (A) から原子炉へ注入する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失(長期 TB, TBU, TBD)に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において、事象発生から 24 時間後の代替原子炉補機冷却系運転開始後であることから、24 時間後の崩壊熱相当量を注水すれば冠水を維持することが可能である。そのときの崩壊熱相当量は保守的に見ても約 35m³/h 程度であることから、重大事故等時における低圧代替注水系(常設)として必要とされる最大流量としては、復水移送ポンプを用いて残留熱除去系配管 (B) から原子炉へ注入する場合であり、1台あたり約 150m³/h とする。

2. 揚程 6号炉:70m, 7号炉:68m (注1) /85m (注2)

原子炉に注入する場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉に注入する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【6号炉】

＜残留熱除去系（B）配管からの低压代替注水＞

・移送先の圧力約 0.1MPa（300m³/h 注入可能な炉圧）の場合

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m

合計 約 70 m

【7号炉】

＜残留熱除去系（B）配管からの低压代替注水＞

・移送先の圧力約 0.1MPa（300m³/h 注入可能な炉圧）の場合

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m

合計 約 68 m

以上より、原子炉に注入する場合の復水移送ポンプの揚程は 6 号炉で 70m、7 号炉で 68m である。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締め切り運転時の揚程約 m（約 MPa）に静水頭約 m（約 MPa）を加えた約 MPa を上回る圧力として 1.37MPa としており、重大事故時に低压代替注水系として原子炉に注入する場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、水源の復水貯蔵槽の最高使用温度に合わせ 66℃としており、重大事故等時に低压代替注水系として原子炉に注入する場合の温度もこれと同様である。

5. 原動機出力 6号炉 kW, 7号炉 kW (注1) / 55 kW (注2)

【6号炉】

低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 150m³/h, 揚程 79m, のときの必要軸動力は, 以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((150/3,600) \times 79) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} = \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
- ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : ポンプ容量 (m³/h) = 150
- H : ポンプ揚程 (m) = 79 (図1参照)
- η : ポンプ効率 (%) = 約 (図1参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

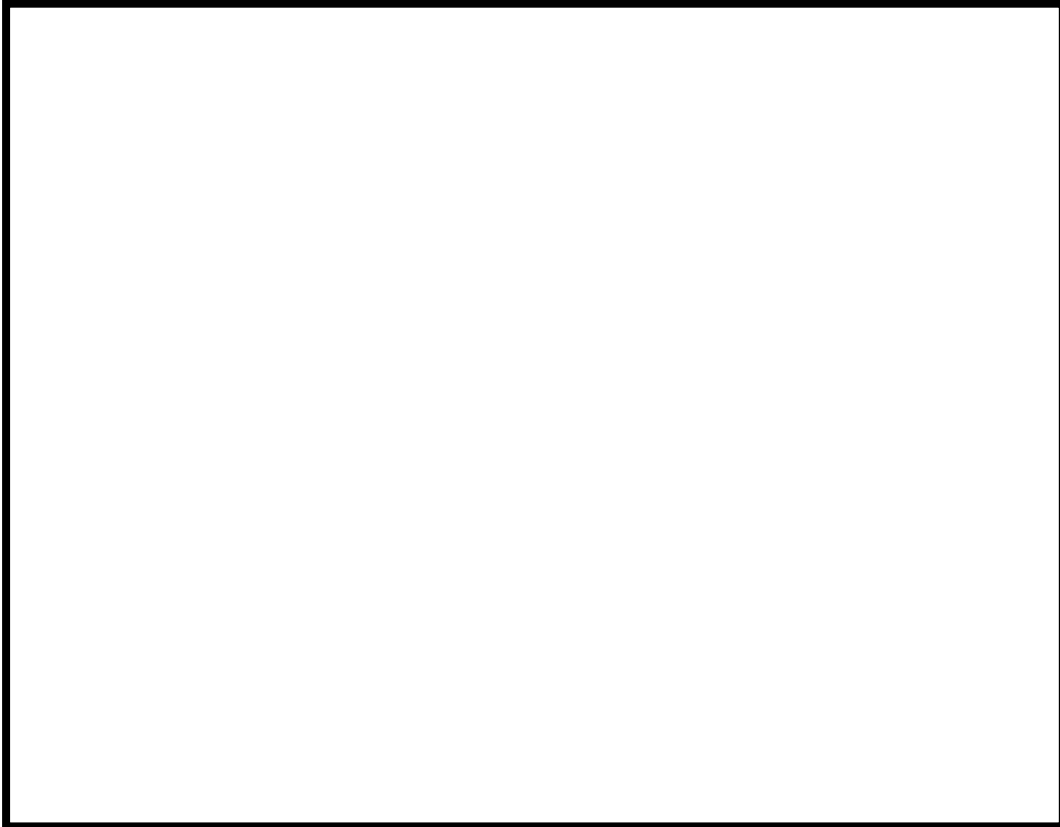


図1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

【7号炉】

低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 150m³/h、揚程 84m、のときの必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times \left(\frac{Q}{3,600} \times H \right) / \left(\eta / 100 \right) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \left(\frac{150}{3,600} \times 84 \right) / \left(\text{} / 100 \right) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 150
H : ポンプ揚程 (m) = 84 (図 2 参照)
η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 2 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))



図 2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より、設計基準対処施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の公称値は 55kW/個であり、低圧代替注水系として使用する復水移送ポンプの揚程はこの内数であることから同様の 55kW/個とする。

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m ³ /h/台	45(注1), (120(注2))
吐出圧力	MPa	1.47(注1), (0.85(注2))
最高使用圧力	MPa	1.74
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/台	110
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：規格値を示す

【設 定 根 拠】

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故時等に以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、防火水槽を水源として原子炉建屋外壁に設置されている複数の接続口に接続し、復水補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して、原子炉へ注入することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時において、炉心注水として原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 セット 3 台使用する。保有数は 1 基あたり 2 セットで 6 号炉及び 7 号炉を合わせて 12 台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台 (共用) の合計 13 台を分散して保管する。

1. 容量 45m³/h(注1)／120m³/h(注2)

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の容量は、原子炉停止後 8 時間後の崩壊熱除去に必要な注水量として 45m³/h 以上とする。

これを上回るものとして、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 120m³/h 以上を容量の公称値とする。

2. 揚程 1.32MPa(注1)／0.85MPa(注2)

原子炉に低圧注水する場合の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の揚程は、淡水又は海水を原子炉に注入する場合の、水源と移送先の圧力差 (大気開放である防火水槽等と移送先の圧力)、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲の影響、配管及び弁類圧損を基に設定する。

6 号炉及び 7 号炉の複数ある接続口のうち、使用する消防ホースの圧損、ホース湾曲の影響、建屋内配管圧損等を考慮し、最も保守的となる、7 号炉原子炉建屋東側の接続口へ接続した場合の揚程を以下に示す。

【7 号炉 (東側)】

< 残留熱除去系 (B) 配管からの低圧代替注水 >

・ MUWC 可搬型接続口 (東) (屋内ホース引き回し) の場合

最終吐出端必要圧力	約		MPa
静水頭	約		MPa
ホース圧損	約		MPa ※1
ホース湾曲による影響	約		MPa ※1
機器類圧損	約		MPa

合計 約 1.47 MPa

※1 ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については 47-6-9, 10 参照。

詳細設計においては、重大事故時のホースの取り回し、作業性、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。

以上より、低圧代替注水 (可搬型) を用いる場合に必要となる吐出圧力は約 1.47MPa となるが、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、公称値は規格値の 0.85MPa とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図3 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）性能曲線

上記の揚程の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため、NPSHの評価を行った。

<接続口側可搬型代替注水ポンプ>

低圧代替注水（可搬型）を用いる場合に必要となる流量（45m³/h）及び揚程（1.47MPa）から、ポンプの必要回転数を3000rpmとする。この回転数において、所定の流量を確保するためのNPSH（必要NPSH）は、図4の水頭に余裕を見込み、 mとする。

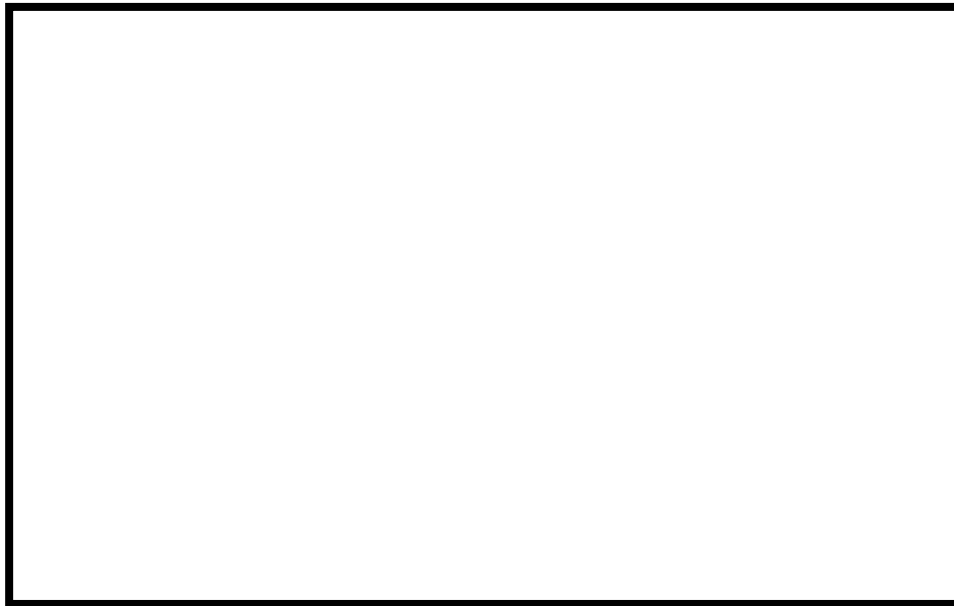


図4 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) N P S H

一方, 有効N P S Hは, 水源となる防火水槽の設置条件から, 下記のとおり算出する。

$$\text{有効N P S H} = H a + H s - H l - h s$$

ここで, $H a$: 元車からの吐出圧力

$H s$: 揚程

$H l$: 吸込圧損

$h s$: 飽和蒸気圧水頭

ポンプにおいてキャビテーションの発生を防ぐため, 有効N P S H > 必要N P S H となる $H a$ を設定すると, $H a$ は 0.15MPa となる。

<防火水槽側可搬型代替注水ポンプ>

接続口側可搬型代替注水ポンプに必要な流量(22.5m³/h/台)及び揚程(0.15MPa)から, ポンプの必要回転数を 2200rpm とする。この回転数において, 所定の流量を確保するためのN P S H (必要N P S H) は, 図4の水頭に余裕を見込み, m とする。

一方, 有効N P S Hは, 水源となる防火水槽の設置条件から, 下記のとおり算出する。

$$\begin{aligned}\text{有効N P S H} &= H a' + H s' - H l' - h s' \\ &= 10.3 - 4.6 - \text{} - 0.8 \\ &= \text{} \text{ m}\end{aligned}$$

ここで, $H a'$: 大気圧

$H s'$: 吸込揚程

$H l'$: 吸管圧損

$h s'$: 飽和蒸気圧水頭

これらの算出結果から, 有効N P S H (m) > 必要N P S H (m) を満足するため, ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

3. 最高使用圧力 1.74MPa

低圧代替注水（可搬型）に必要となる吐出圧力は1.47MPaであるが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いた注水先への注水シナリオのうち、吐出圧が最大となるのは格納容器下部注水にて要求される吐出圧力（1.74MPa）であり、低圧代替注水（可搬型）に要求される圧力を上回ることから、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の最高使用圧力は1.74MPaとする。

4. 最高使用温度 40℃

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の最高使用温度は、水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため、40℃とする。

5. 原動機出力 約110kW/台

低圧代替注水系（可搬）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして約110kWとする。

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である、『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

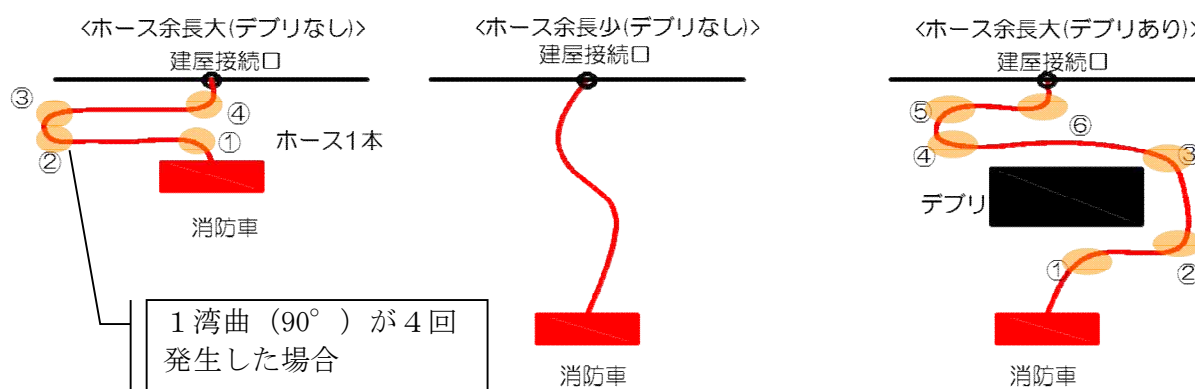


図1 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失 h_c >

$$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$$

○損失ヘッド f_c

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧に記載されている曲率半径 1000mm における 90° 湾曲時の損失ヘッドである

$$f_c = 0.068 \dots \text{ [MPa] (i)}$$

を引用する。

○流速 v

$$v = Q/A$$

・ Q = 流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

ここでは、例示として、90 [m³/h] の場合の計算を示す。

ホース 2 線で送水した場合、1 線あたり 45 [m³/h] = 0.75 [m³/min] となる。

・ A = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから、75A のホースを使用した場合を想定すると、 $r = 0.038$ [m] となる。よって、 $A = 0.00454$ [m²]

・流速 $v=Q/A$ より

$$v=165.1982[\text{m}/\text{min}]$$

$$= \underline{2.7533[\text{m}/\text{s}]} \cdots (\text{ii})$$

○上記(i)(ii)より, 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

$h_c=f_c \times v^2/(2g)$ より, 重力加速度 $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$ を用いて

$$h_c=0.068 \times (2.7533^2/(2 \times 9.8)) \times 3$$

$$= \underline{0.079[\text{m}]}$$

47-7
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

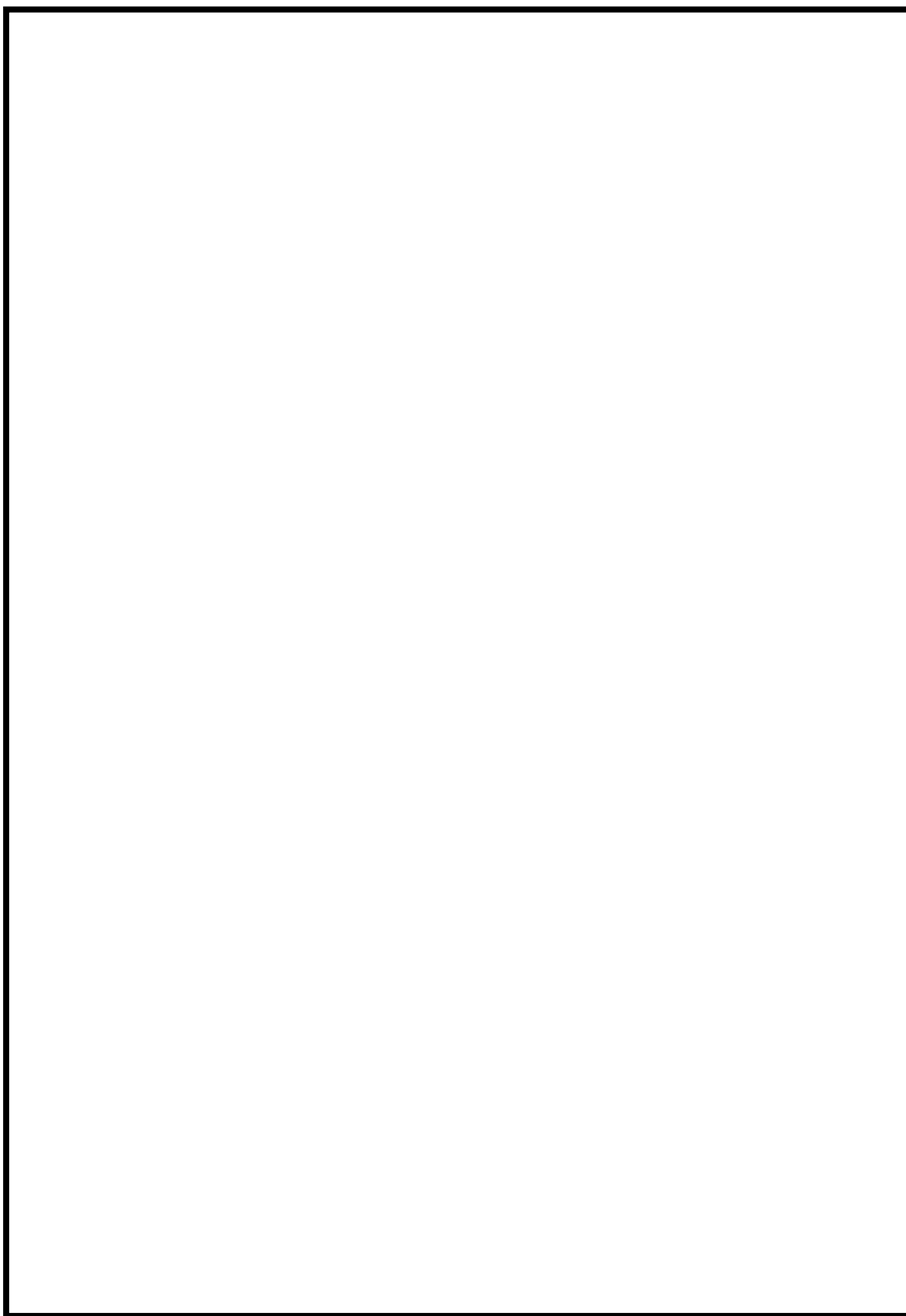


図1 接続図(防火水槽から接続口)

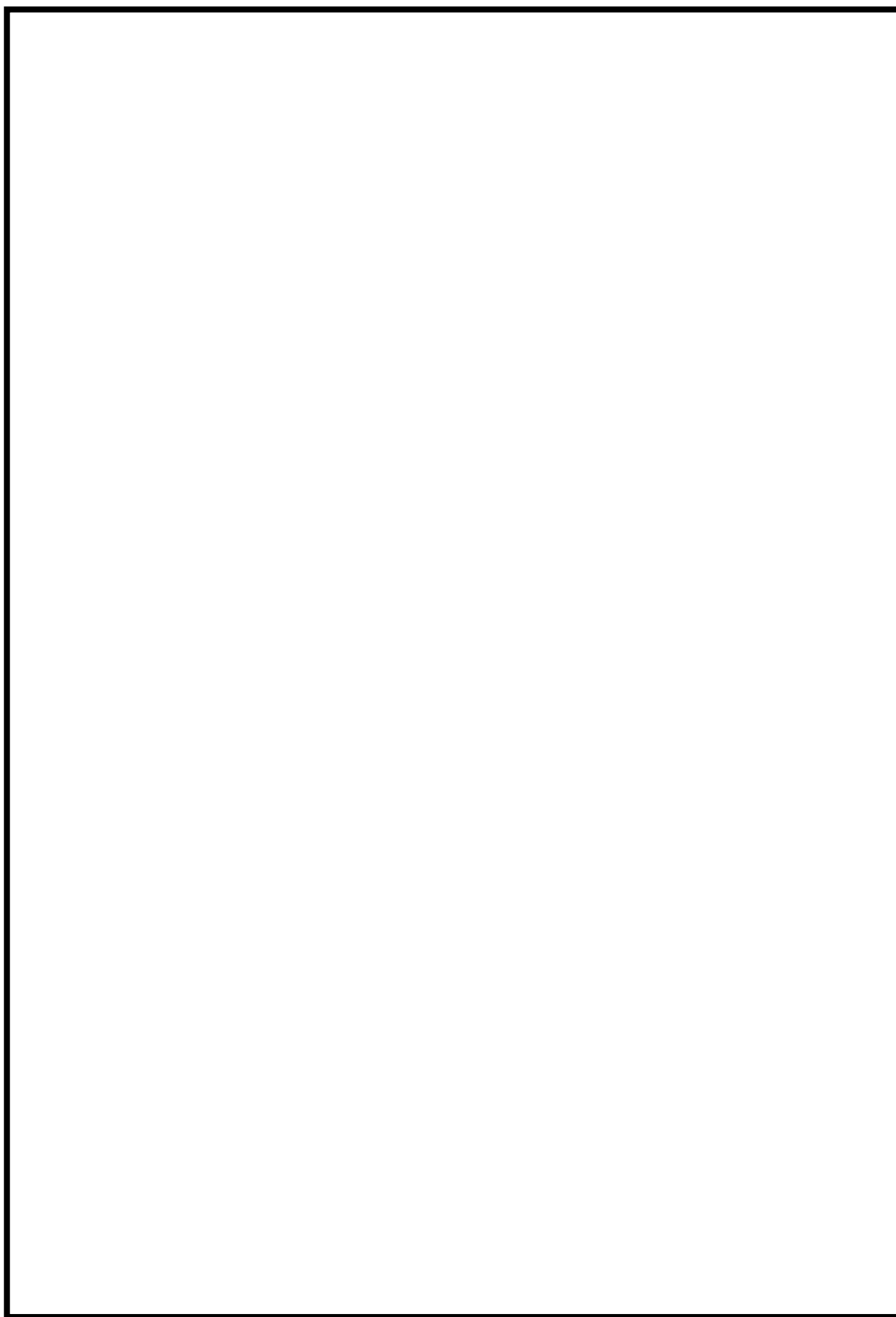


図 2 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋1階)

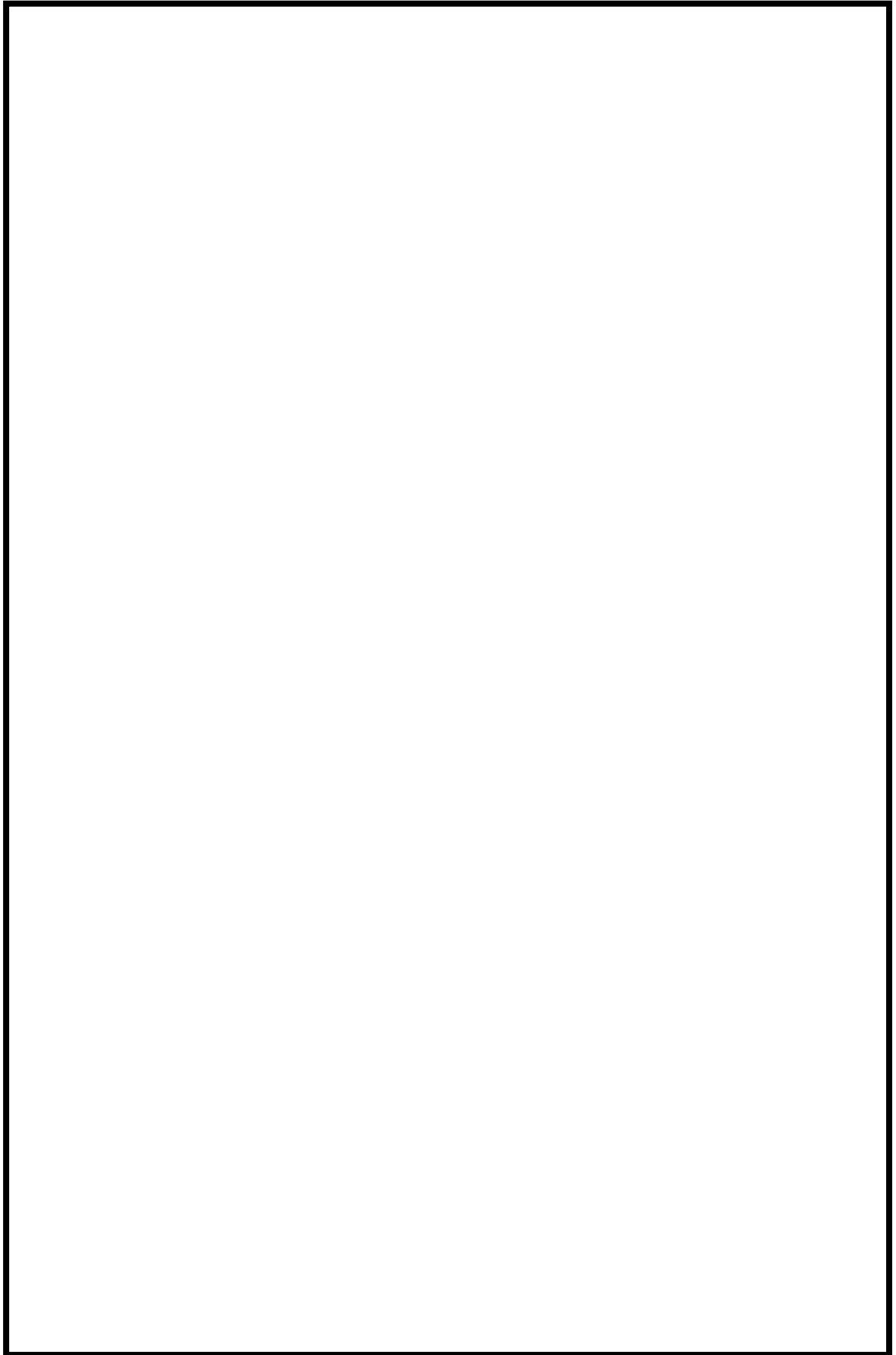


図3 接続図(建屋内接続 建屋内接続 6号炉原子炉建屋2階)

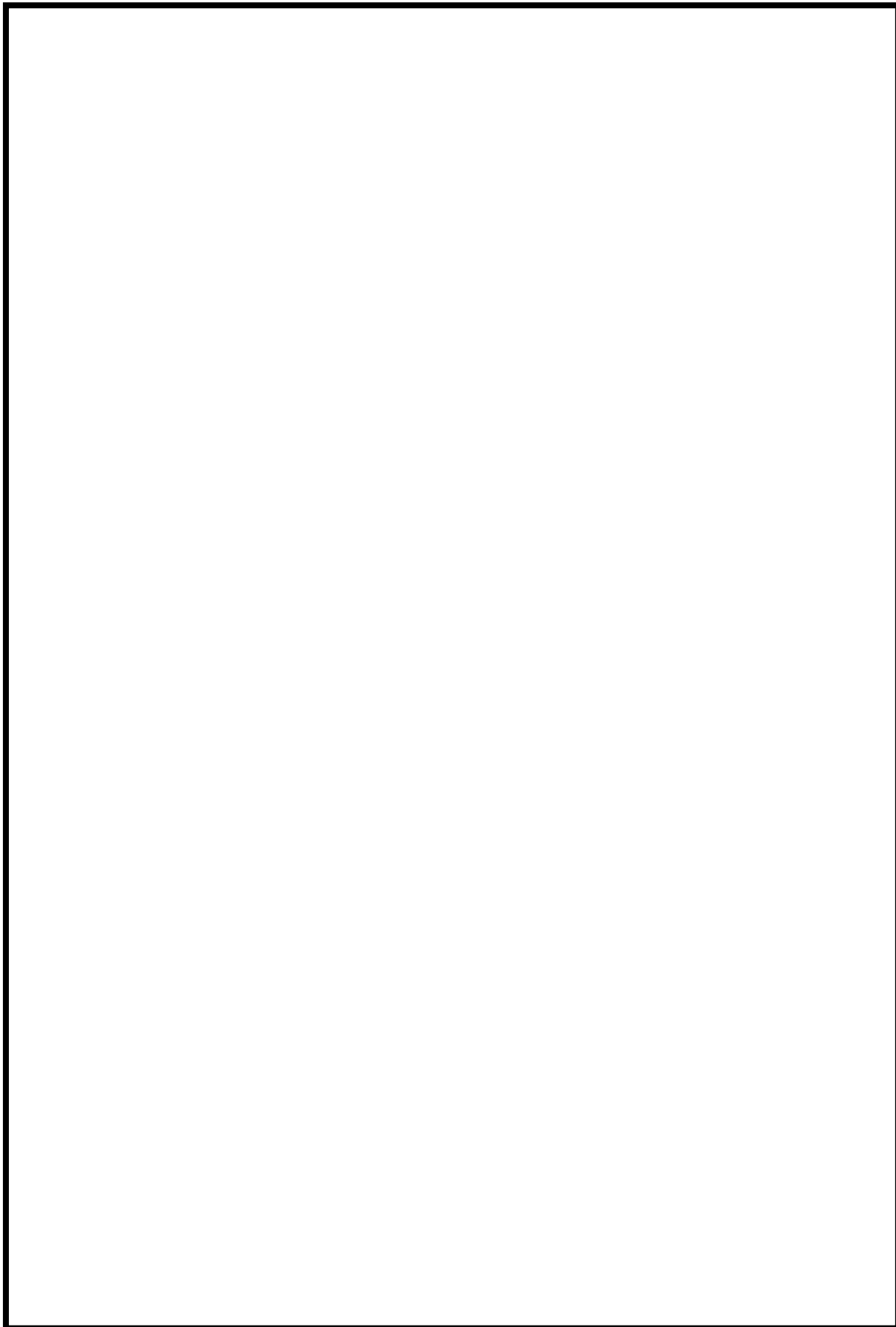


図4 接続図(建屋内接続 建屋内接続 7号炉原子炉建屋1階)

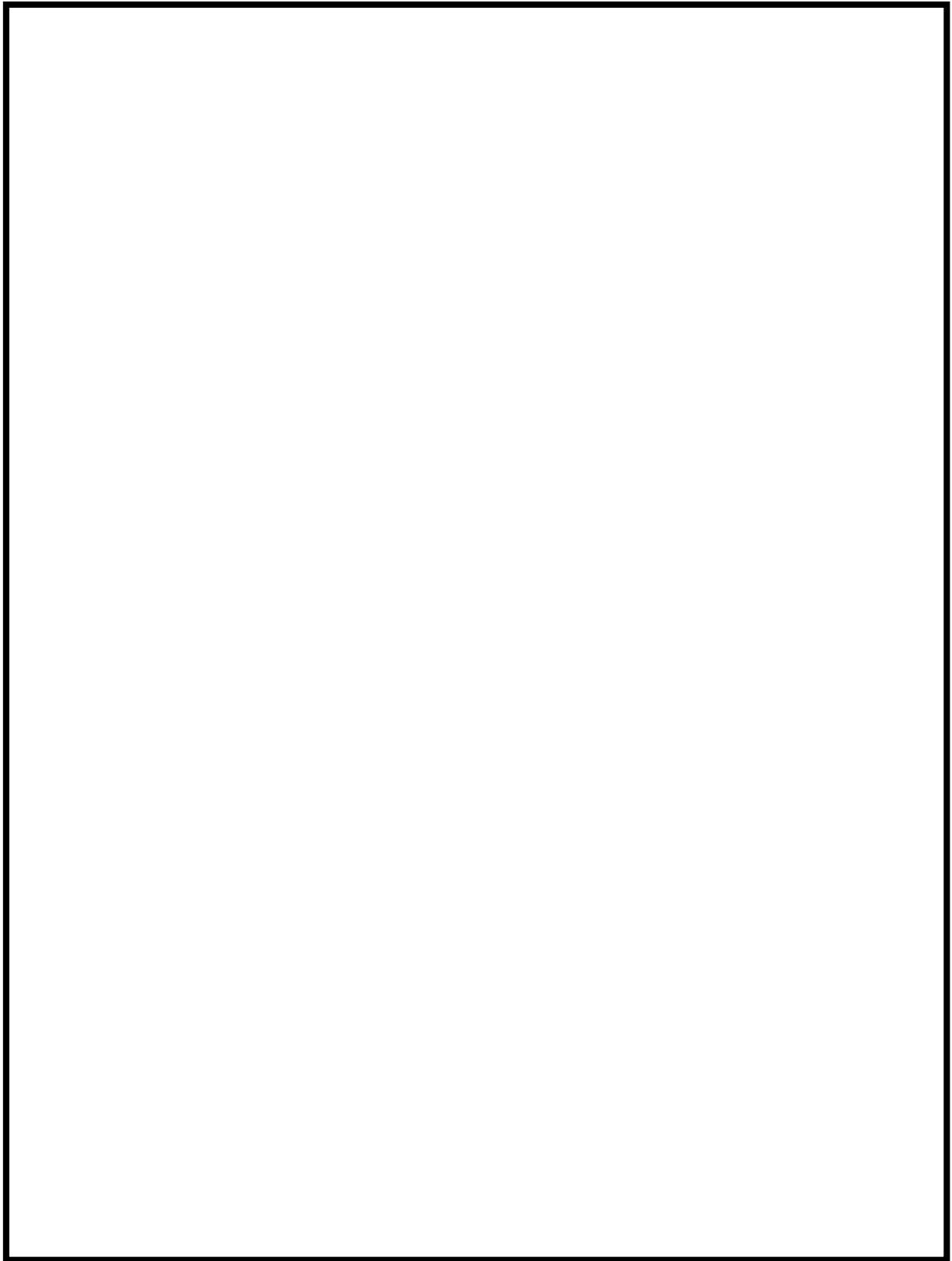


図5 接続図(建屋内接続 建屋内接続 7号炉原子炉建屋2階)

47-8
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

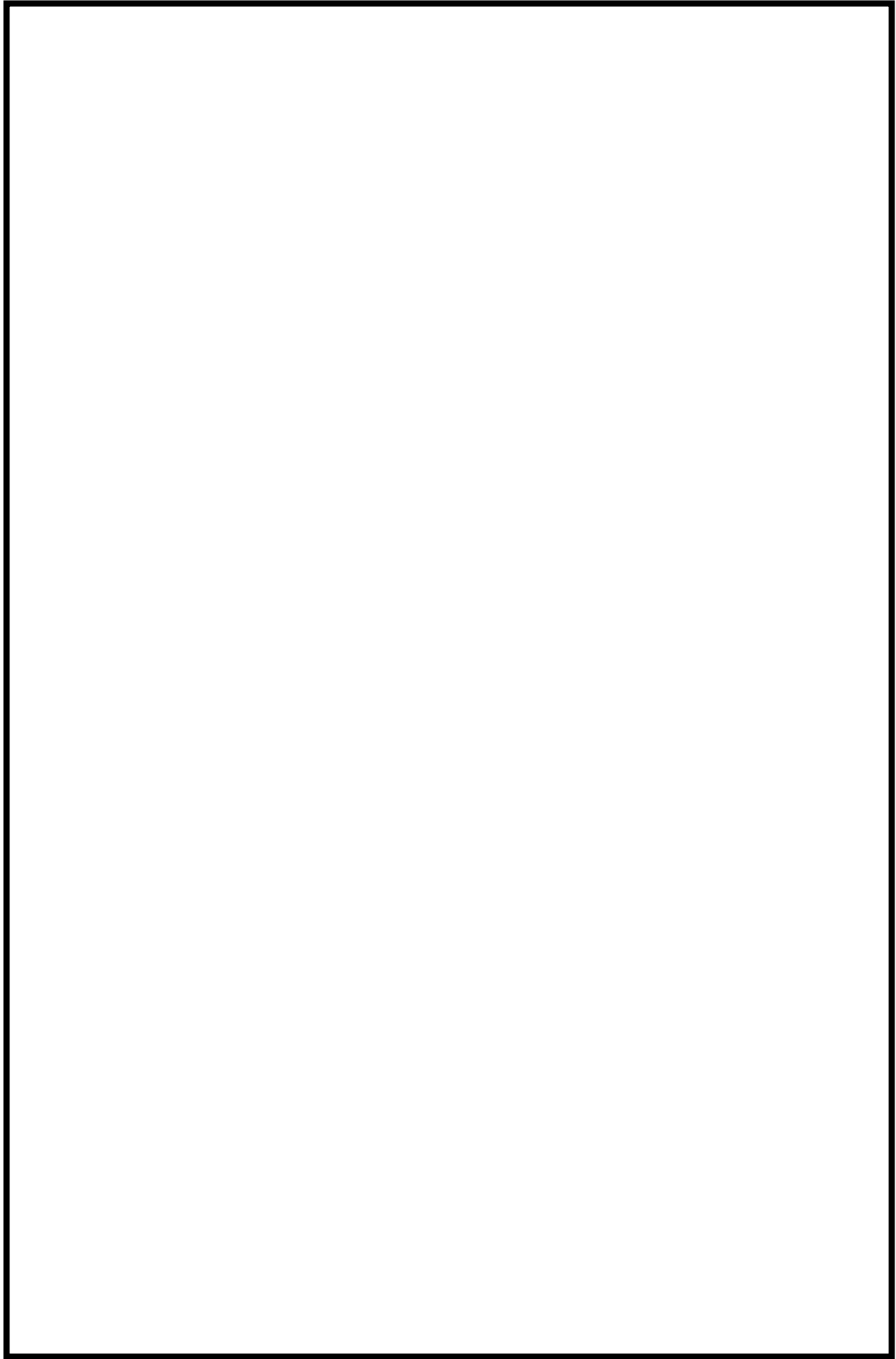


图 1 保管場所图(位置の分散)

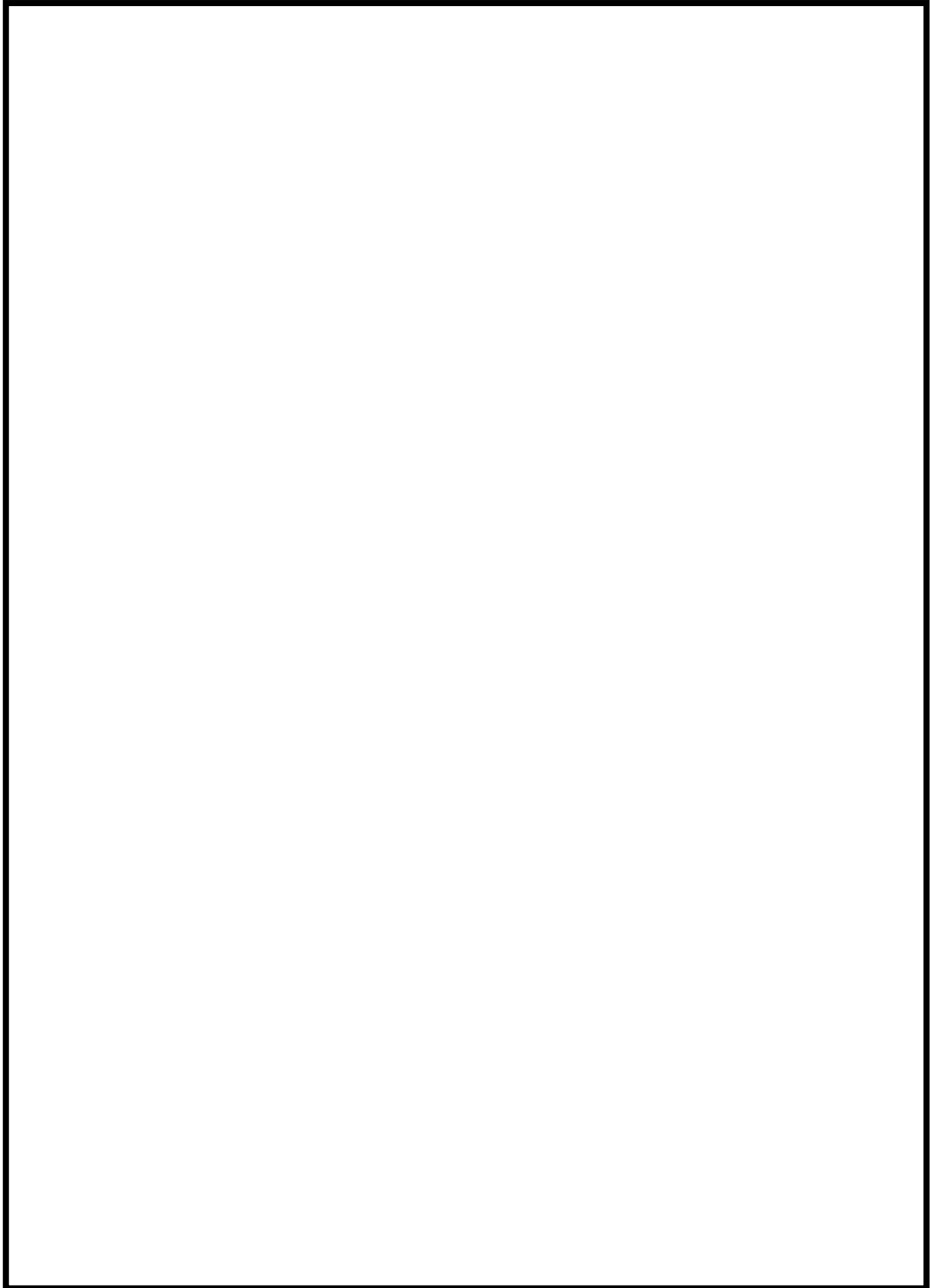


図2 保管場所図（機器配置）

47-9
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋



図 1 保管場所およびアクセスルート図

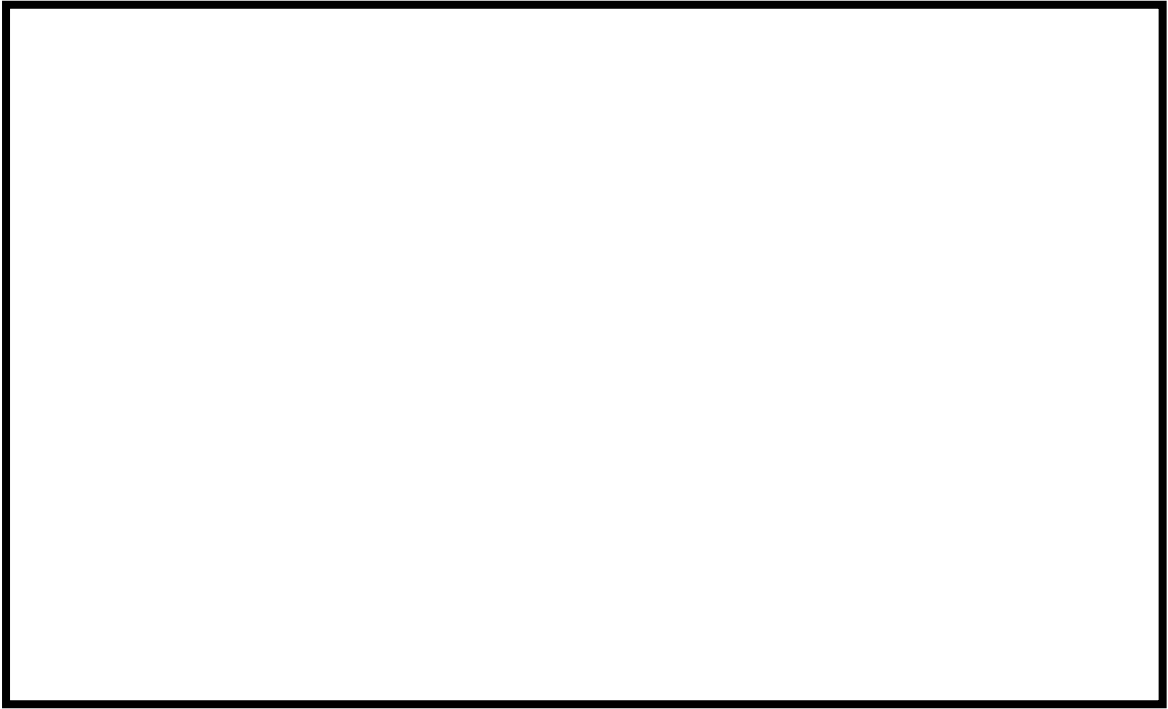


図2 地震・津波発生時のアクセスルート



図3 森林火災発生時のアクセスルート

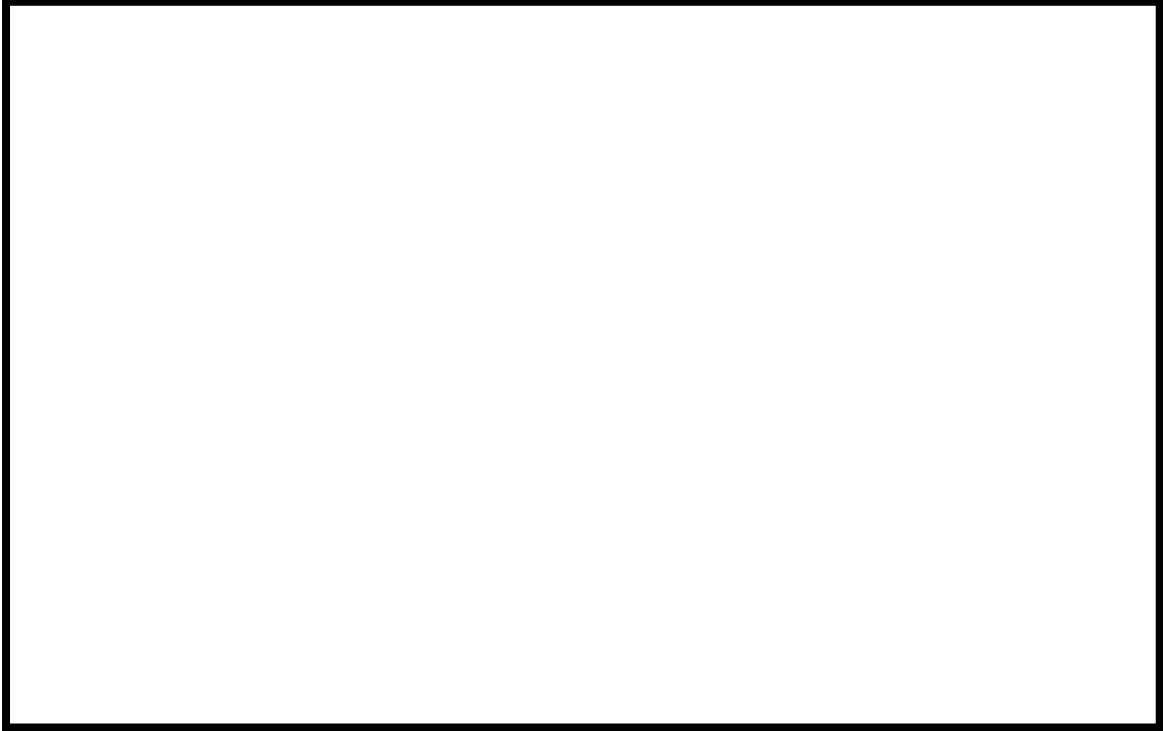


図4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

47-10
その他設備

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

- ① 他系の残留熱除去系配管または高圧炉心注水系配管を用いた低圧注水の実施
設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）が喪失し、残留熱除去系（A）注入ラインまたは残留熱除去系（B）注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として残留熱除去系（C）注入ライン等の他系の残留熱除去系配管，または高圧炉心注水系配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

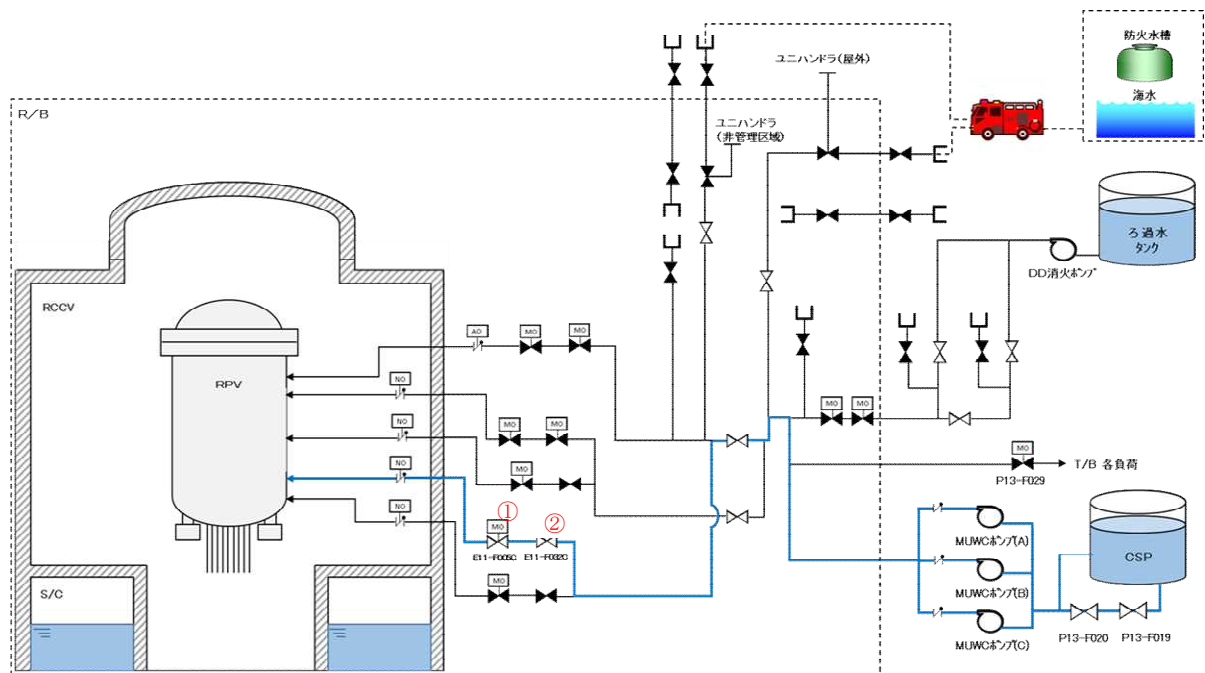


図1 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
（残留熱除去系（C）注入配管使用）手順の概要図
（柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	残留熱除去系注入弁（C）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
②	残留熱除去系洗浄水弁（C）	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階（管理区域）

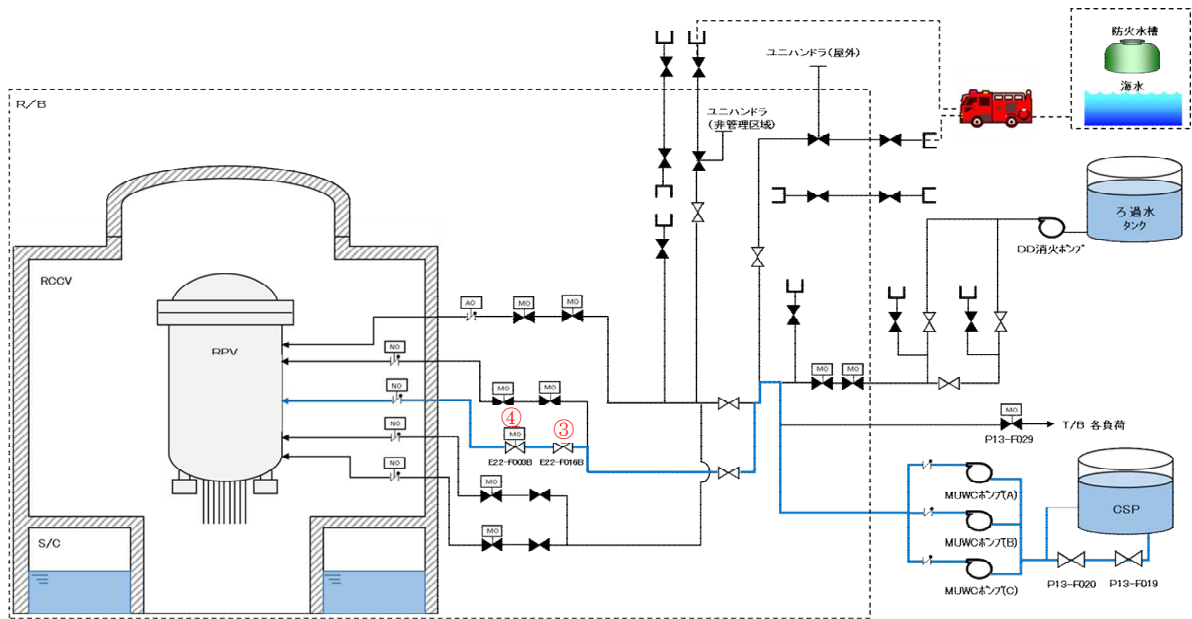


図2 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
 （高圧炉心注水系(B)注入配管使用）手順の概要図
 （柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
③	高圧炉心注水去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	高圧炉心注水去系洗浄水弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階(管理区域)

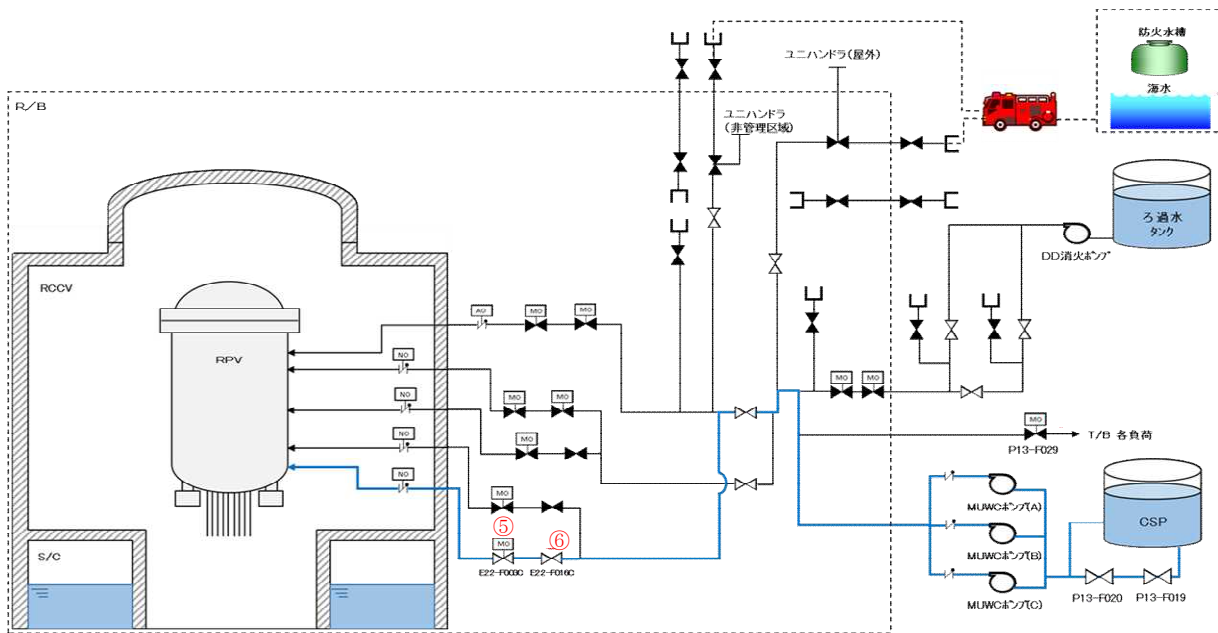


図3 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系(C)注入配管使用）手順の概要図（柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
⑤	高圧炉心注水去系注入弁 (C)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥	高圧炉心注水去系洗浄水弁 (C)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階(管理区域)

② 消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）、復水移送ポンプ、可搬型代替注水ポンプが喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として消火系を用いた原子炉注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉注水手段については、ディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）とは異なるろ過水タンクを水源として消火系、復水補給水系、残留熱除去系を通じて原子炉へ注水する。

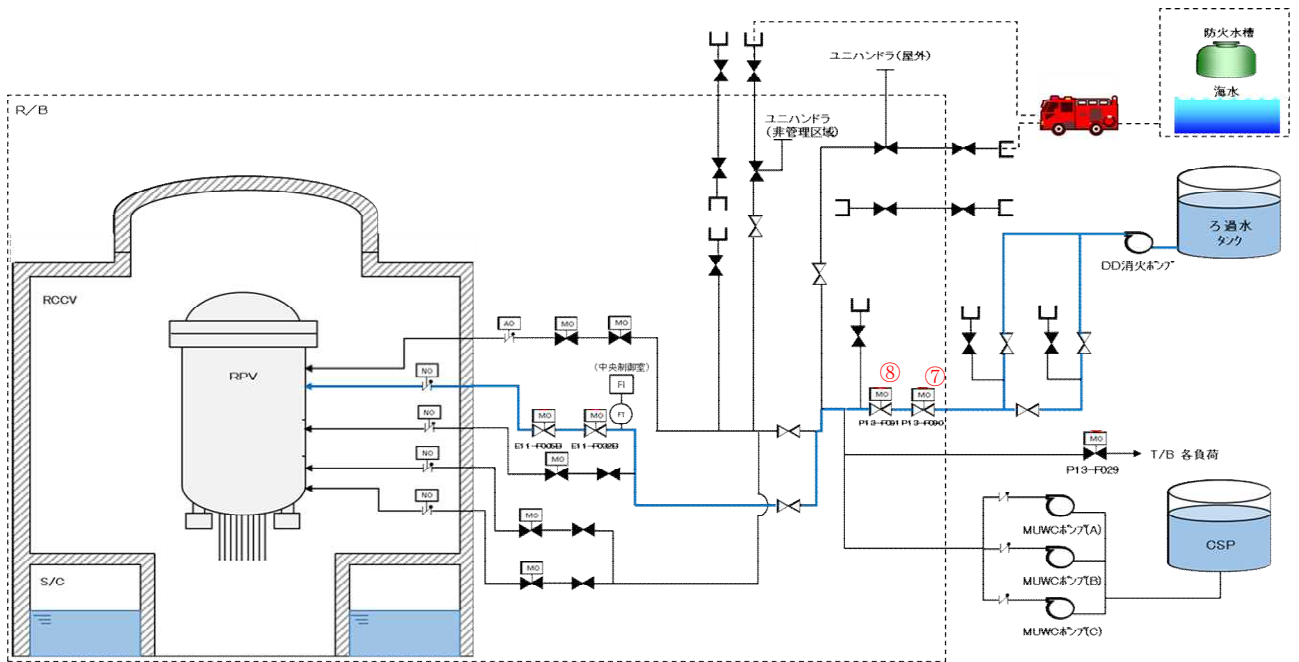


図4 消火系による原子炉注水（残留熱除去系(B)注入配管使用）手順の概要図（柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
⑦	復水補給水系消火系第二連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧	復水補給水系消火系第一連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

47-11
各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表の通り整理する。

表1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
残留熱除去系注入弁 (A)	RHR 注入弁 (A)	E11-MO-F005A	RHR 注入隔離弁 (A)	E11-MO-F005A
残留熱除去系注入弁 (B)	RHR 注入弁 (B)	E11-MO-F005B	RHR 注入隔離弁 (B)	E11-MO-F005B
残留熱除去系洗浄水弁 (A)	RHR 系 LPFL 注入ライン洗浄弁 (A)	E11-MO-F032A	RHR 注入ライン洗浄水止め弁 (A)	E11-MO-F032A
残留熱除去系洗浄水弁 (B)	RHR 系 LPFL 注入ライン洗浄弁 (B)	E11-MO-F032B	RHR 注入ライン洗浄水止め弁 (B)	E11-MO-F032B
タービン建屋負荷遮断弁	T/B 負荷遮断弁	P13-MO-F150	MUWC T/B 負荷遮断弁	P13-MO-F029
復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	MUWC 常/非常用連絡管1次止め弁	P13-F019
復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	MUWC 常/非常用連絡管2次止め弁	P13-F020
各接続口付属の弁 (屋外)	RHR (A) 経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁 (1)	P13-F130	MUWC 建屋外南側外部注水ライン止め弁 1	P13-F136
各接続口付属の弁 (屋外)	RHR (A) 経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁 (2)	P13-F138	MUWC 建屋外南側外部注水ライン止め弁 2	P13-F141
各接続口付属の弁 (屋外)	RHR (B) 経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁 (1)	P13-F134	MUWC 建屋外北側外部注水ライン止め弁 1	P13-F132
各接続口付属の弁 (屋外)	RHR (B) 経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁 (2)	P13-F139	MUWC 建屋外北側外部注水ライン止め弁 2	P13-F140
各接続口付属の弁 (屋外)	R/B 外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F192	MUWC 建屋外東側貫通接続口元弁	P13-F129
各接続口付属の弁 (屋外)	外部注水入口弁	P13-F190	MUWC 建屋内北側外部注水ライン元弁	P13-F124
各接続口付属の弁 (屋外)	R/B 外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F193	MUWC 建屋内東側貫通接続口元弁	P13-F131
各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋外)	RHR (A) 経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F131	MUWC 建屋内南側外部注水ライン止め弁 1	P13-F137
各接続口エクステンションジョイント付操作弁 (屋内)	RHR (B) 経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F135	MUWC 建屋内北側外部注水ライン止め弁 1	P13-F133

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 接続図

48-9 保管場所図

48-10 アクセスルート図

48-11 その他設備

48-12 機器名称覧に記載の弁名称と、各号炉の弁名称・弁番号の関係について

48-1
SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(可搬型)

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		代替原子炉補機冷却海水ポンプ		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	海水を通水又は海で使用		I
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)		—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		—
			関連資料	補足説明資料4 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作, 現場操作		A, B
		関連資料	補足説明資料4 配置図			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ, ファン, 圧縮機		A
		関連資料	補足説明資料6 試験・検査性説明資料			
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)		対象外
		関連資料	補足説明資料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)	内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器		B a
		関連資料	補足説明資料5 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作		A, B	
	関連資料	補足説明資料4 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	補足説明資料7 容量設置根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続		C
		関連資料	補足説明資料4 配置図			
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	補足説明資料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	補足説明資料4 配置図			
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)		B a	
		関連資料	補足説明資料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	補足説明資料10 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋外		A b
			サポート系要因	対象(サポート系有り)-別的手段		C b
	関連資料	本文				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（可搬型）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		熱交換器ユニット		類型化 区分		
第1項 第43条	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		海水を通水又は海で使用	I	
		他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
		電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
		関連資料		補足説明資料4 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作, 現場操作	A, B
	関連資料		補足説明資料4 配置図			
	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		補足説明資料6 試験・検査性説明資料			
	第4号	切り替え性		(本来の用途として使用)	対象外	
	関連資料		補足説明資料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)		内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器	B a
		関連資料		補足説明資料5 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作	A, B	
	関連資料		補足説明資料4 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		補足説明資料7 容量設置根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		フランジ接続より簡単な接続	B, C
			関連資料		補足説明資料4 配置図	
		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		補足説明資料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				補足説明資料4 配置図		
第5号		保管場所		屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料		補足説明資料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		補足説明資料10 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋外	A b
			サポート系要因		対象(サポート系有り)-別の手段	C b
	関連資料		本文			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	[配置図] 48-4		
			第2号	操作性	中央制御室操作 現場操作	A B
	関連資料	[配置図] 48-4				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	—	—		
		関連資料	[試験・検査説明資料] 48-6 (主要設備ではない設備について記載)			
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
		関連資料	[系統図] 48-5			
	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	[系統図] 48-5		
	第6号	設置場所	現場操作-放射線量が高くなるおそれが少ない 中央制御室操作	A a B		
		関連資料	[配置図] 48-4 [系統図] 48-5			
	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	[容量設定根拠] 48-7		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	[配置図] 48-4 [系統図] 48-5	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備		原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポンプ		類型化 区分		
第 4 3 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（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	C	
			荷重	（有効に機能を発揮する）	－	
			海水	（海水を通水しない）	対象外	
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－	
			関連資料	－		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
	関連資料	－				
	第 3 号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	ポンプ	A		
	関連資料	－				
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
	関連資料	－				
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	－	対象外	
		関連資料	－			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	－				
	第 2 項	第 1 号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のポンプ流量で設計）	B	
			関連資料	－		
		第 2 号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	－		
		第 3 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為事 象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		－			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

		第48条： 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備		原子炉補機冷却系 海水ポンプ	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（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	C	
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—	
			海水	海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—	
			関連資料	—		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	ポンプ	A	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	—	対象外	
		関連資料	—			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のポンプ流量で設計）	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料	—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備		原子炉補機冷却系 熱交換器		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（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	C	
			荷重		（有効に機能を発揮する）	—	
			海水		淡水だけでなく海水も使用	II	
			他設備からの影響		（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	
			電磁波による影響		（電磁波により機能が損なわれない）	—	
			関連資料		—		
	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）		熱交換器	D		
	関連資料		—				
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
	関連資料		—				
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）		—	対象外	
			関連資料		—		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
	関連資料		—				
	第2項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のポンプ流量で設計）	B	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a
				サポート系故障		対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料				—		

48-2
単線結線図

【代替原子炉補機冷却系】

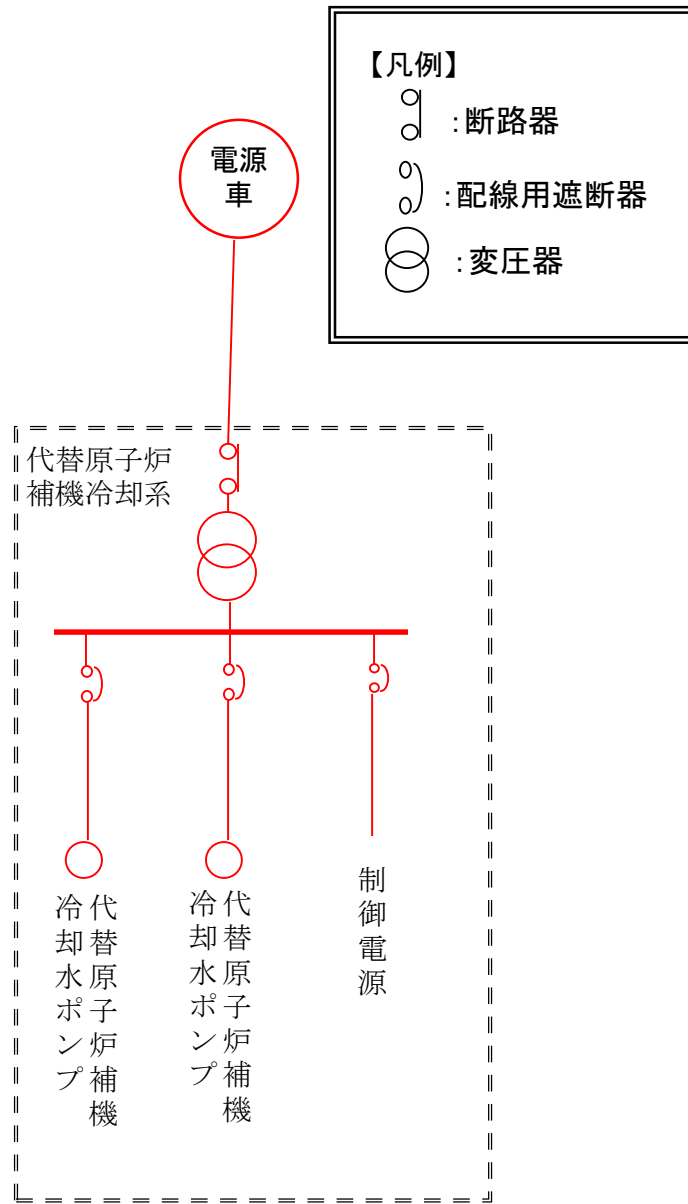


図 48-2-1 代替原子炉補機冷却系 単線結線図 (6号炉 (7号炉も同じ))

【耐圧強化ベント系】

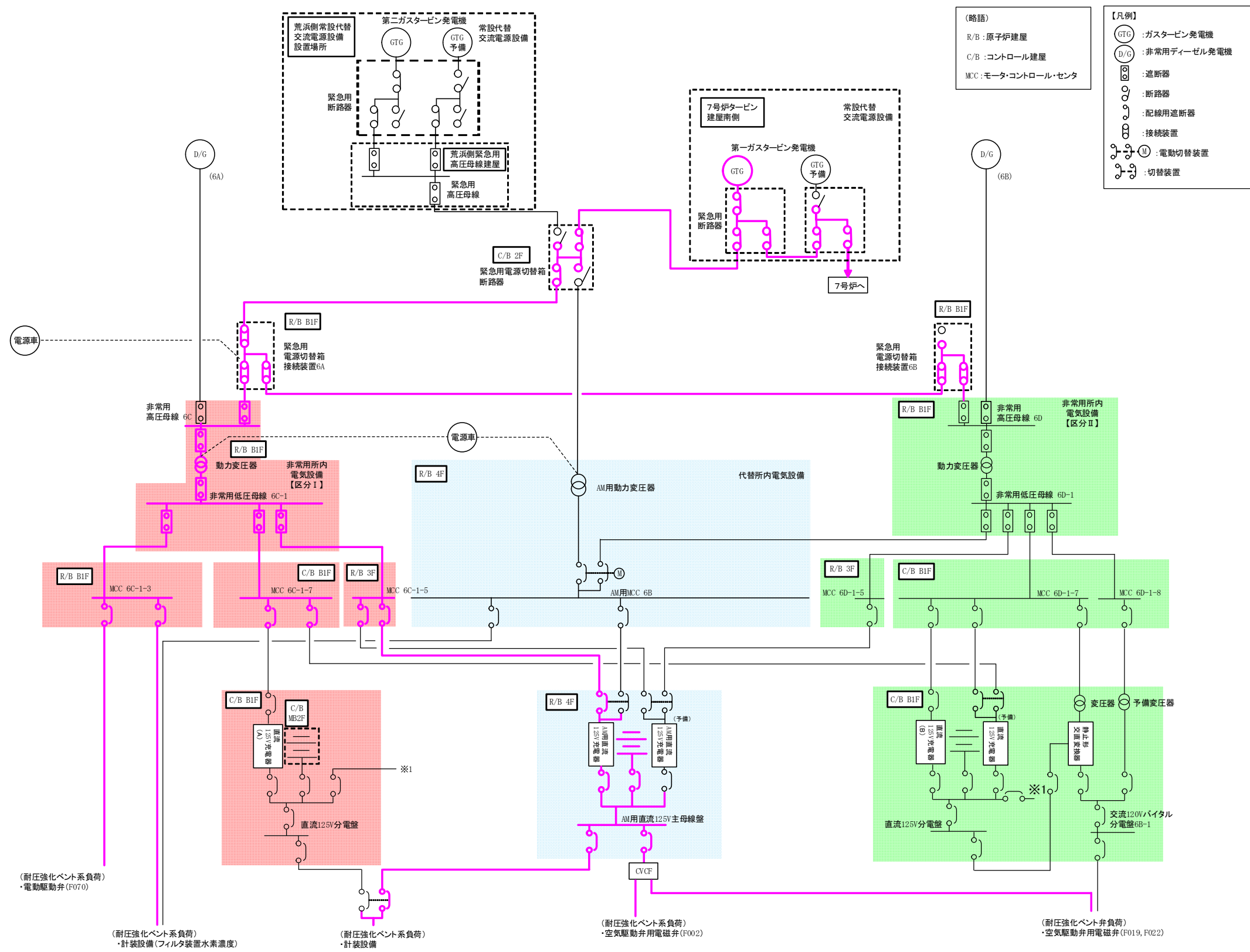


図 48-2-2 耐圧強化ベント系 単線結線図 (6号炉)

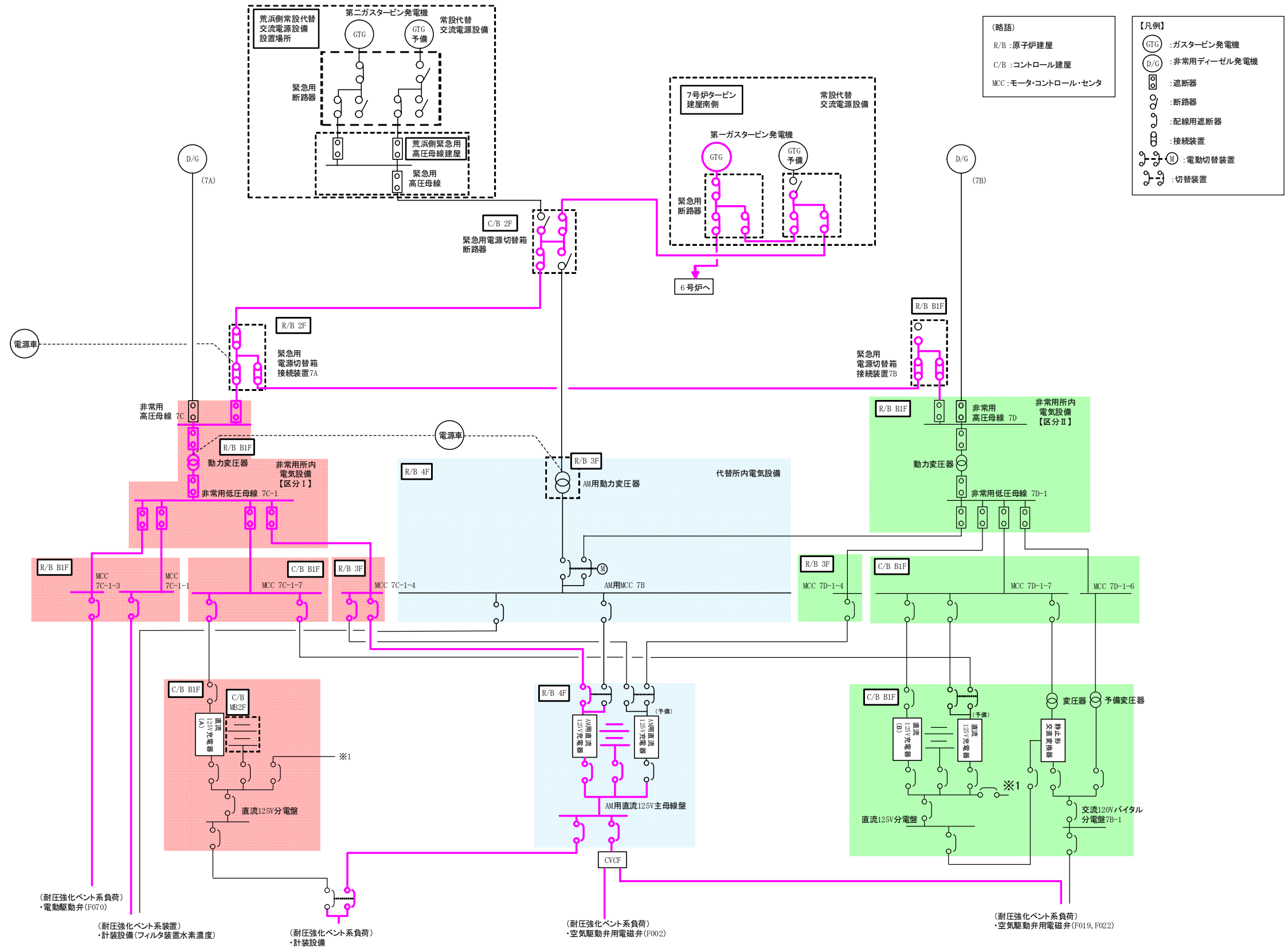


図 48-2-3 耐圧強化ベント系 単線結線図 (7号炉)

48-3
計測制御系統図

【耐圧強化ベント系】

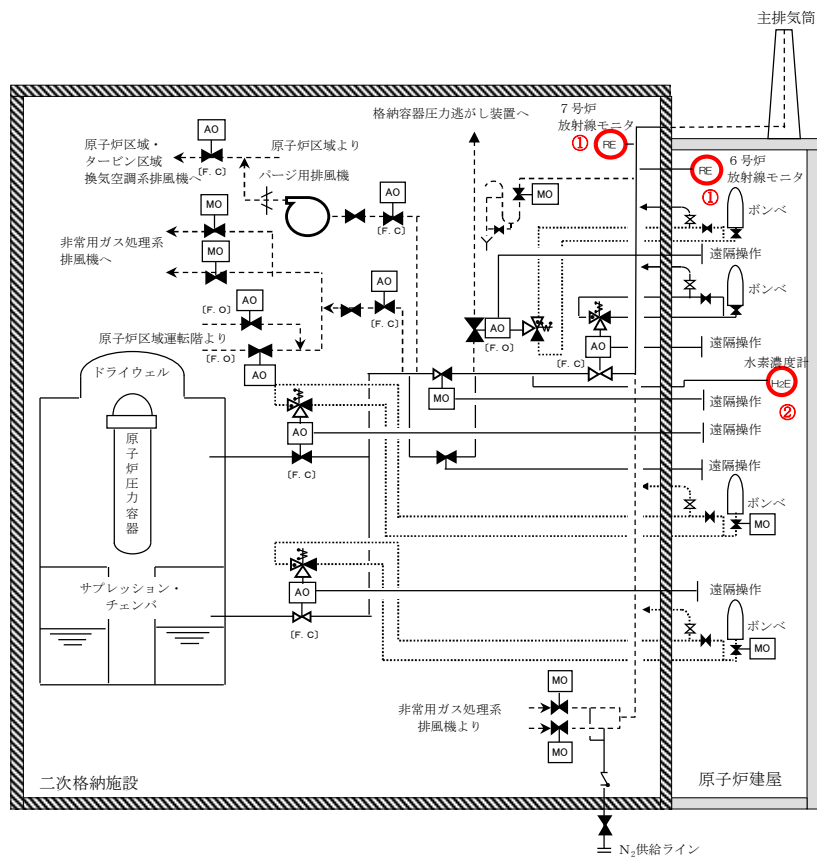


図 48-3-1 耐圧強化ベント系 計測制御系統図

表 48-3-1 耐圧強化ベント系の計測設備主要仕様

監視パラメータ	計測範囲	個数
① 耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	2
② フィルタ装置水素濃度※1	0~100vol%	1

※1 フィルタ装置水素濃度については、52条において格納容器内の水素ガスを排出する際に要求されるものである。格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計と兼用であり、サンプリングラインを切り替えることによって、耐圧強化ベント系も計測可能である。

48-4
配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【代替原子炉補機冷却系】

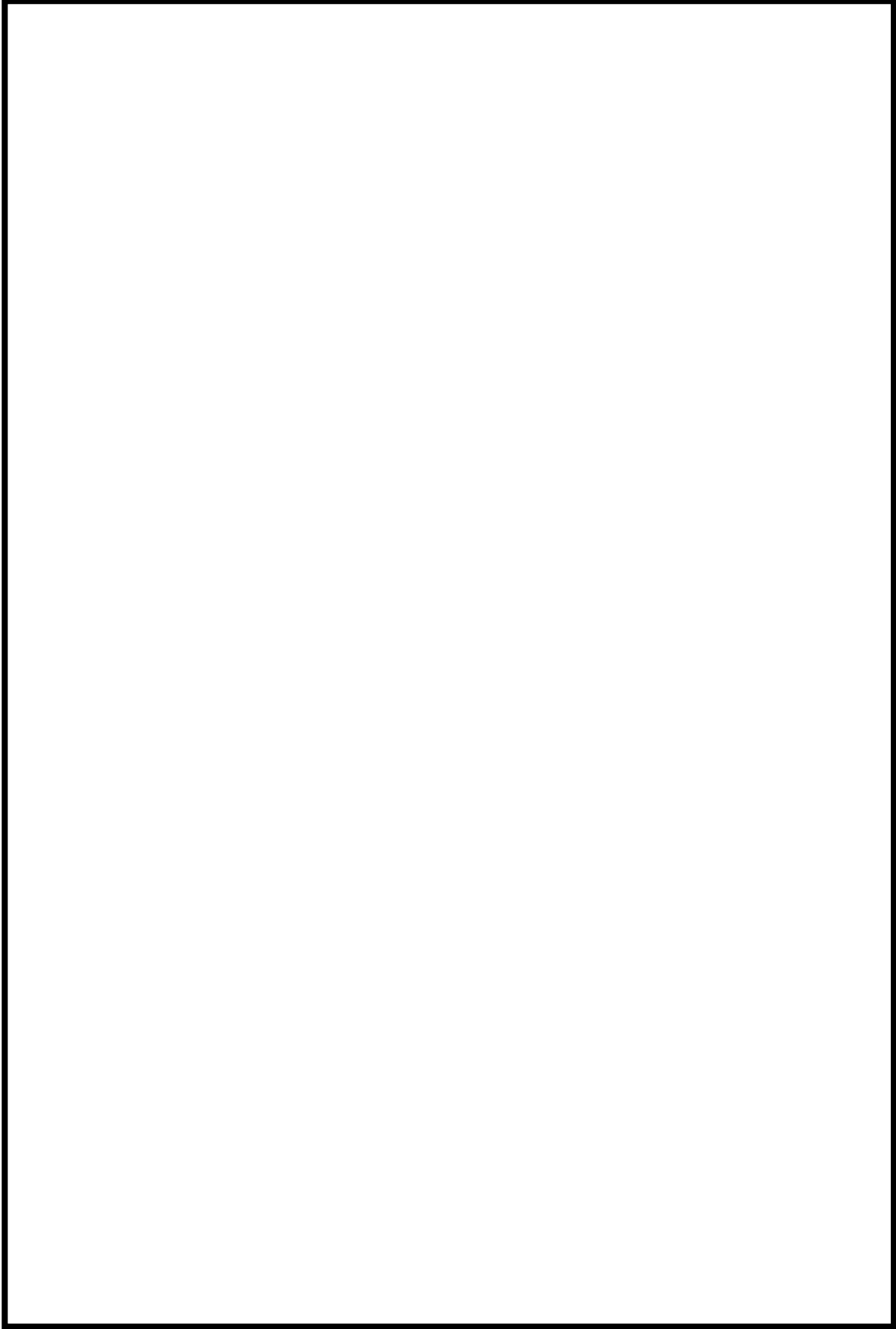


図 48-4-1 6号炉原子炉建屋地上4階

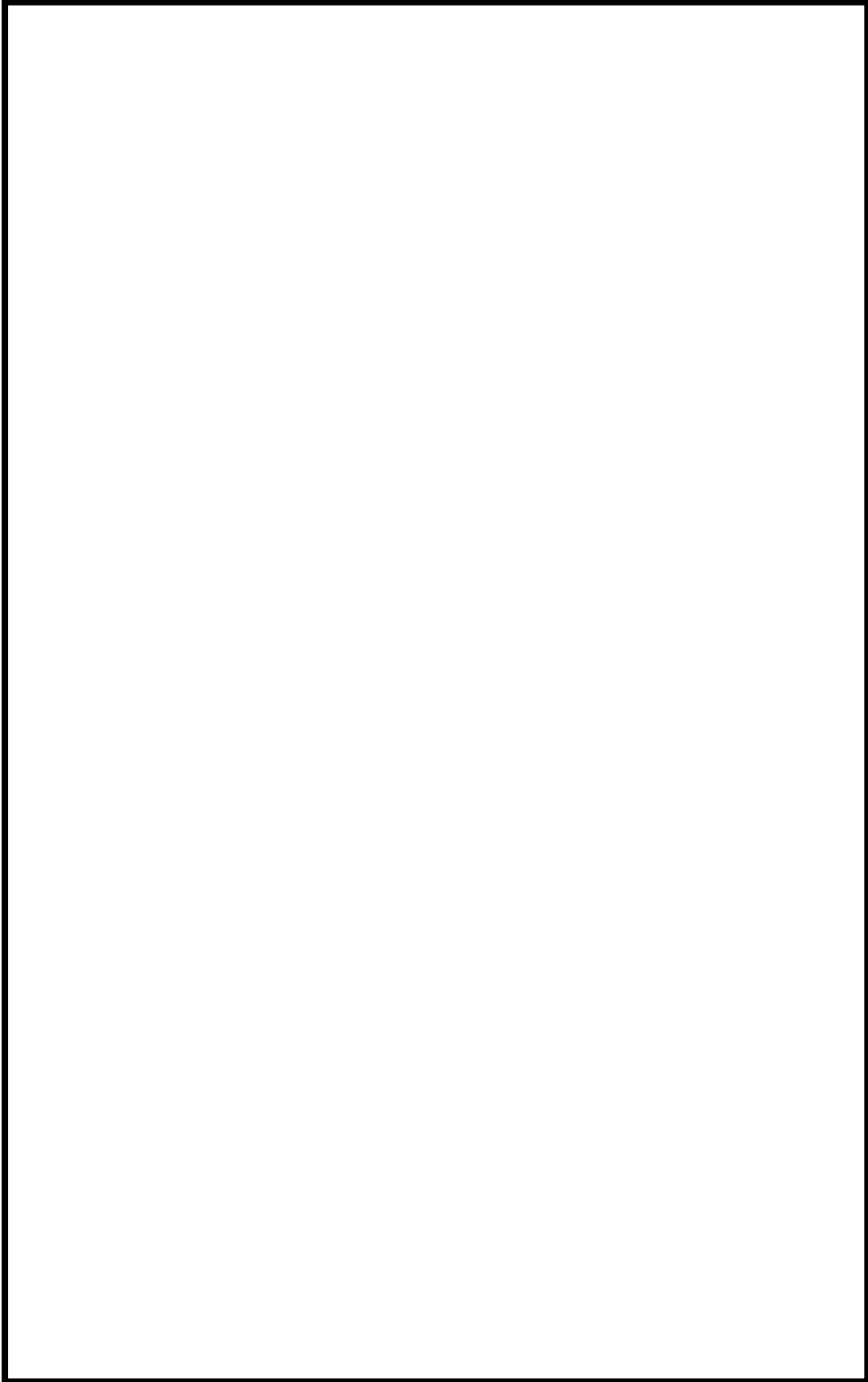


图 48-4-2 6 号炉原子炉建屋地上中 3 階

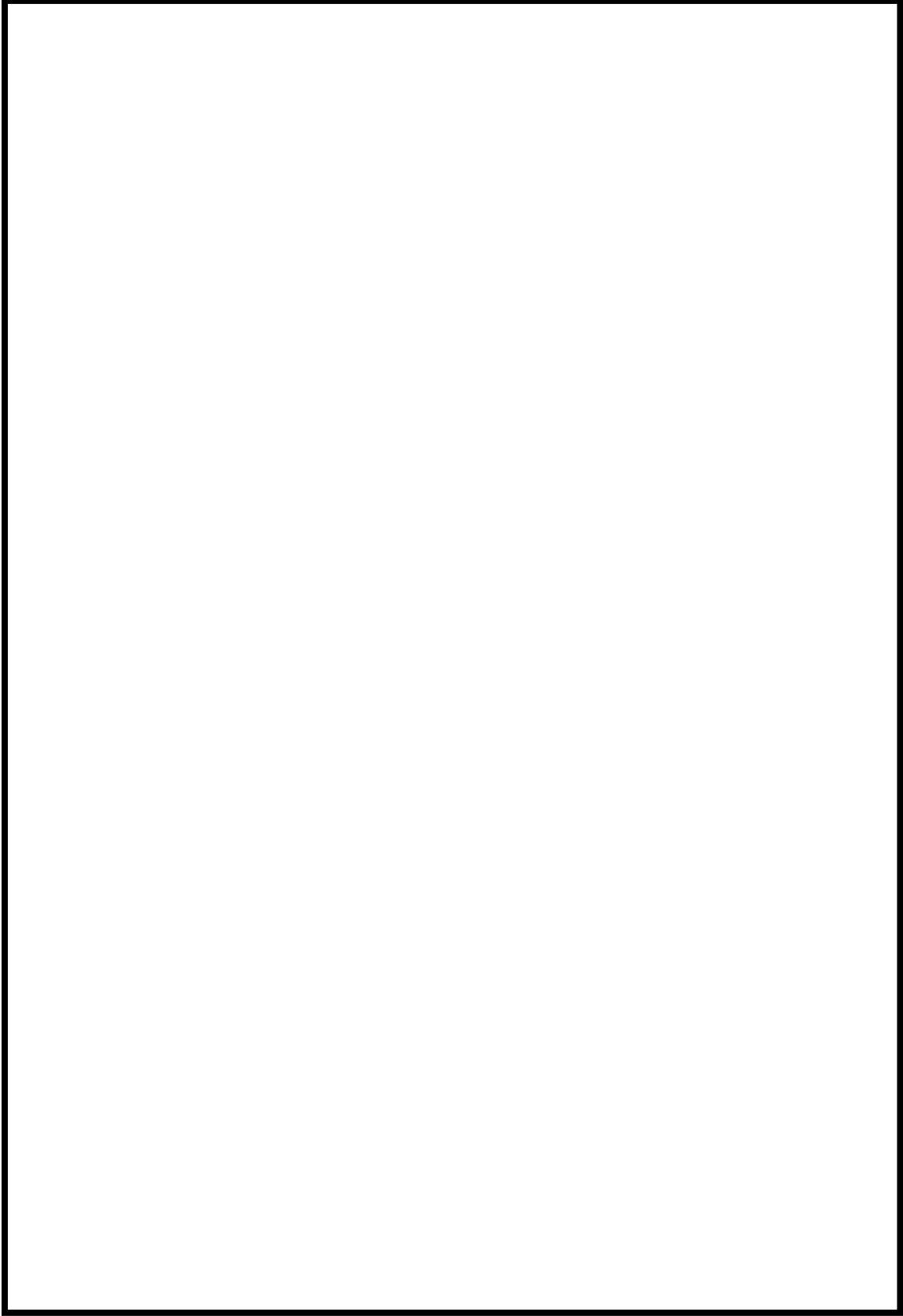


图 48-4-3 6 号炉原子炉建屋地上 3 階

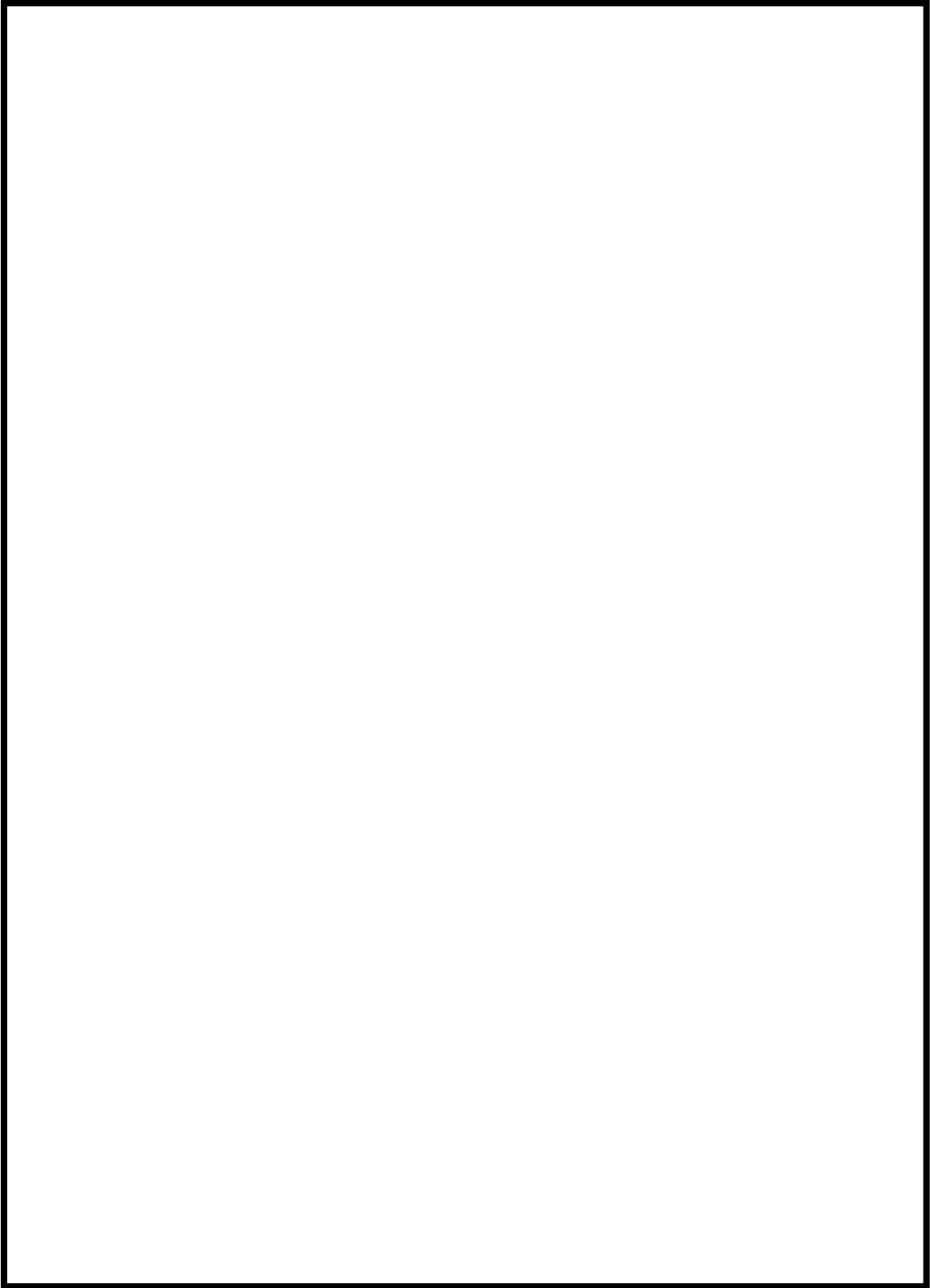


图 48-4-4 6 号炉原子炉建屋地上 2 階

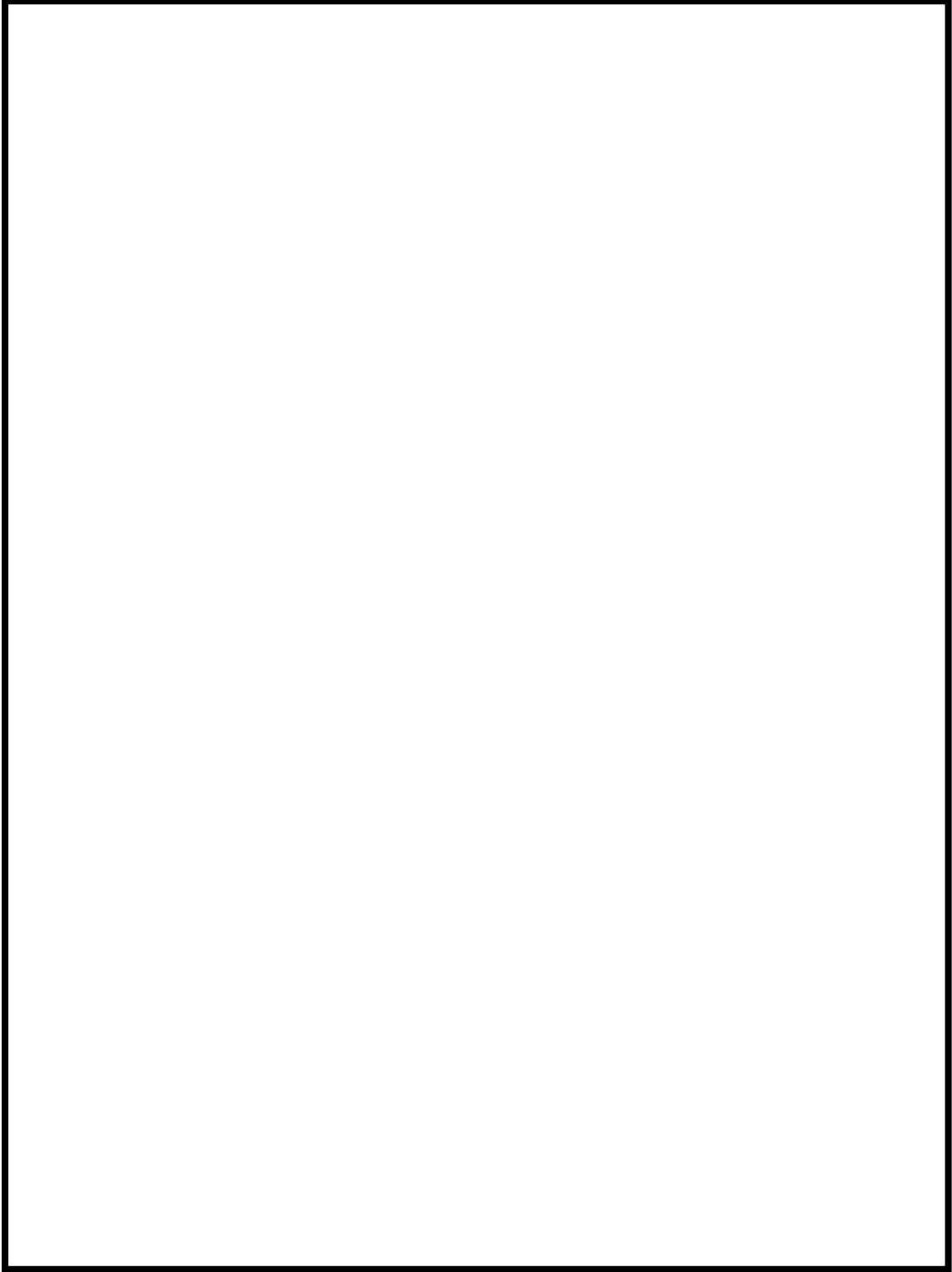


图 48-4-5 6 号炉原子炉建屋地上 1 階

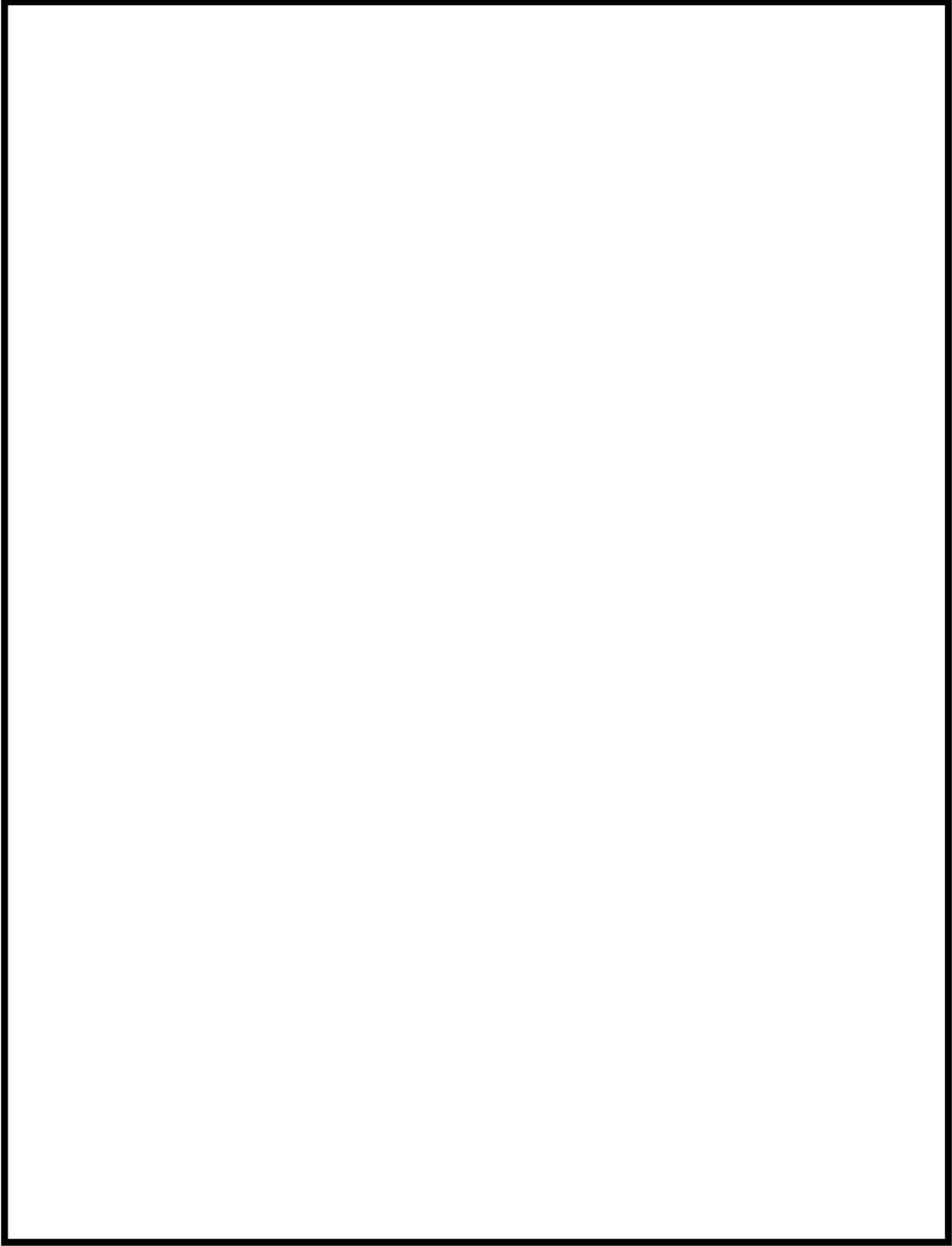


图 48-4-6 6 号炉原子炉建屋地下 1 階

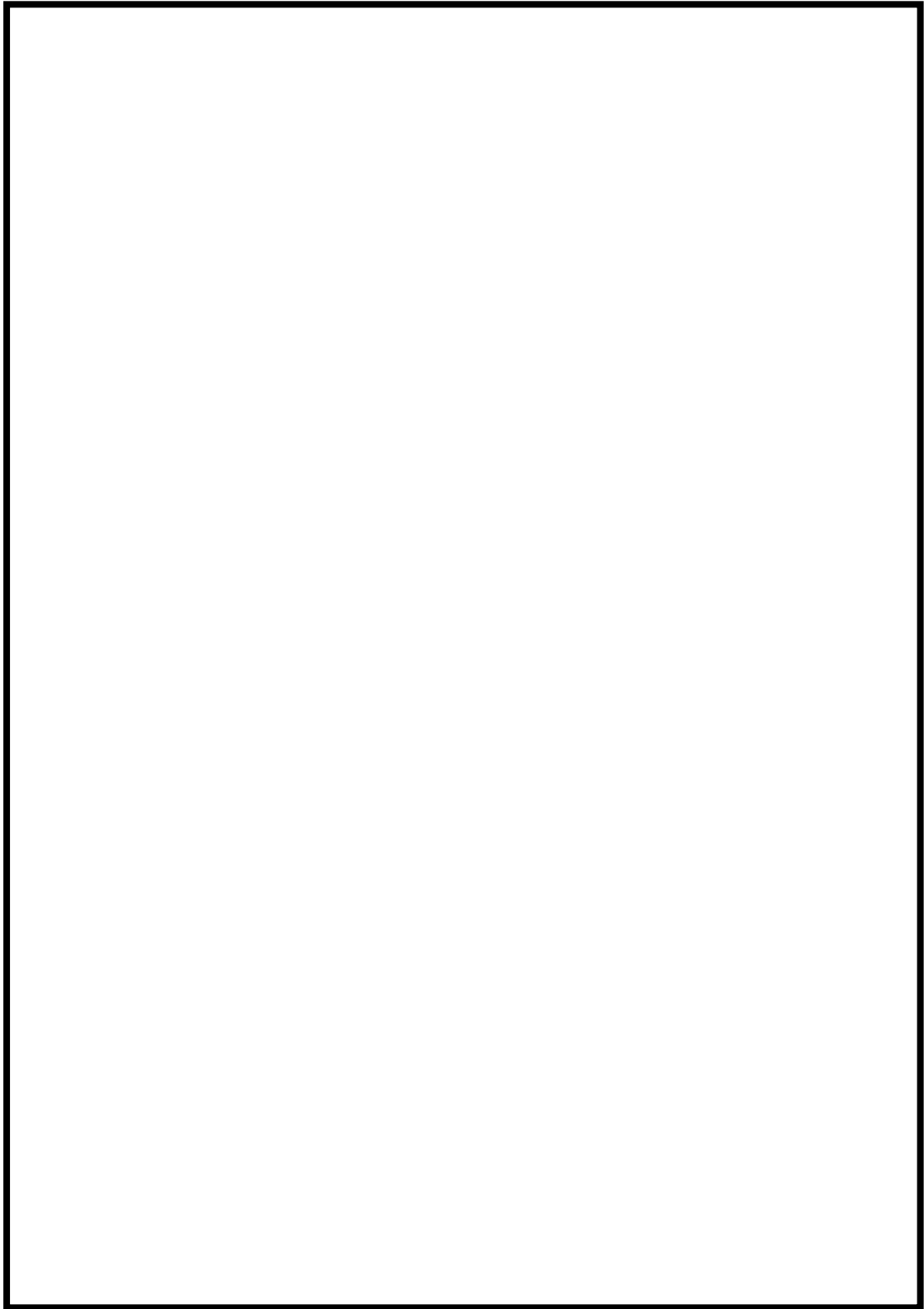


图 48-4-7 6 号炉原子炉建屋地下 2 階

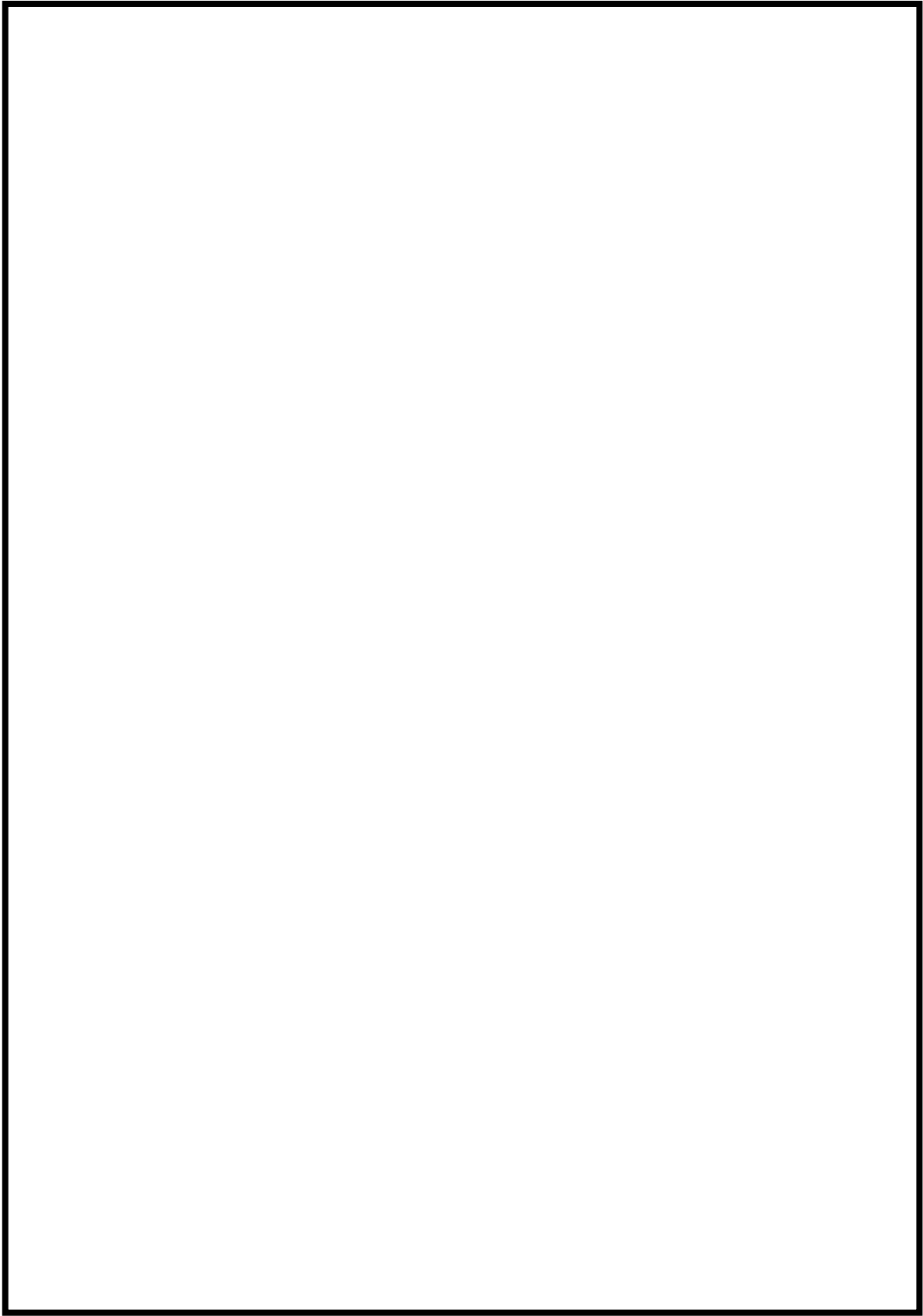


图 48-4-8 6 号炉原子炉建屋地下 3 階

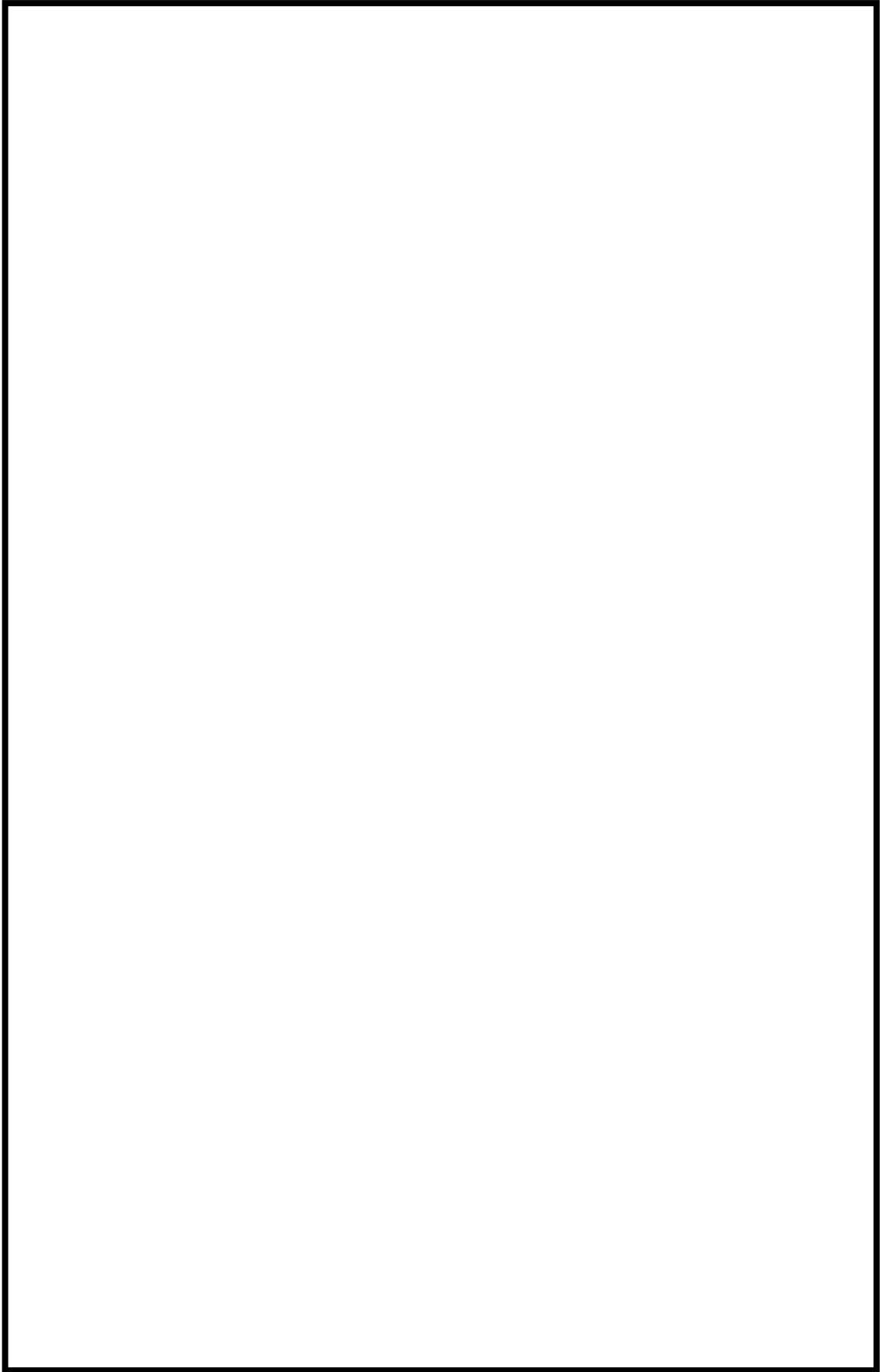


図 48-4-9 6号炉タービン建屋地上1階

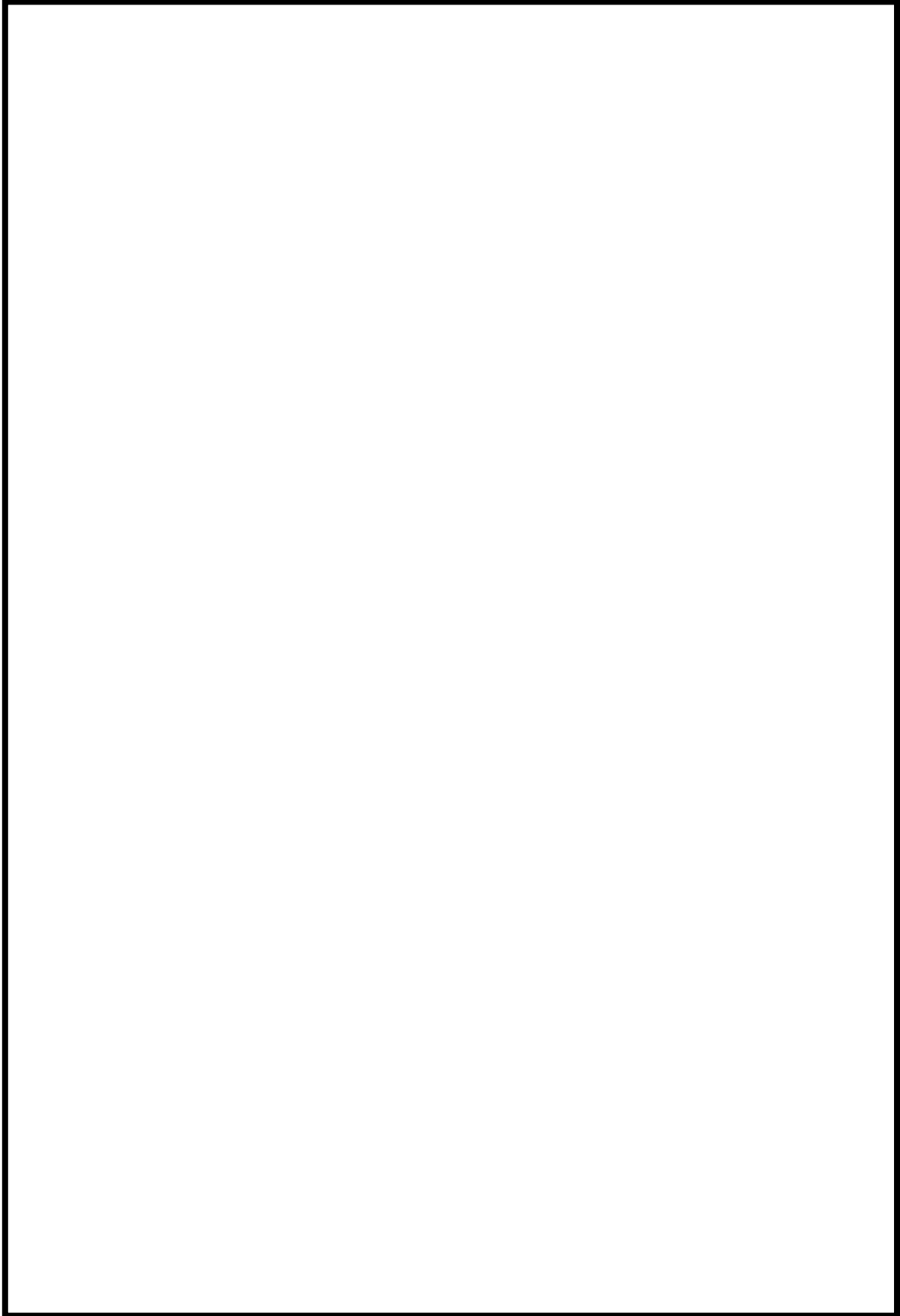


図 48-4-10 6号炉タービン建屋地下1階

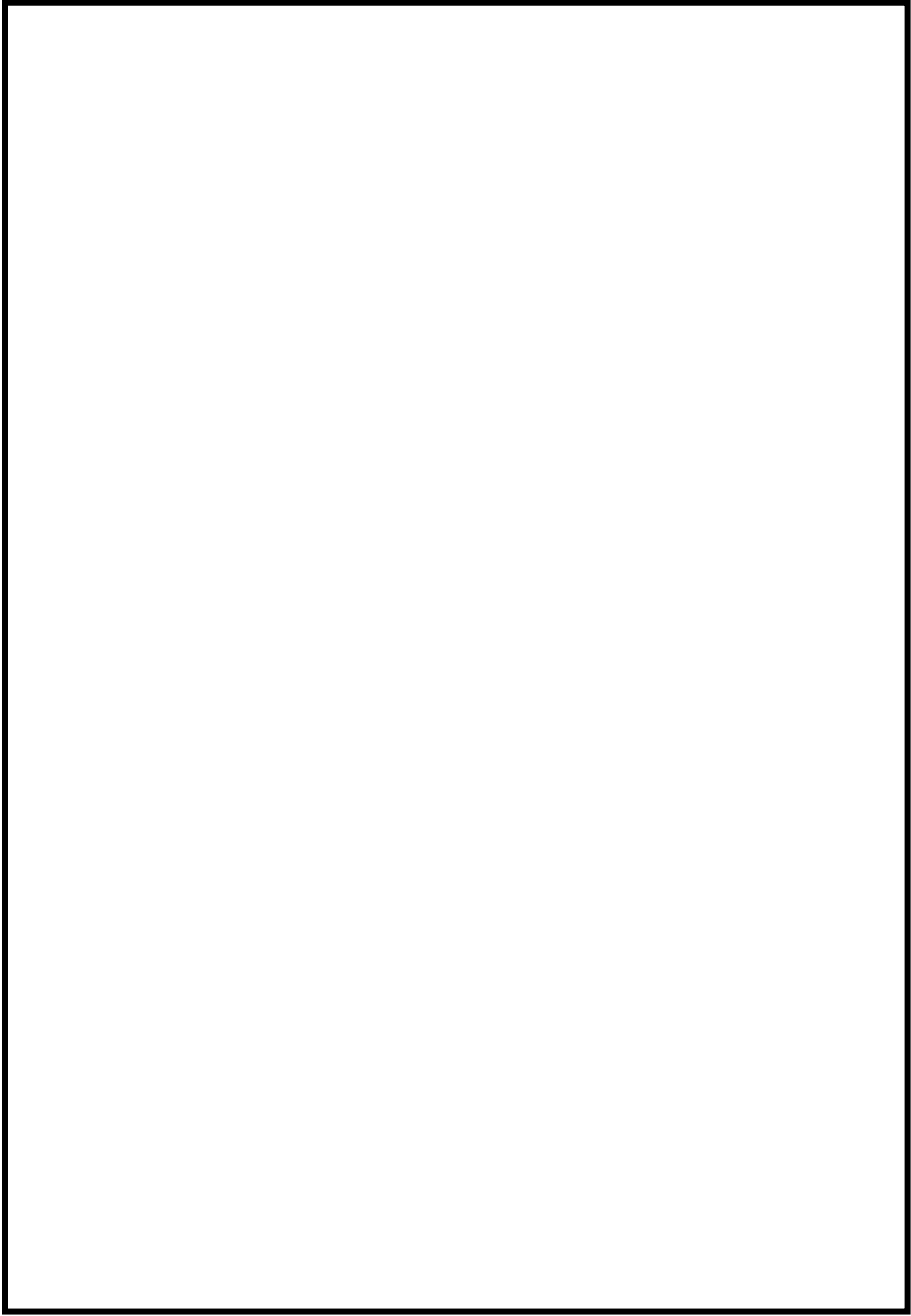


图 48-4-11 7 号炉原子炉建屋地上 4 階



图 48-4-12 7 号炉原子炉建屋地上中 4 階

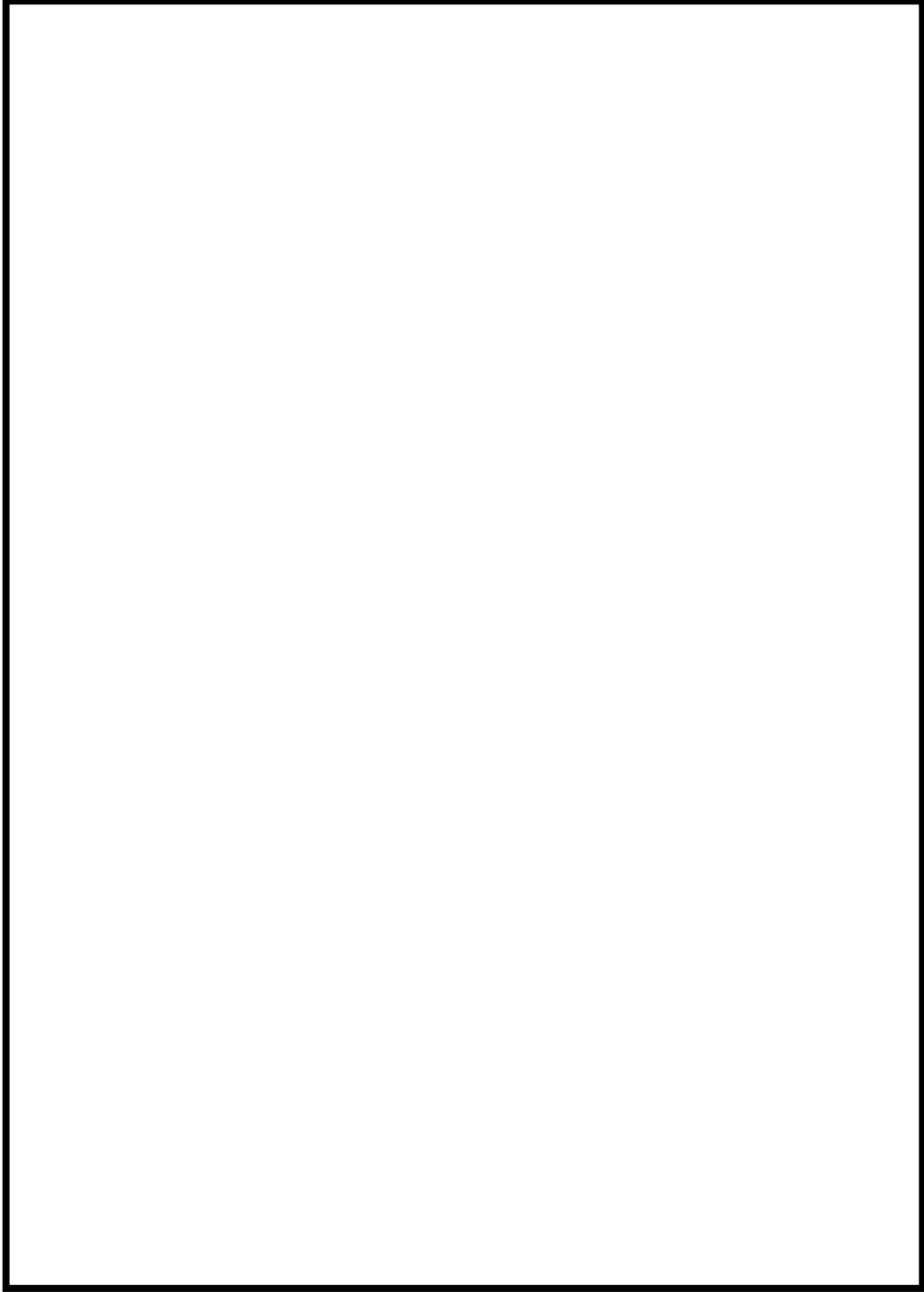


图 48-4-13 7 号炉原子炉建屋地上 3 階

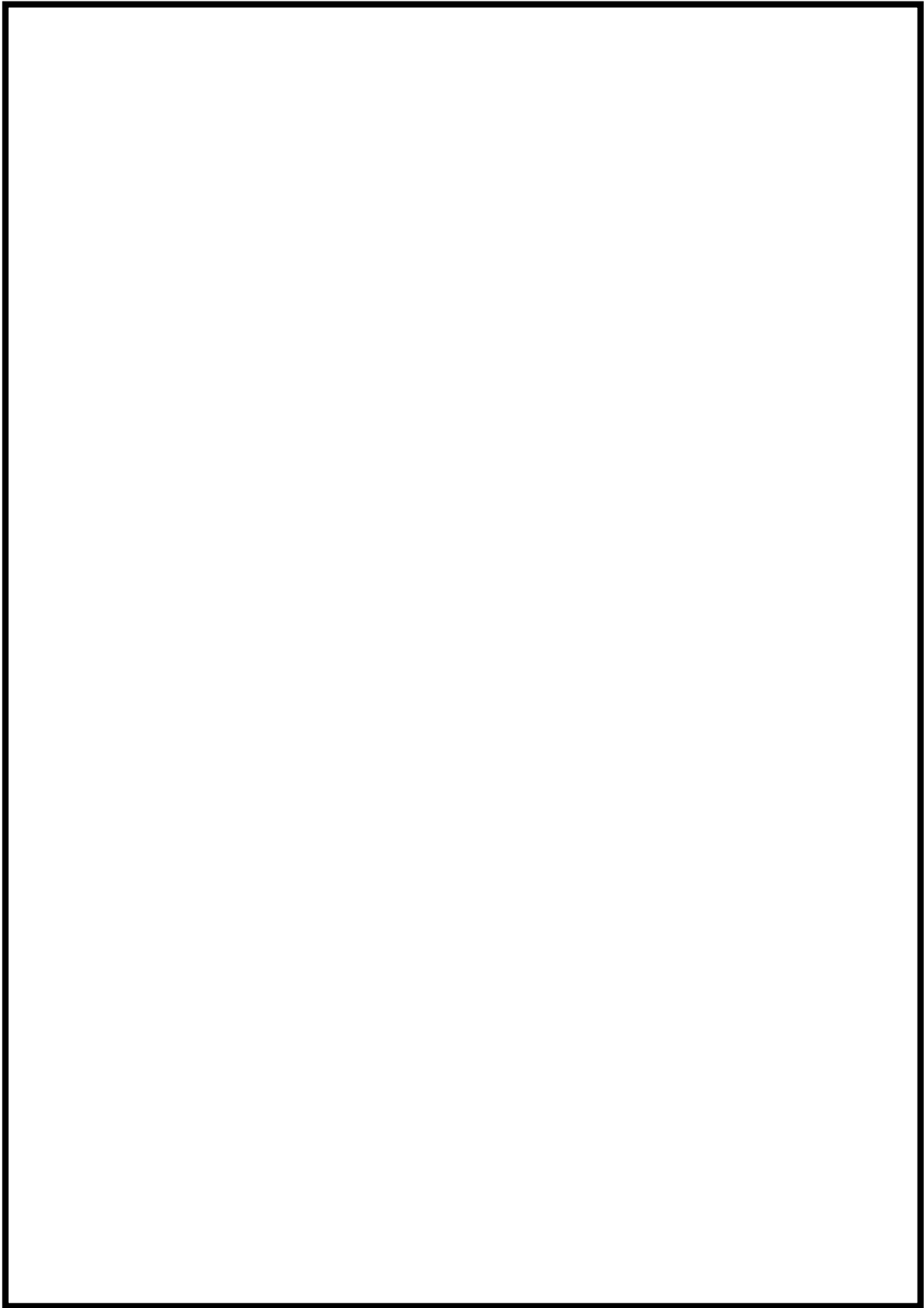


图 48-4-14 7 号炉原子炉建屋地上 2 階

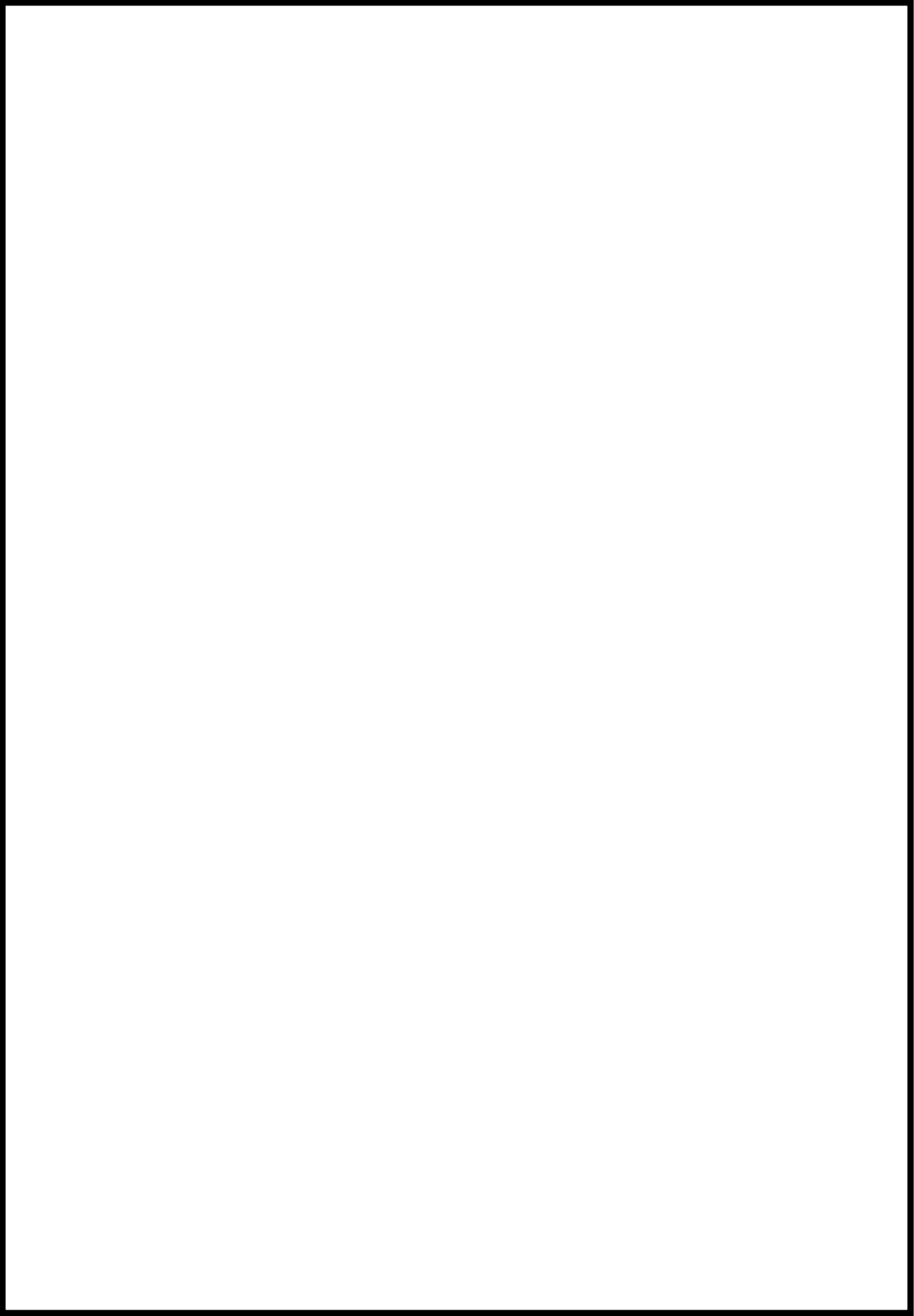


图 48-4-15 7 号炉原子炉建屋地上 1 階

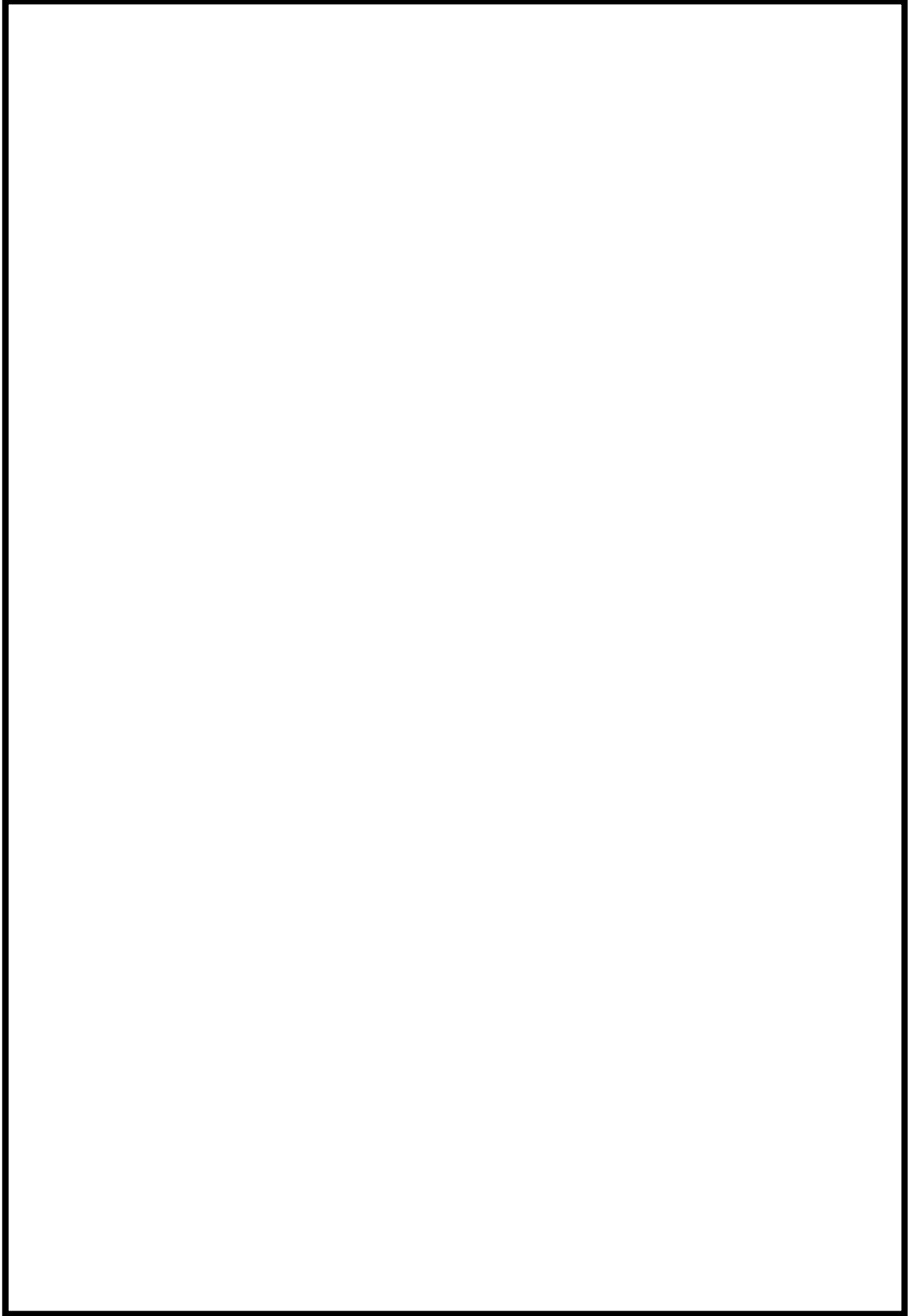


图 48-4-16 7 号炉原子炉建屋地下 2 階

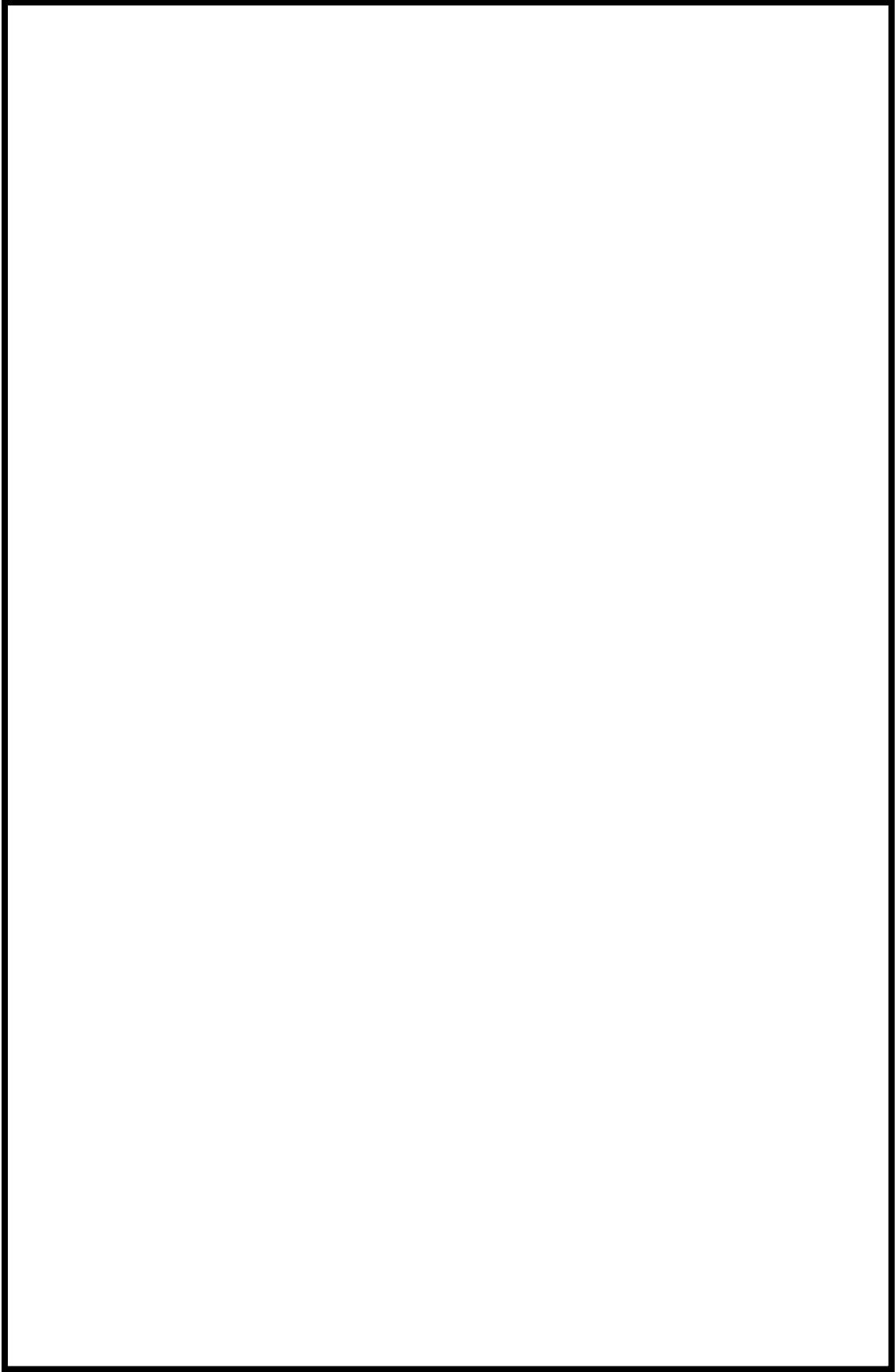


图 48-4-17 7 号炉原子炉建屋地下 3 階

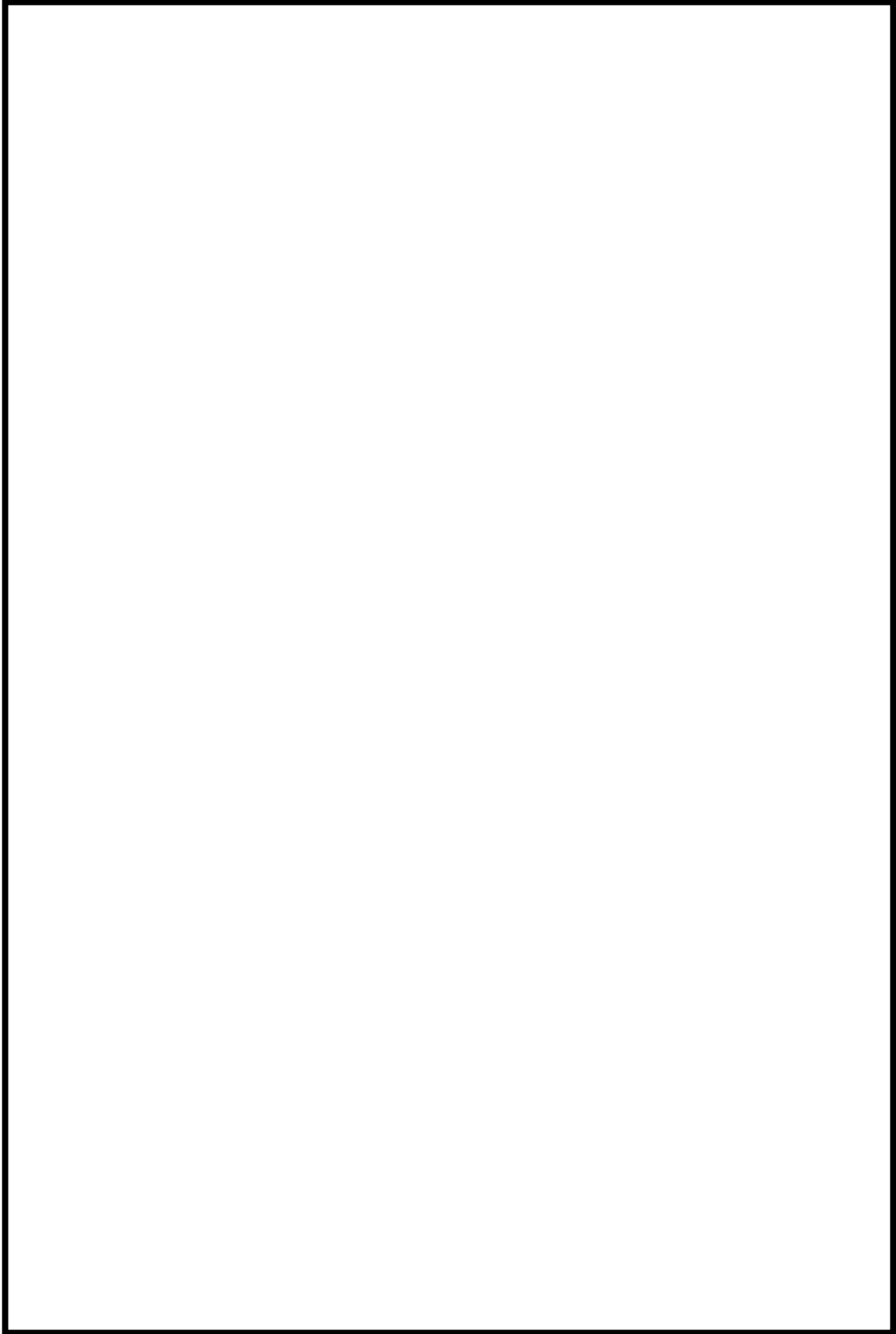


図 48-4-18 7号炉タービン建屋地上1階

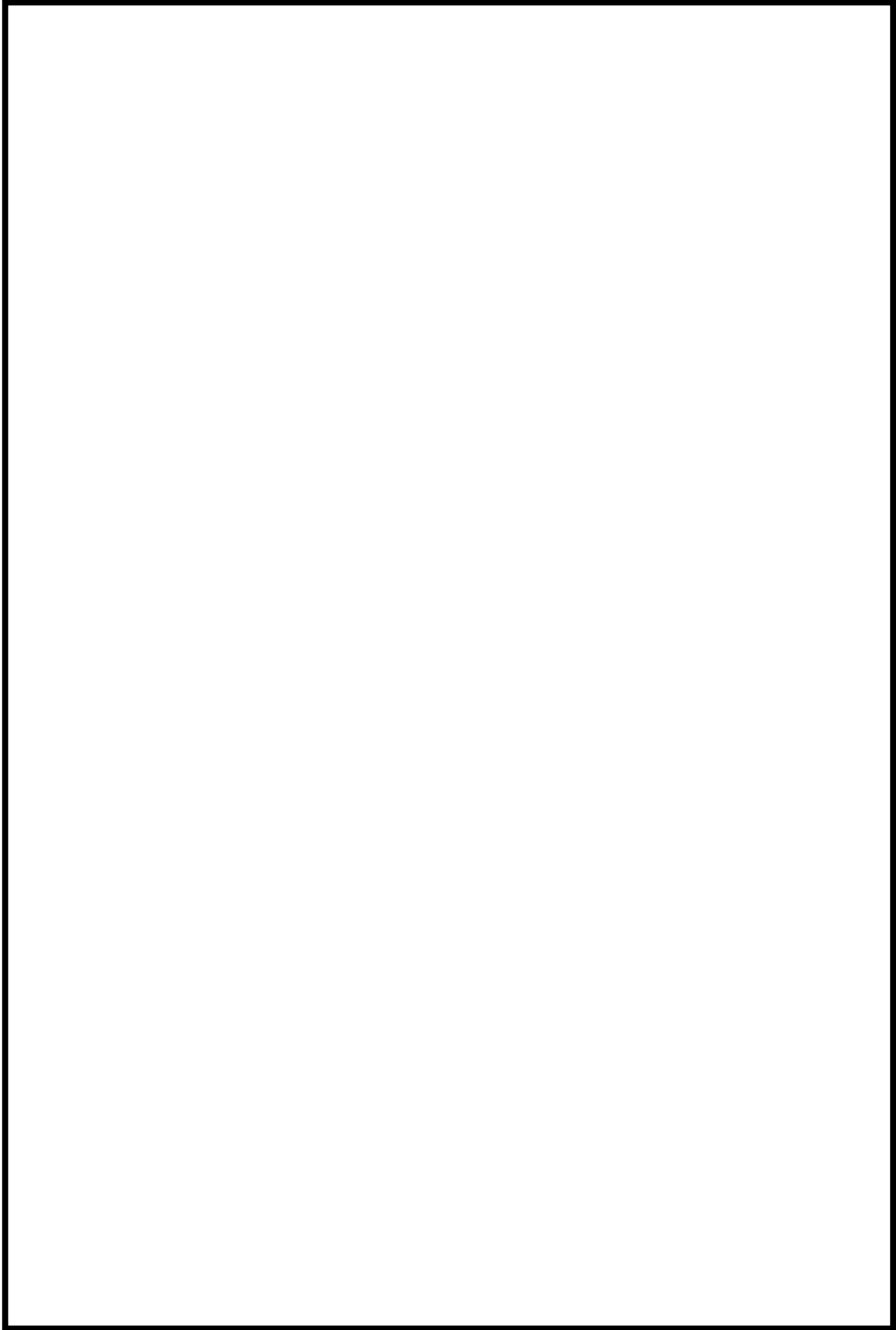


図 48-4-19 7号炉タービン建屋地下1階

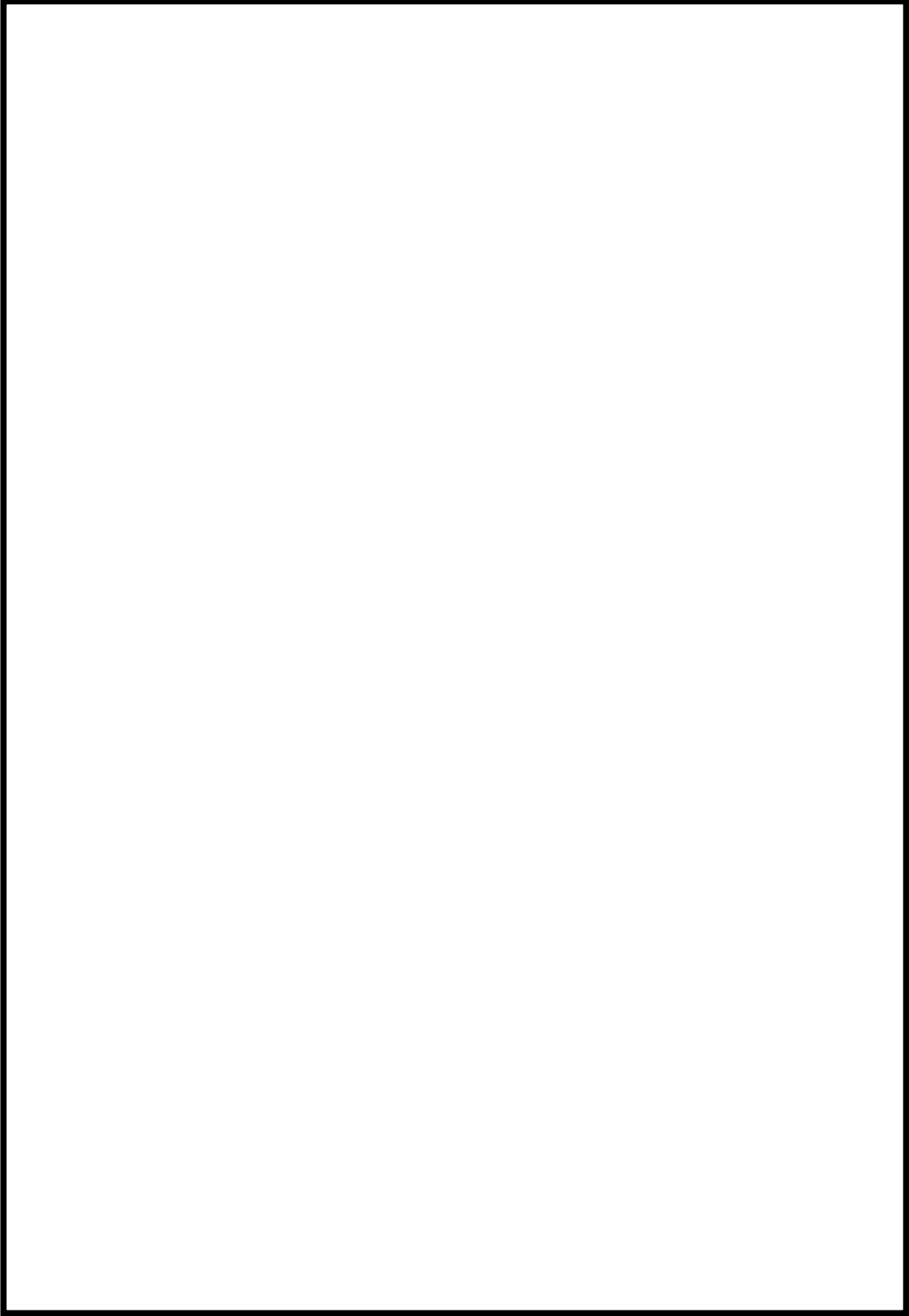


図 48-4-20 6 / 7 号炉コントロール建屋地下 2 階

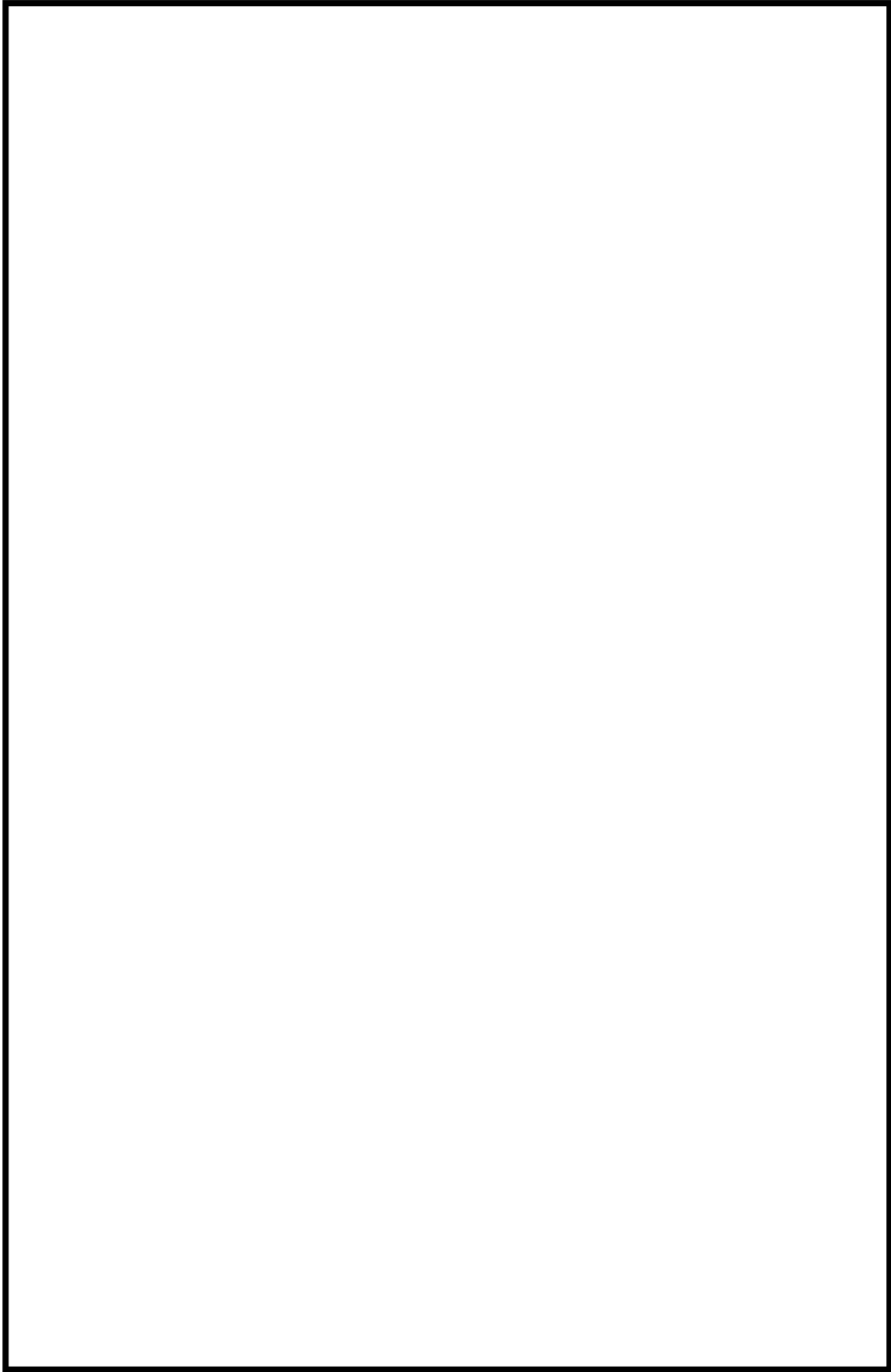


図 48-4-21 代替原子炉補機冷却系 接続口配置図 (6/7 号炉)

【格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系】

- ★ 弁設置位置
- エクステンションジョイント
- 弁遠隔操作位置（手動）
- 弁遠隔操作位置（空気作動）
- 弁操作追加遮へい

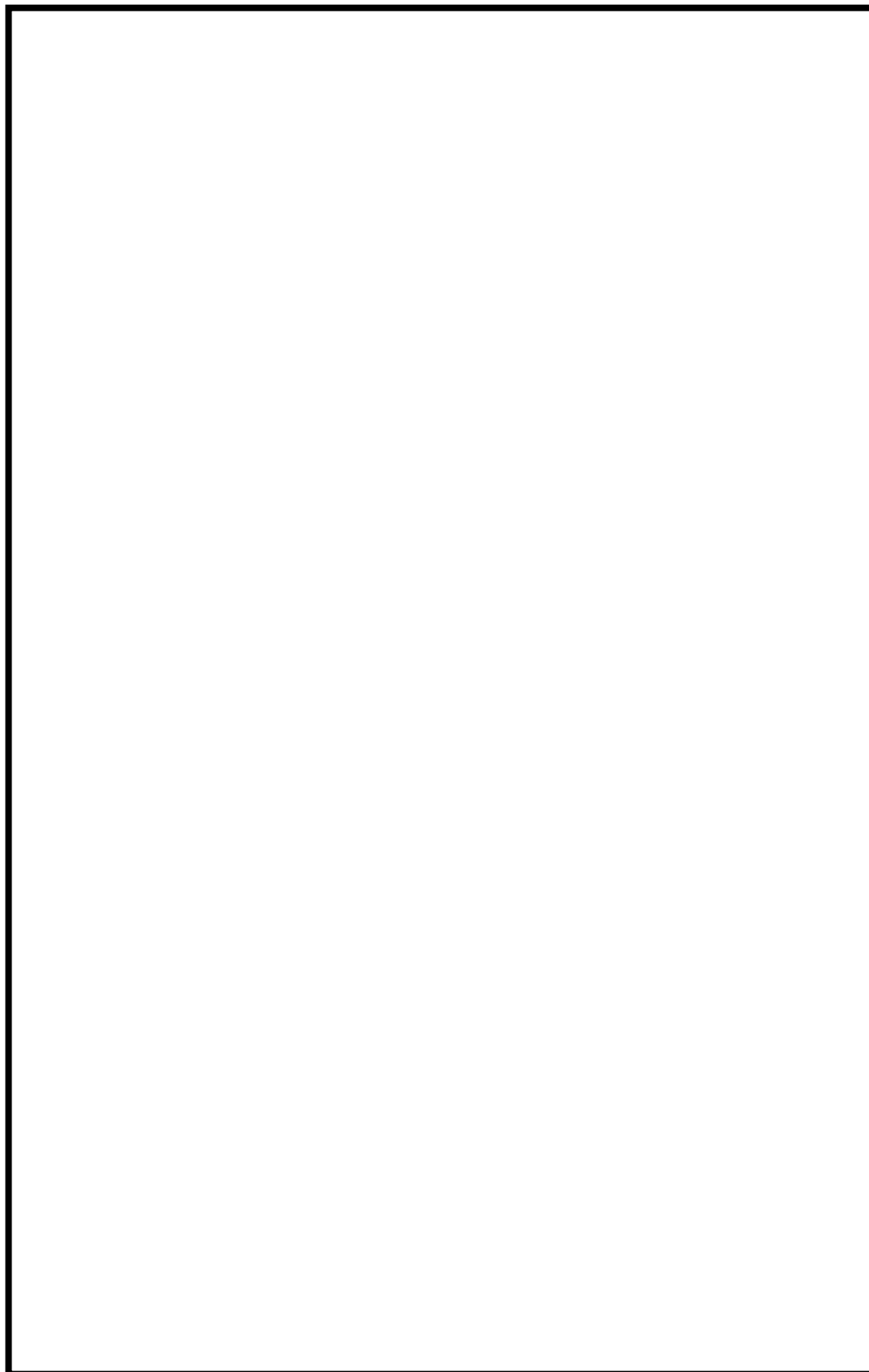


図 48-4-22 格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図（6号炉） 1 / 3

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- エクステンションジョイント
- 弁操作追加遮へい

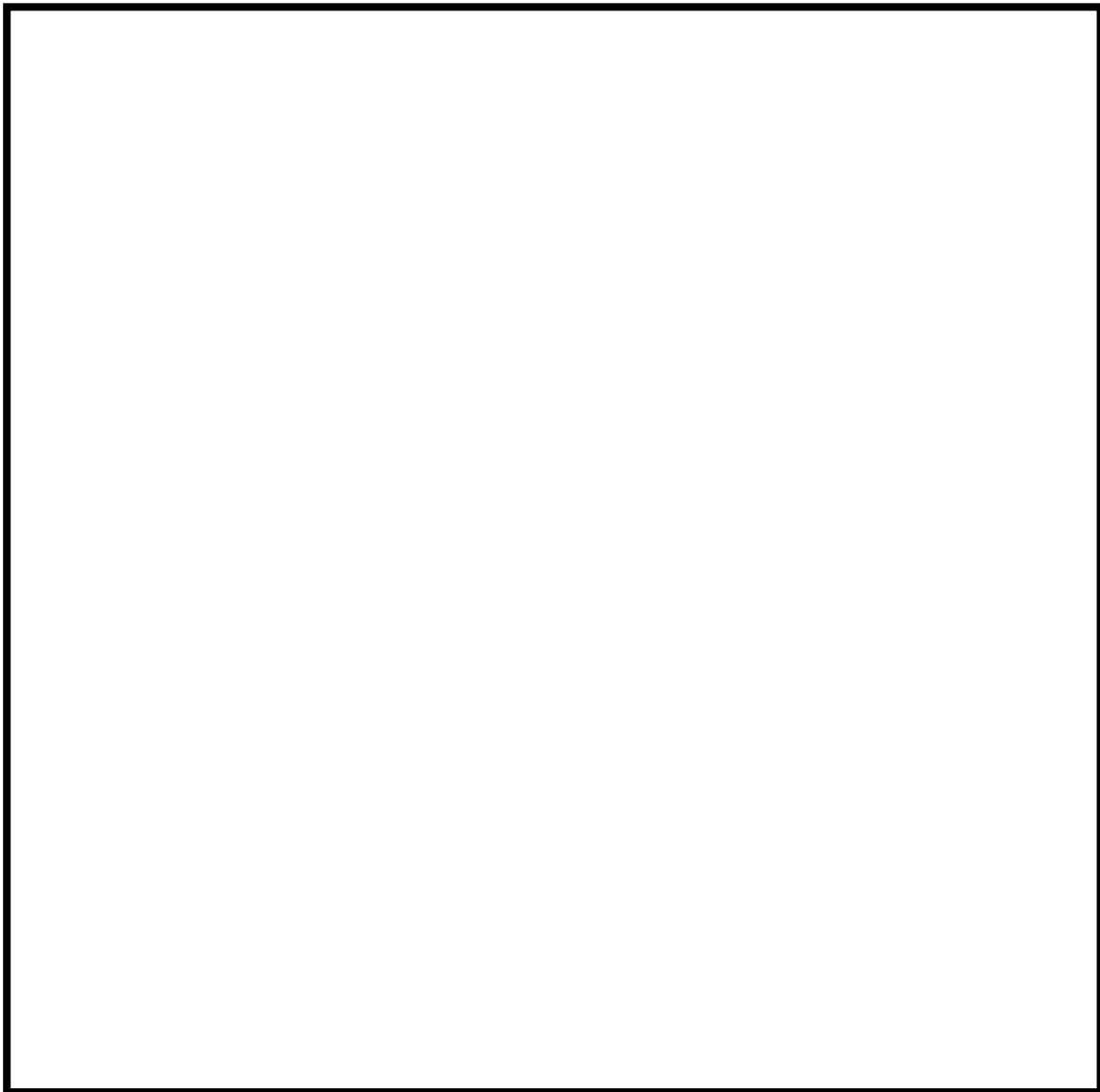


図 48-4-23 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6 号炉) 2 / 3

- ★ 弁設置位置
- エクステンションジョイント
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 弁操作追加遮へい

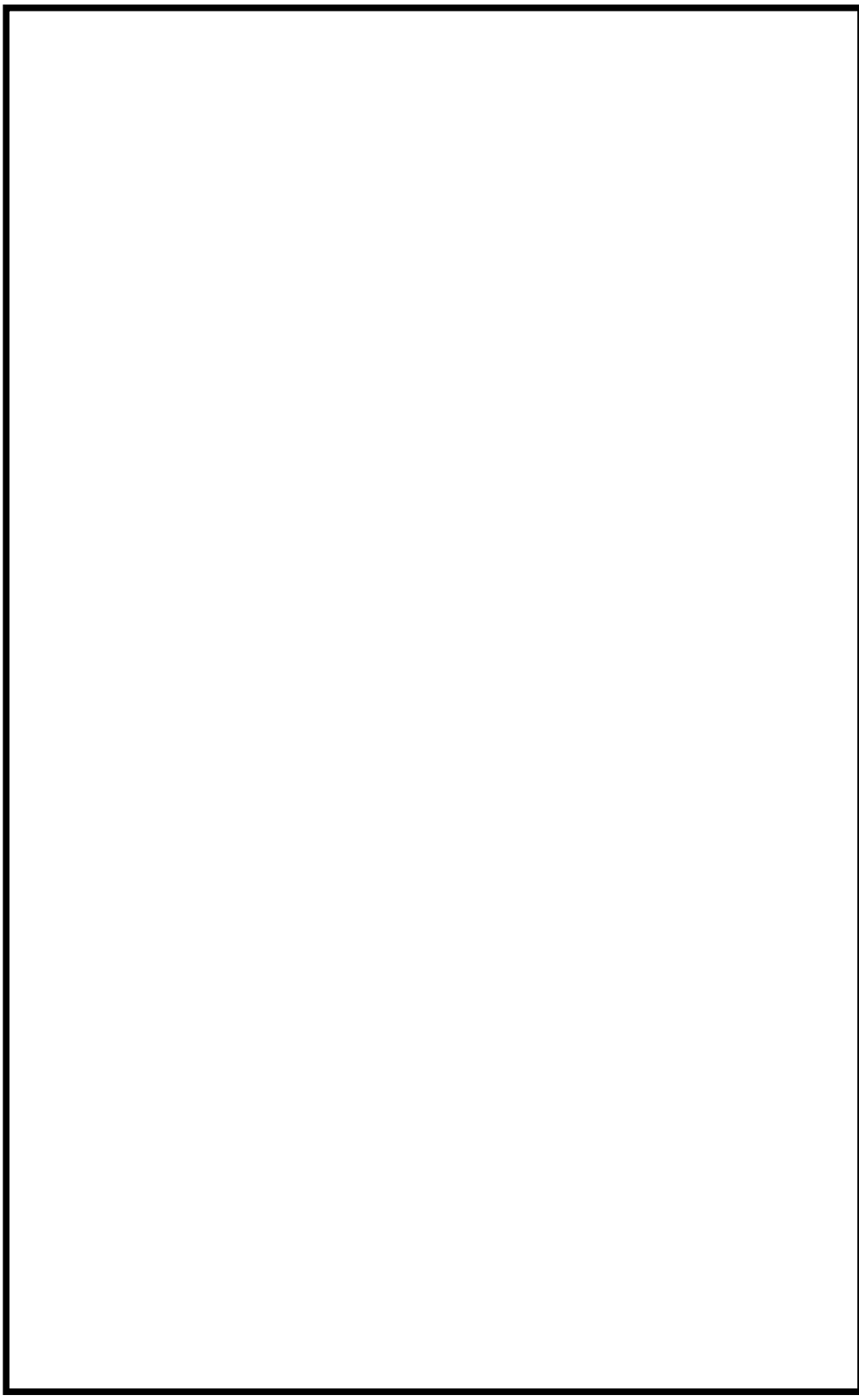


図 48-4-24 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 3 / 3

★ 弁設置位置



図 48-4-25 格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図（7号炉） 1 / 4

- ★ 弁設置位置
- エクステンションジョイント
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁操作追加遮へい
- ⊙ 弁遠隔操作位置 (空気作動)

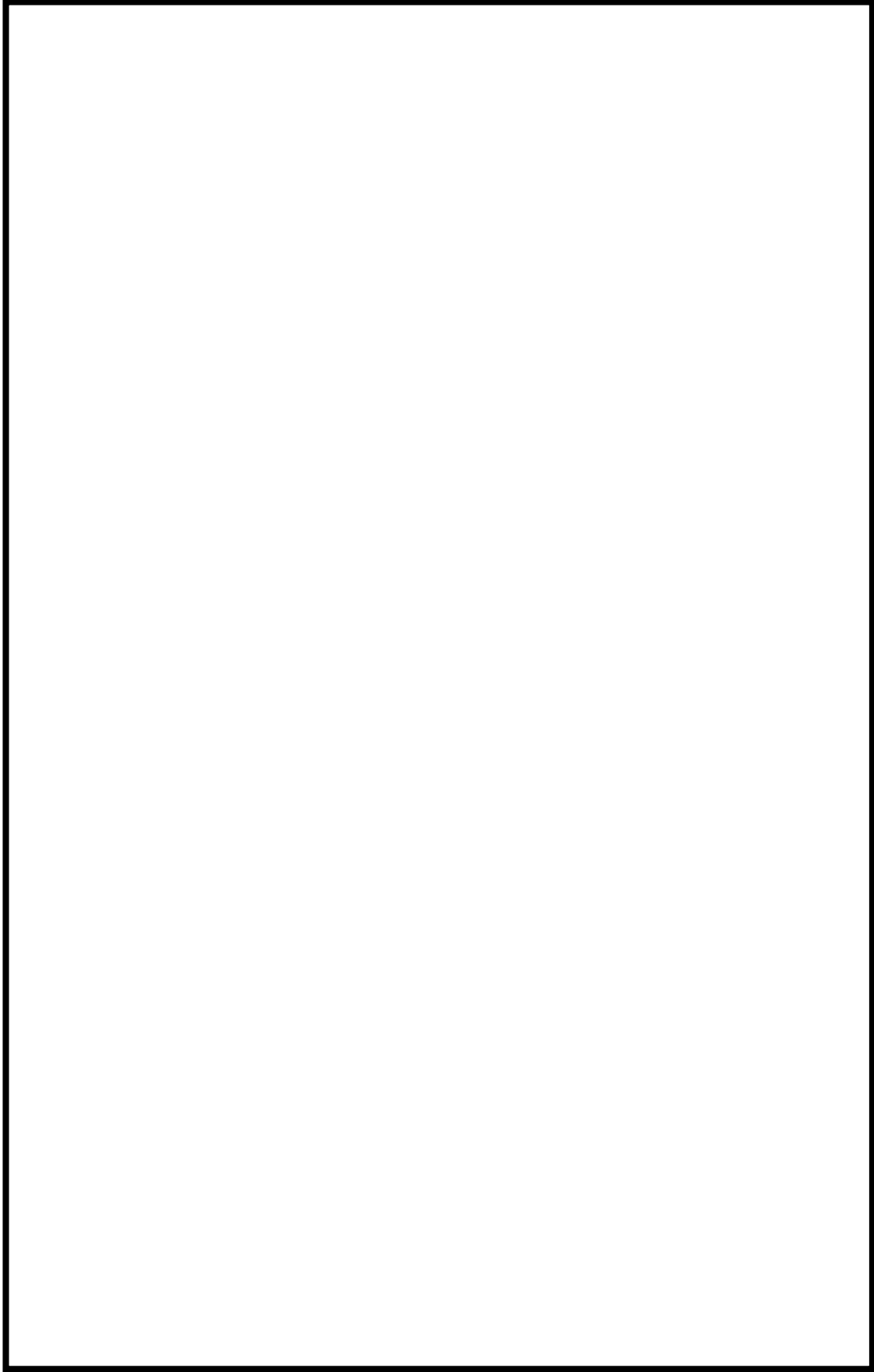


図 48-4-26 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 2 / 4

- ★ 弁設置位置
- エクステンションジョイント
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁操作追加遮へい
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)

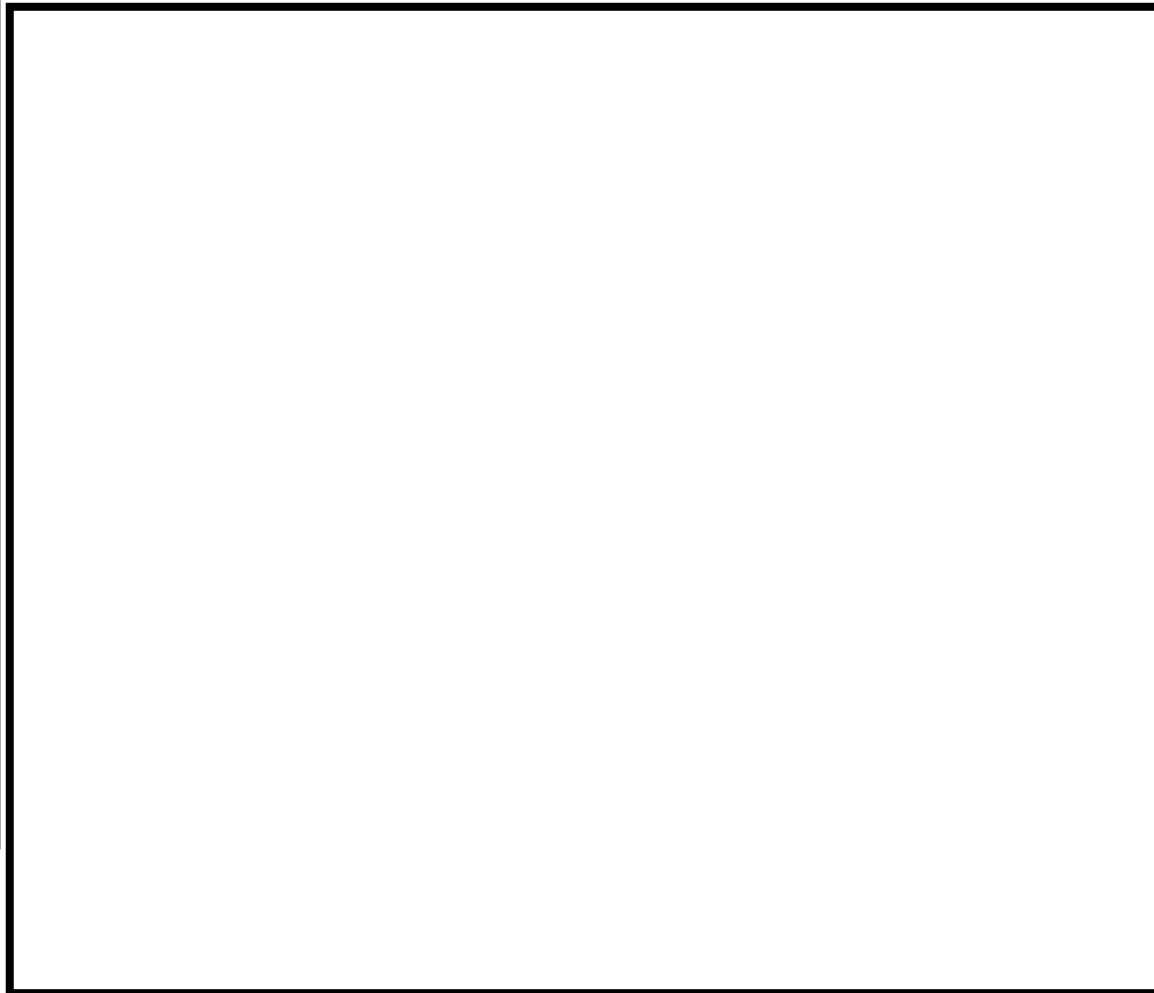


図 48-4-27 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7 号炉) 3 / 4

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- エクステンションジョイント
- 弁操作追加遮へい

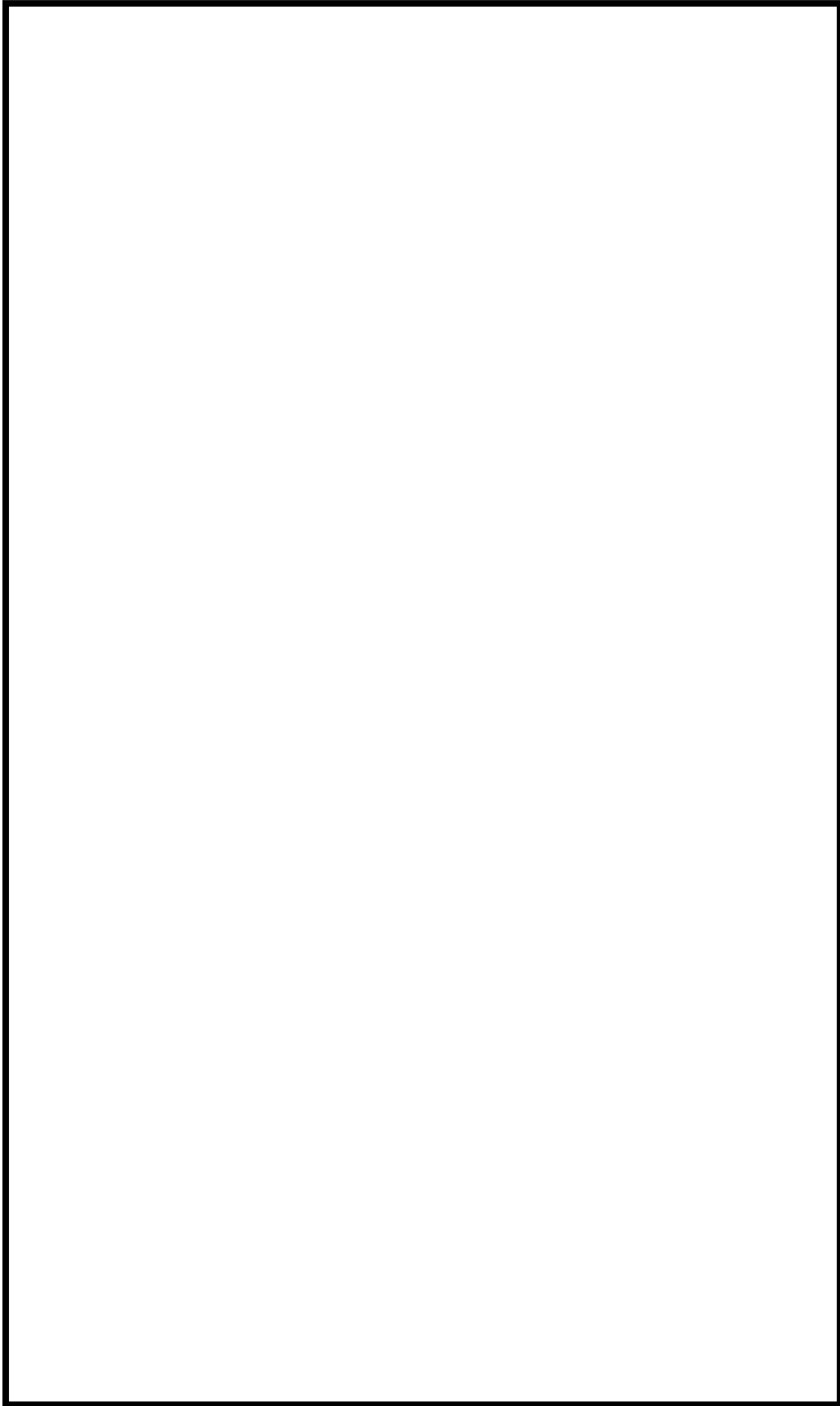


図 48-4-28 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7 号炉) 4 / 4

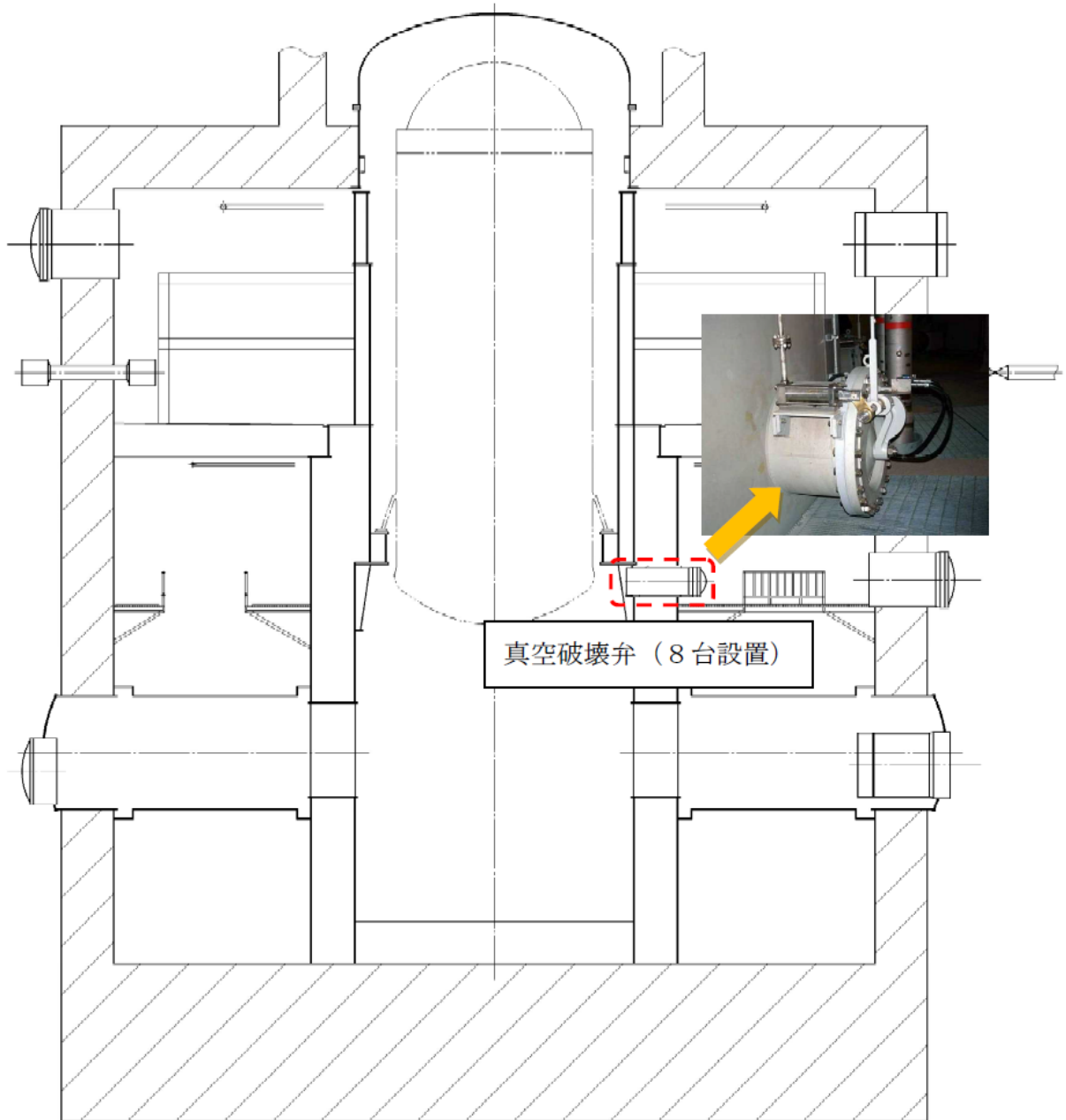


図 48-4-29 6/7 号炉 真空破壞弁設置位置図

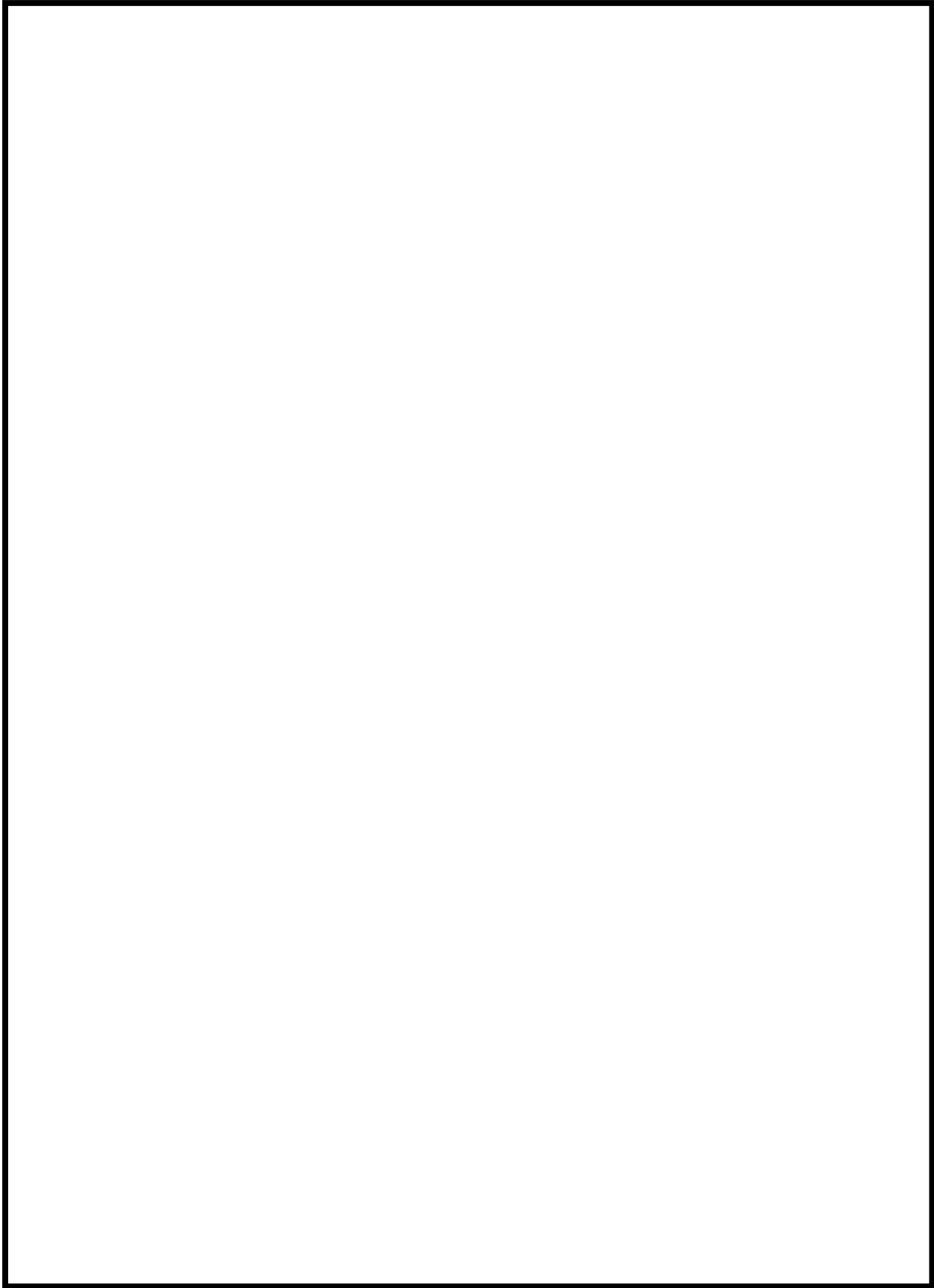


图 48-4-30 6/7 号炉 中央制御室配置图

48-5
系統図

【代替原子炉補機冷却系】

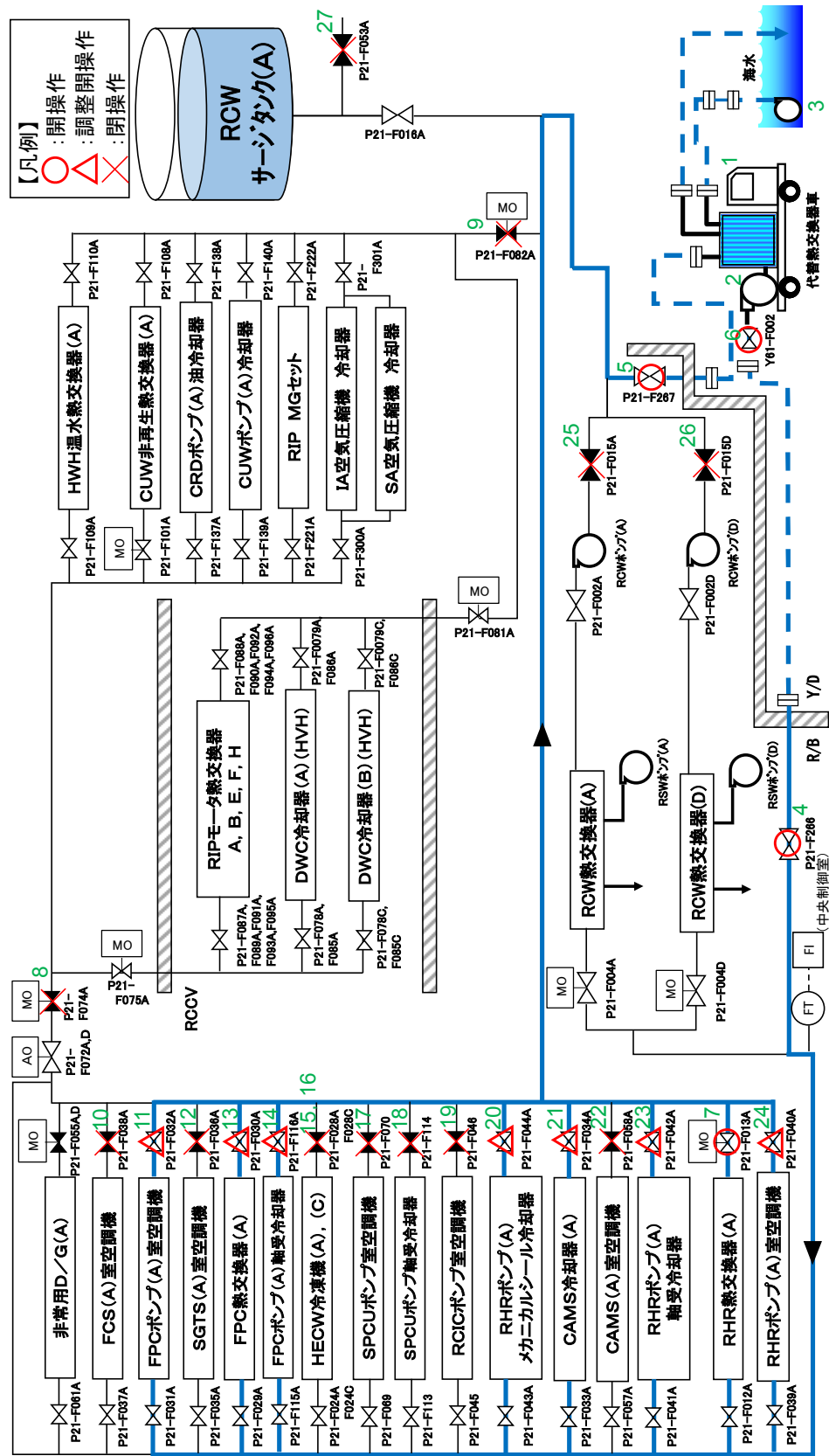


図 48-5-1 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉 A系)

表 48-5-1 代替原子炉補機冷却系 弁リスト (6号炉 A系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	代替原子炉補機冷却海水ポンプ
4	代替冷却系供給ライン北側接続口隔離弁(A)
5	代替冷却系戻りライン北側接続口隔離弁(A)
6	代替冷却システム流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(A)
9	常用冷却水戻り側分離弁(A)
10	可燃性ガス濃度制御系(A)室空調機冷却水出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁
12	非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換機(A)冷却水出口弁
14	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水出口弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水出口弁
17	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機冷却水出口弁
18	サプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁
19	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機冷却水出口弁
20	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁
21	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(A)冷却水出口弁
22	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁
23	残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器冷却水出口弁
24	残留熱除去系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁
25	原子炉補機冷却水ポンプ(A)吸込弁
26	原子炉補機冷却水ポンプ(D)吸込弁
27	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

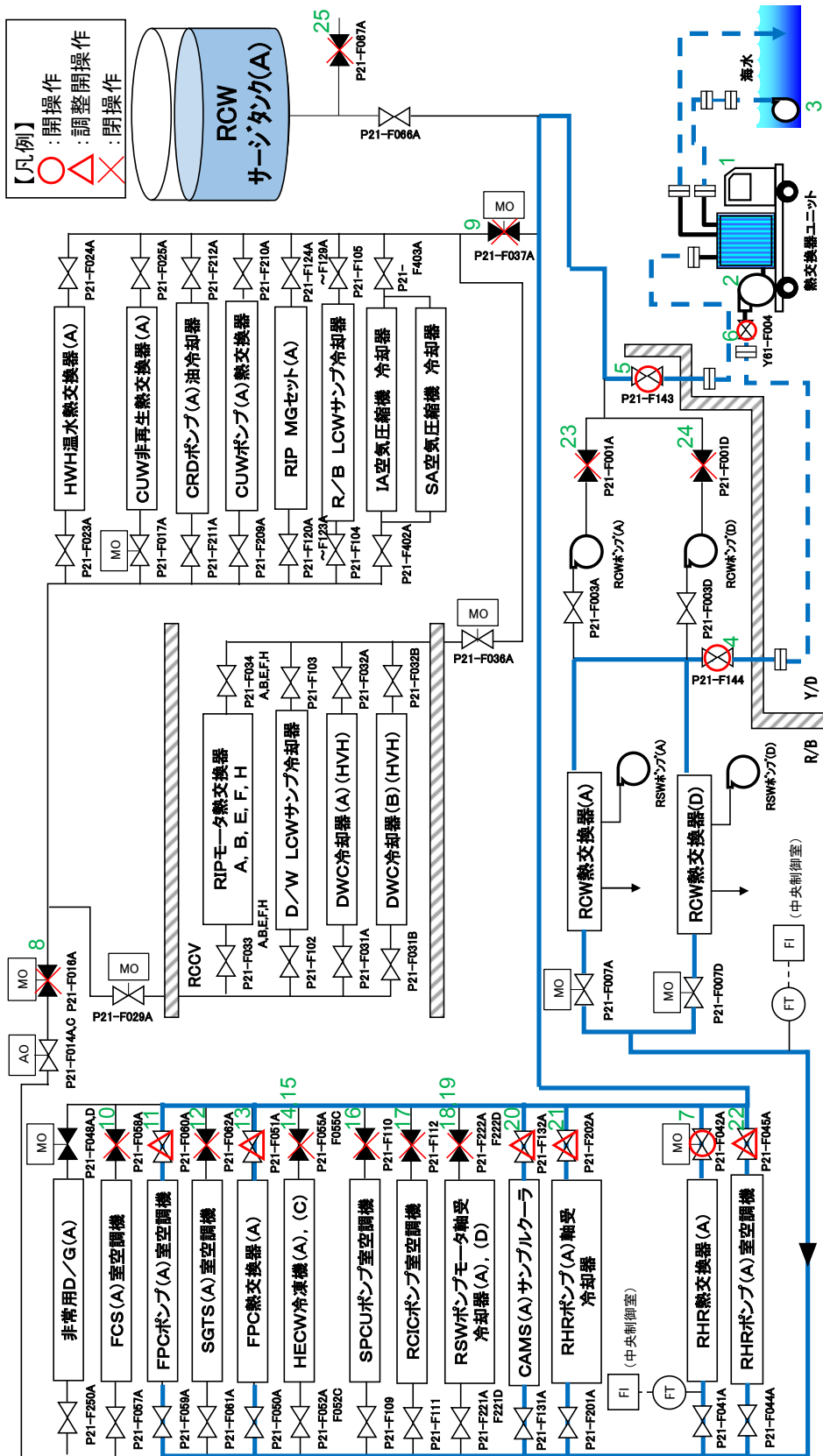


図 48-5-2 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉 A系)

表 48-5-2 代替原子炉補機冷却系 弁リスト (7号炉 A系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	代替原子炉補機冷却海水ポンプ
4	代替冷却水供給止め弁(A)
5	代替冷却水戻り止め弁(A)
6	代替原子炉補機冷却系ユニット出口流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(A)
9	常用冷却水戻り側分離弁(A)
10	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁
12	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁
14	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁
16	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁
17	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁
18	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁
19	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁
20	格納容器内雰囲気モニタラック(A)出口弁
21	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁
22	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁
23	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁
24	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁
25	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

表 48-5-3 耐圧強化ベント系 弁リスト

No.	弁名称
1	一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)
2	一次隔離弁 (ドライウエル側)
3	二次隔離弁
4	二次隔離弁バイパス弁
5	フィルタ装置入口弁
6	耐圧強化ベント弁
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(A)
8	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(B)
9	非常用ガス処理系 第一隔離弁
10	非常用ガス処理系 第二隔離弁
11	換気空調系 第一隔離弁
12	換気空調系 第二隔離弁
13	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁
14	耐圧強化ベント系 N ₂ パージ用元弁

48-6
試験及び検査

【代替原子炉補機冷却系】

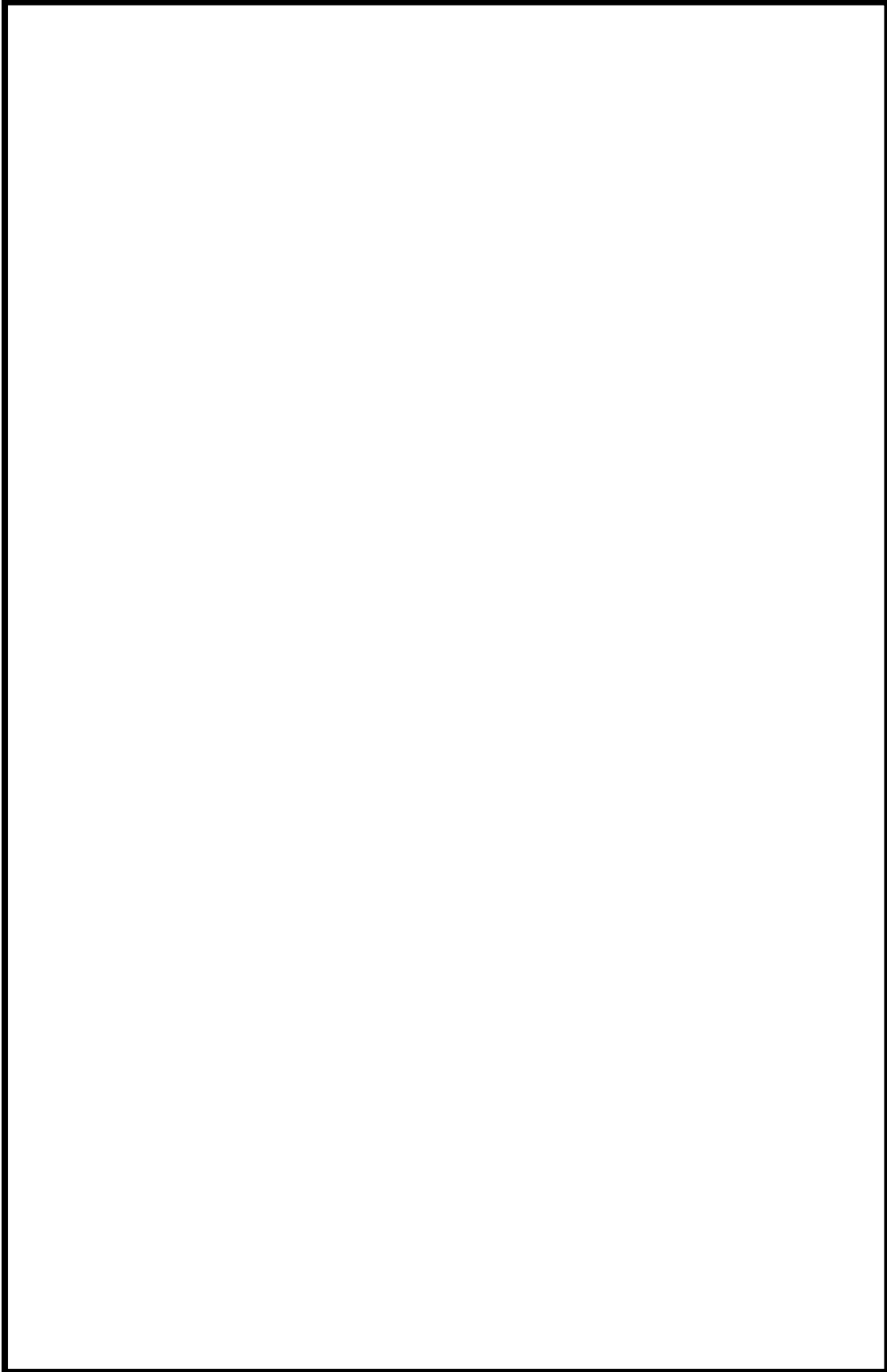


図 48-6-1 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 48-6-2 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

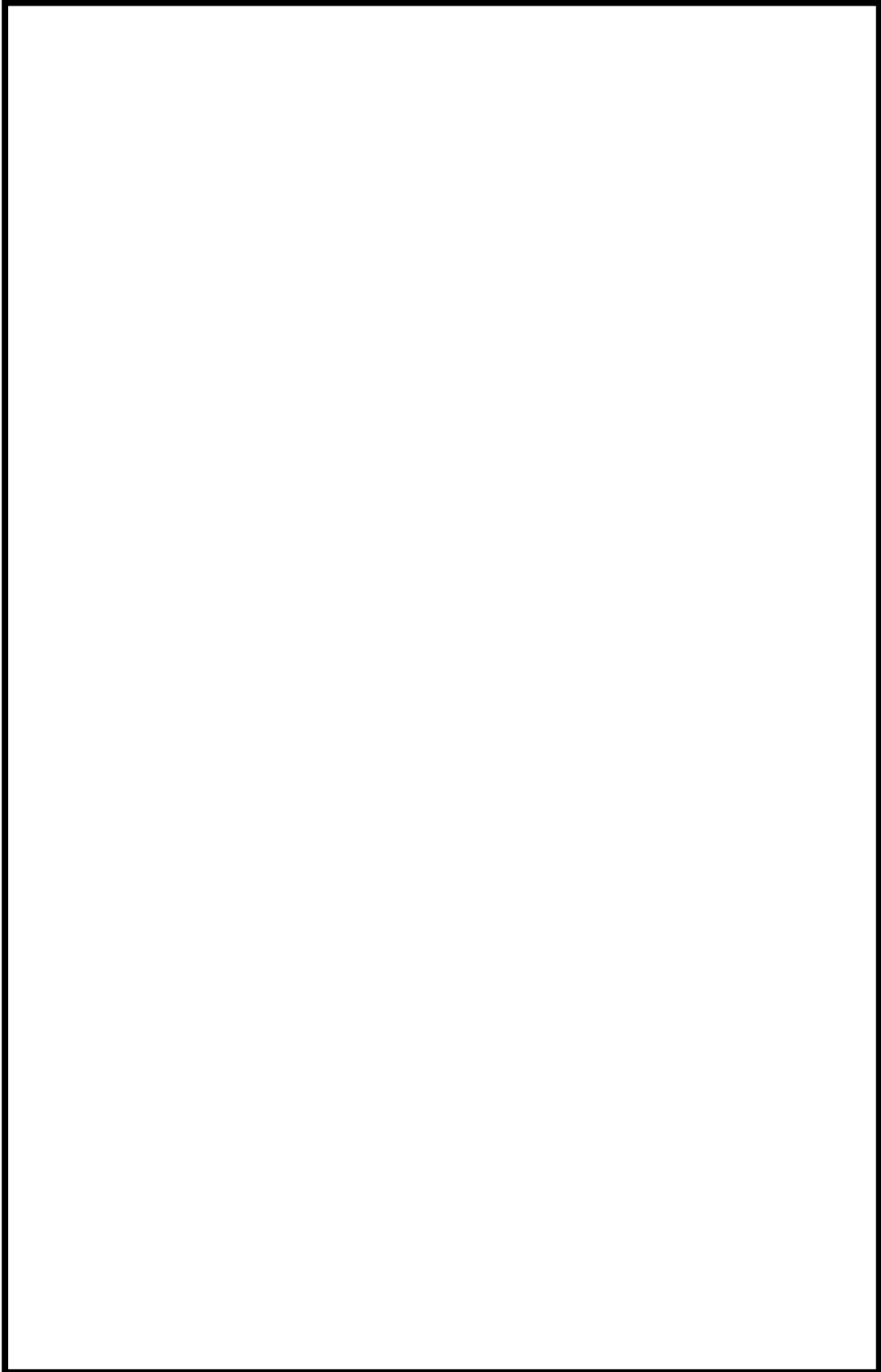


図 48-6-3 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 (7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

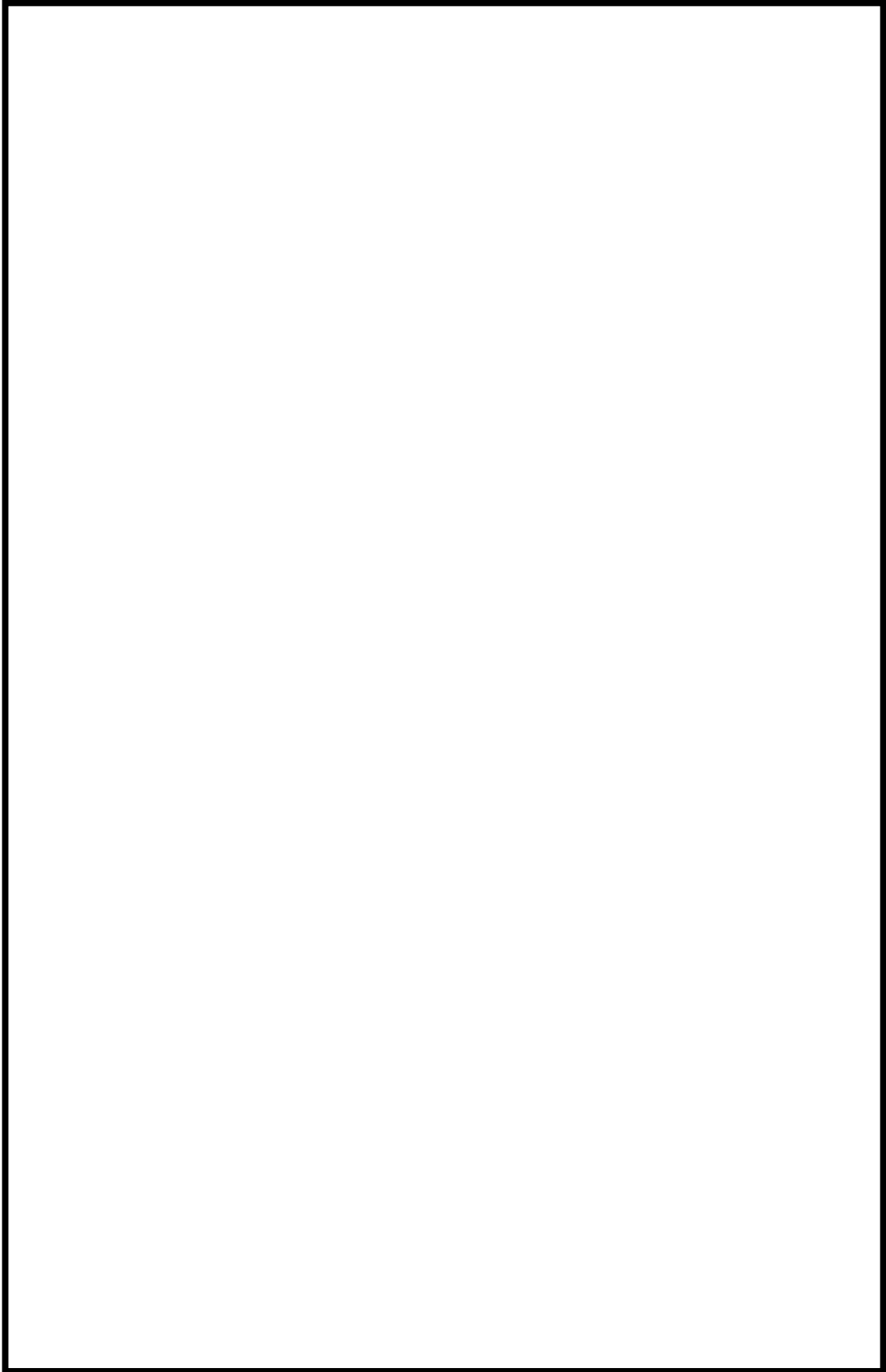


図 48-6-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

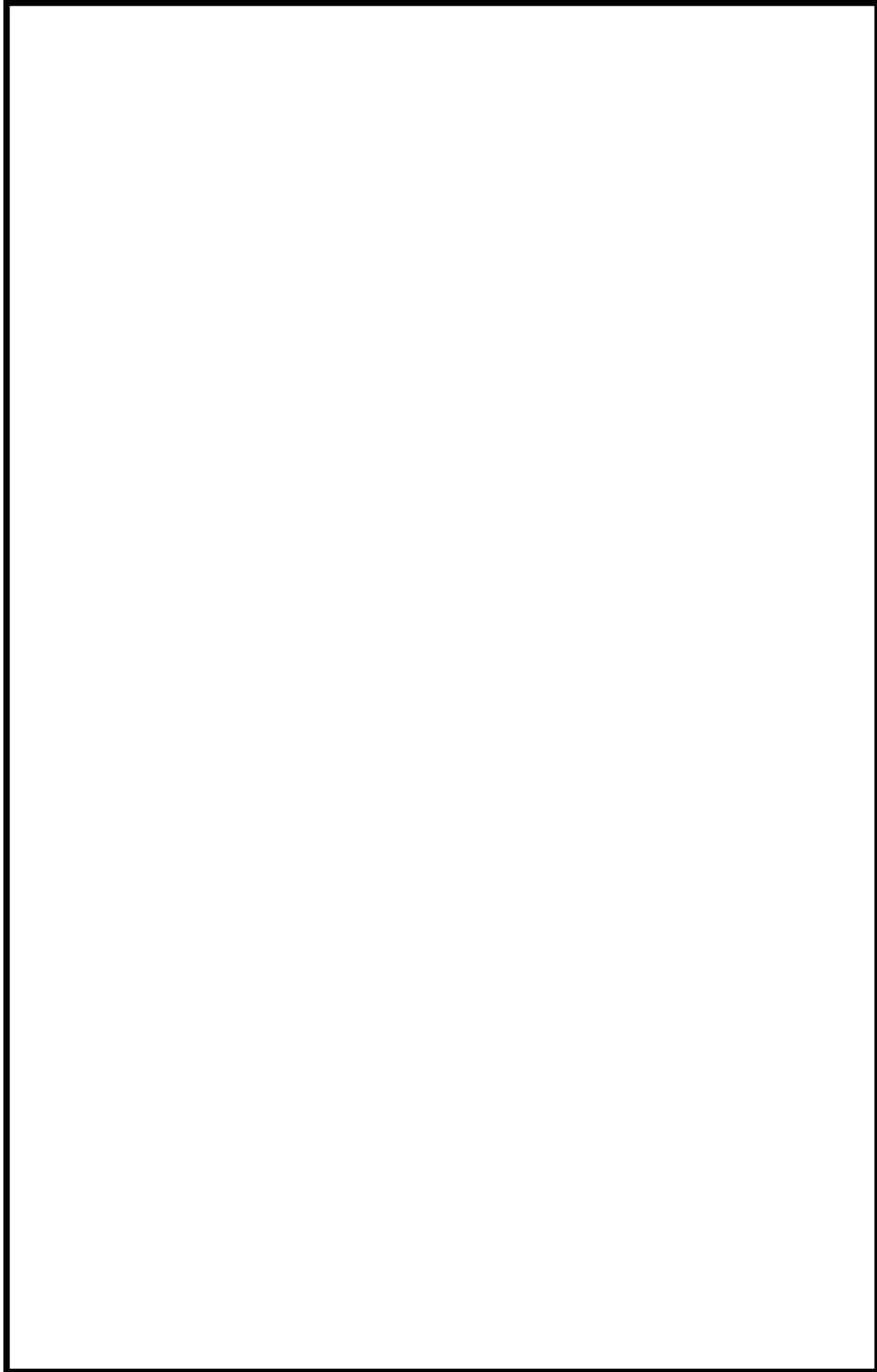


図 48-6-5 代替原子炉補機冷却海水ポンプ図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

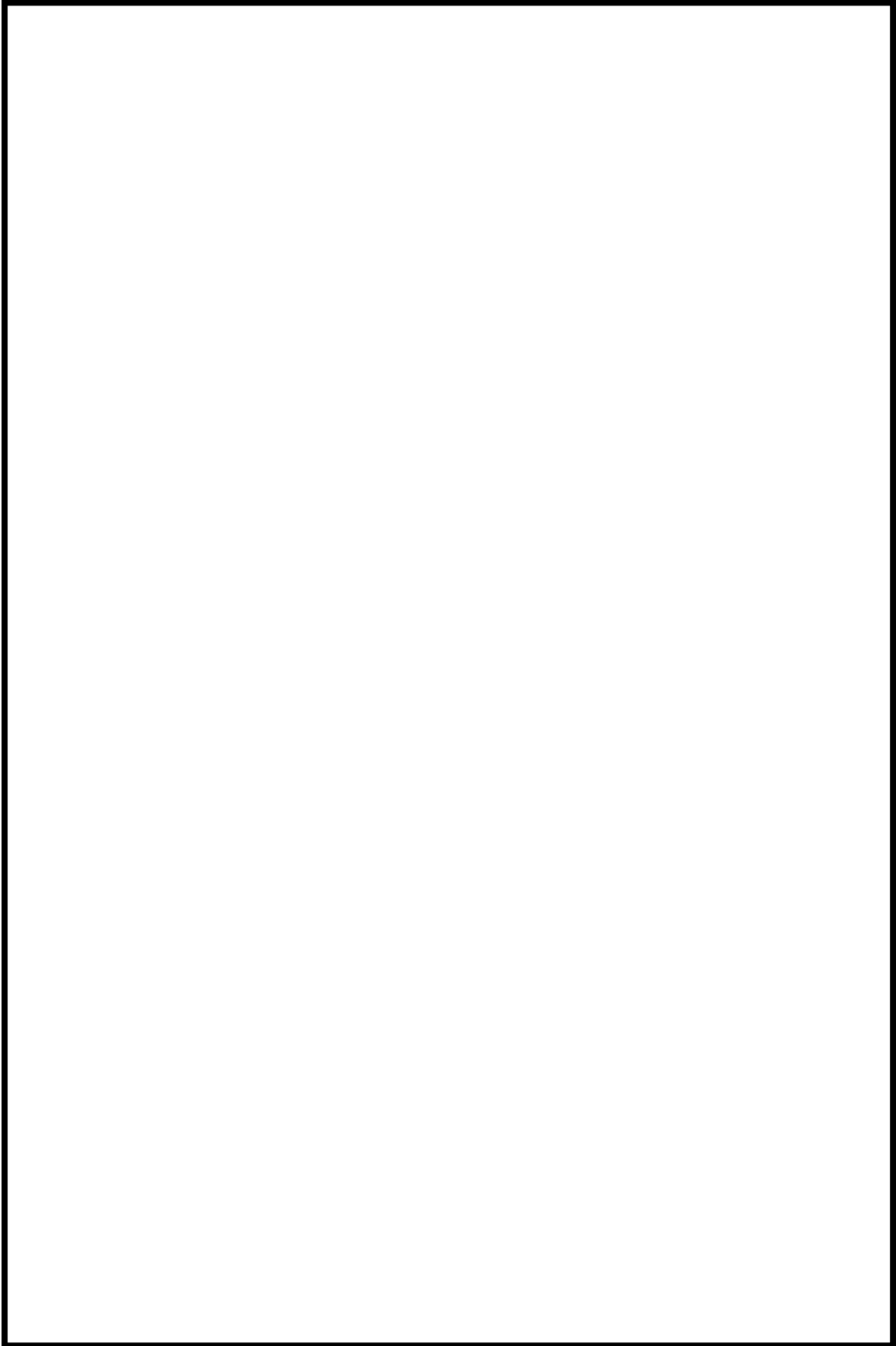


図 48-6-6 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6号炉 A系)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

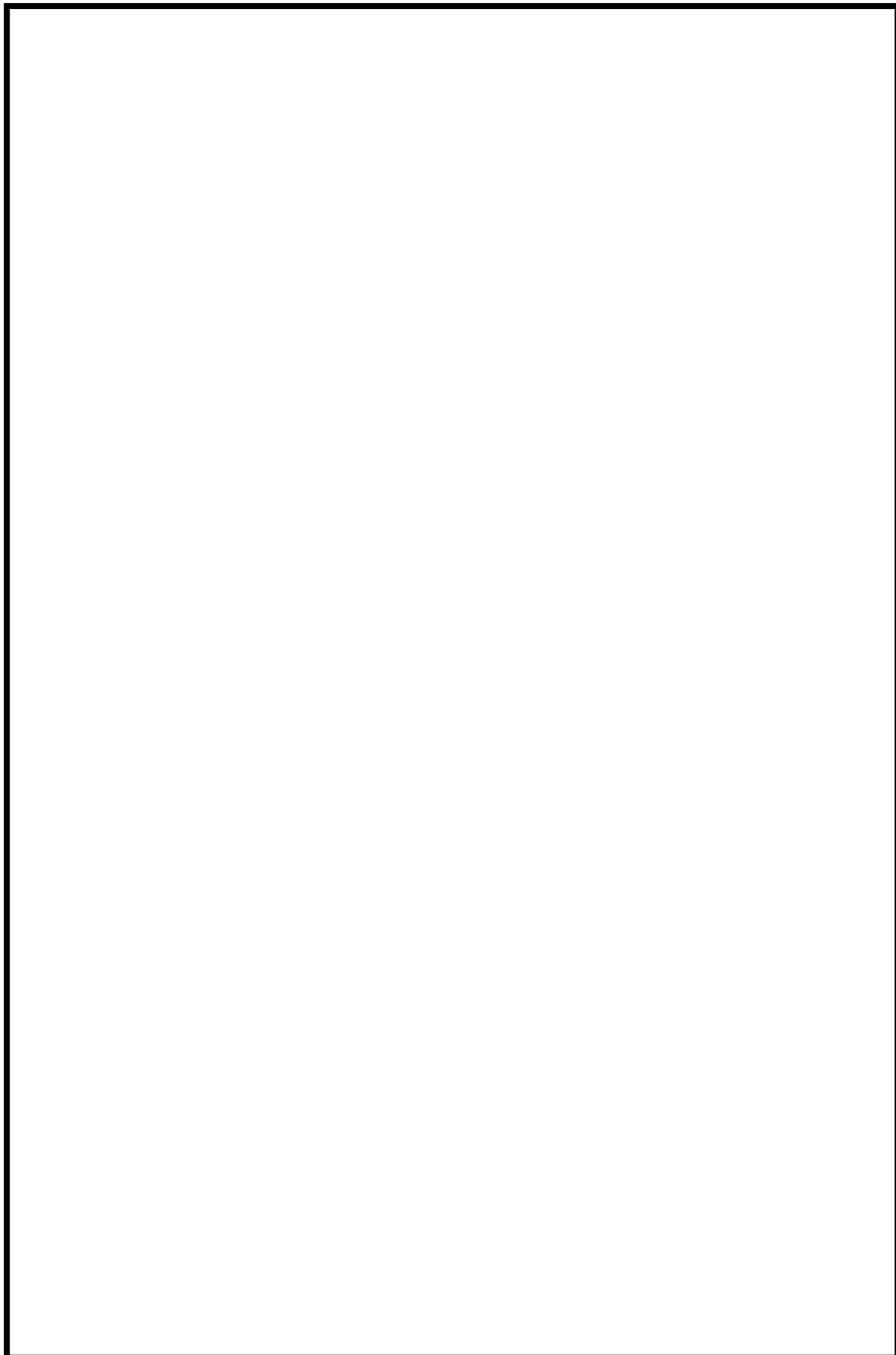


図 48-6-7 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6号炉B系)
48-6-8

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

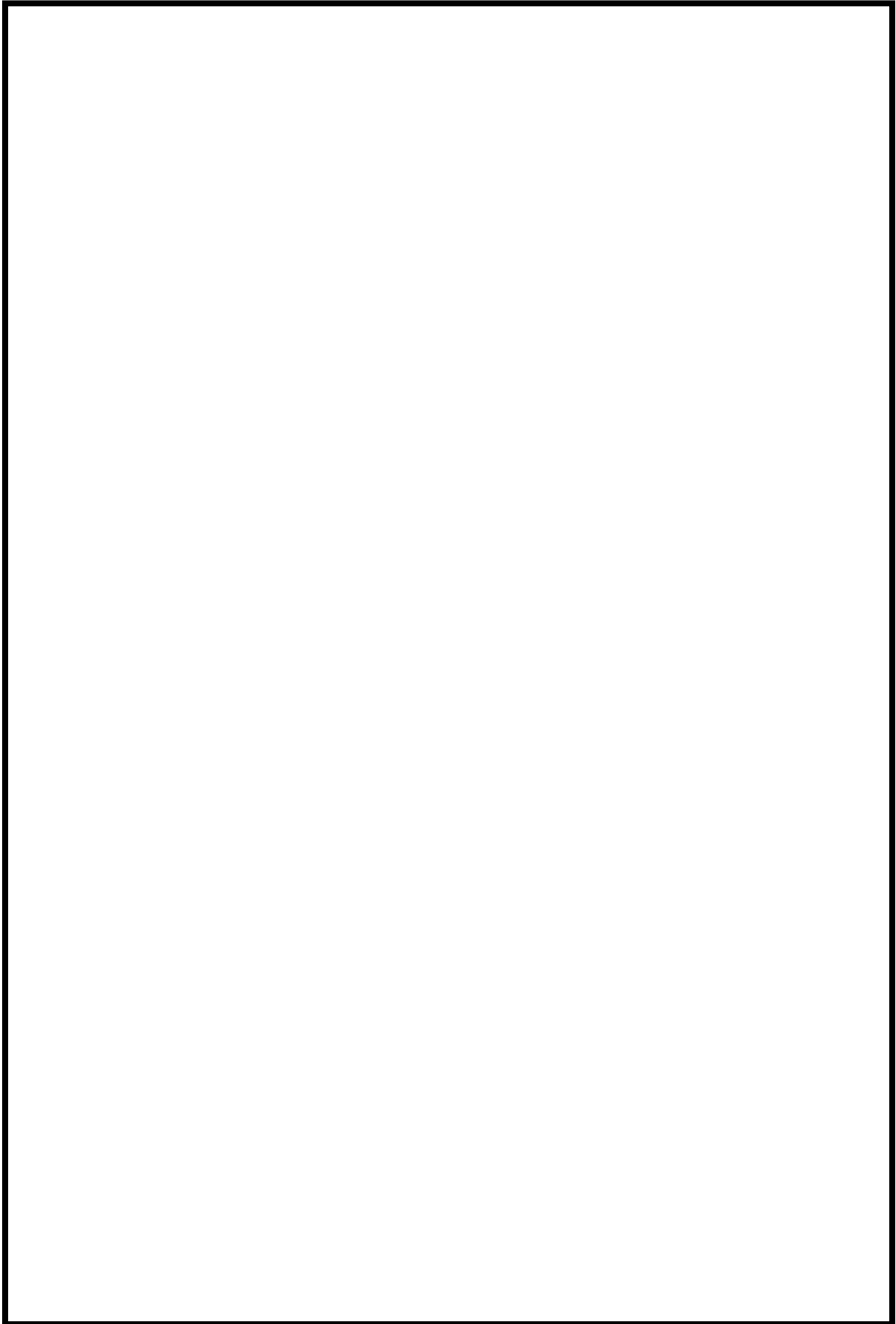


図 48-6-8 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7号炉 A系)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

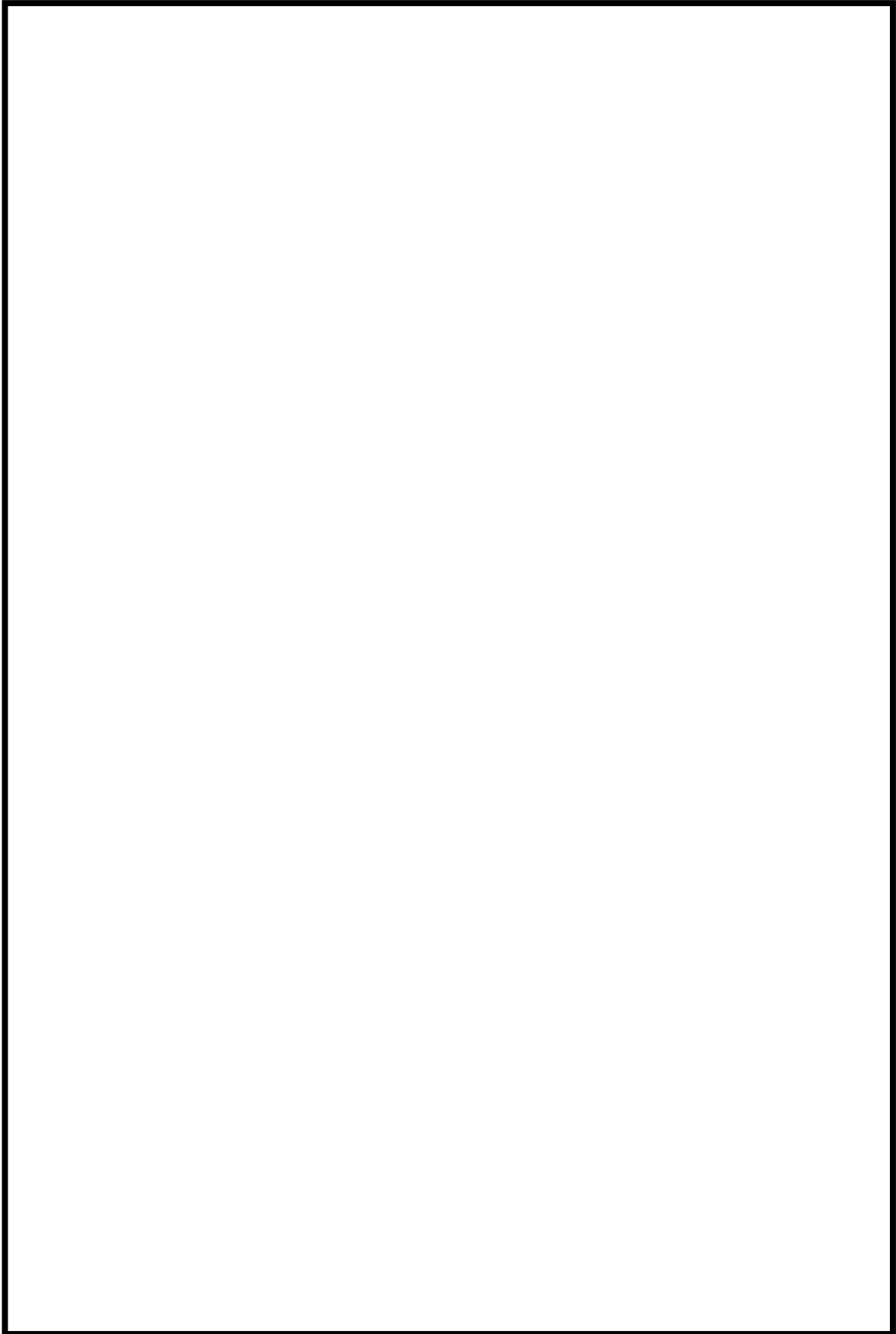


図 48-6-9 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7 号炉 B 系)

【耐圧強化ベント系】

プラント停止中に点検及び検査をすることとしており,表 48-6-1 のとおりである。

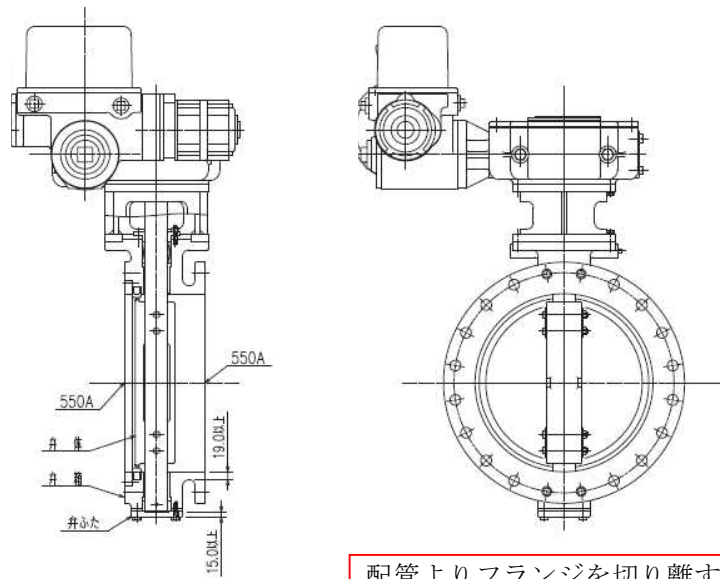
表 48-6-1 機械設備の試験・検査内容

対象機器	点検項目	点検内容	
		本格点検	簡易点検
配管	1. 本体	a. 外観点検 b. フランジ部点検手入れ	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1} b. 弁開閉試験時漏えい確認 ^{※2}
弁	1. 本体	a. 弁箱内面点検手入れ b. 弁体, 弁座, 弁棒の点検手入れ c. パッキン類取替 d. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 動作試験	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1} b. 弁開閉試験時漏えい確認 ^{※2} c. 動作試験(駆動部付弁)
可搬型窒素供給装置	1. 本体	a. 工場点検	—
	2. 機能確認	a. 試運転	a. 試運転

※1 窒素封入圧力及びスクラバ水位は, 簡易点検の他にパトロール時等において定期的に確認を実施する。

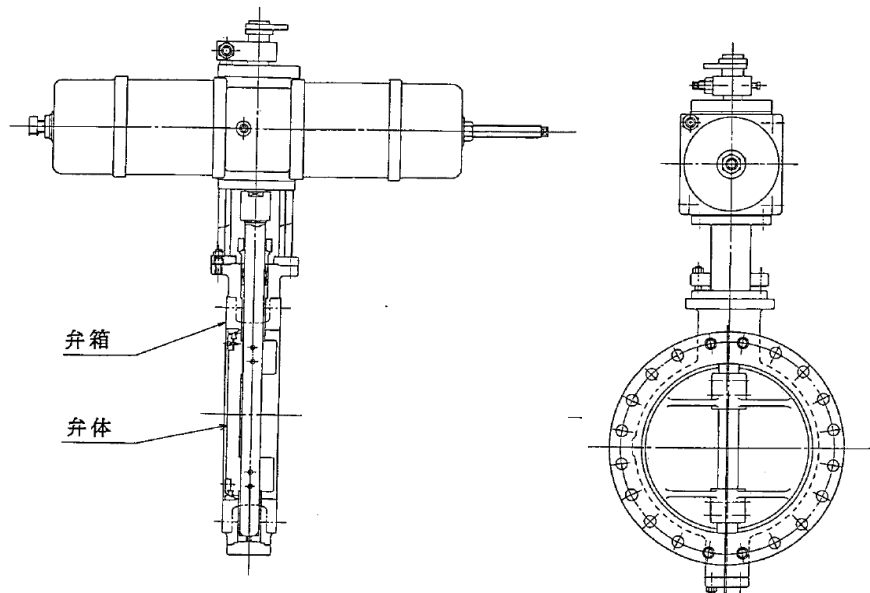
※2 空気駆動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験時に, 空気駆動弁『開』保持状態(駆動空気を供給している状態)において, 駆動空気供給系の漏えい確認を行う。

※3 点検周期の単位はサイクル。



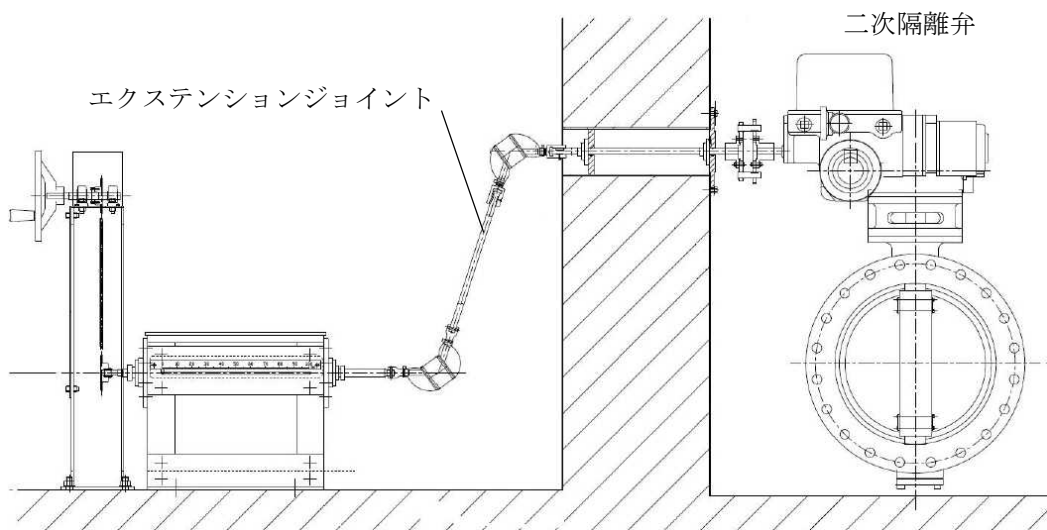
配管よりフランジを切り離すことにより、弁の分解点検が可能

図 48-6-10 電動駆動弁構造図



配管よりフランジを切り離すことにより、弁の分解点検が可能

図 48-6-11 空気駆動弁構造図



遠隔操作機構を構成する機器については分解点検を行うことが可能な構造とする

図 48-6-12 遠隔手動弁操作設備構造図 (例：7号炉 二次隔離弁)

車載機器 (窒素発生装置, ディーゼル発電機, 空気圧縮機) については個別に点検することが可能

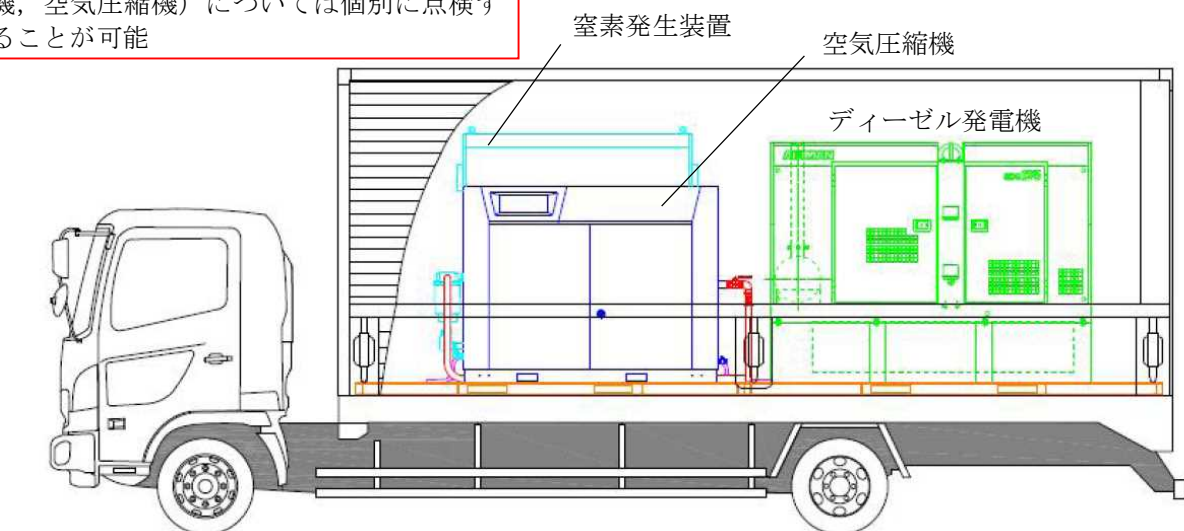


図 48-6-13 可搬型窒素供給装置構造図

48-7
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		熱交換器ユニット（その1）
個数	式	3
容量（設計熱交換量）	MW/式	23.0
最高使用圧力	MPa	淡水側 1.37 / 海水側 0.6
最高使用温度	℃	淡水側 70 または 90 / 海水側 80 または 50
伝熱面積	m ² /式	
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニット（その1）は、重大事故時の原子炉補機冷却水系統機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット（その1）は1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

熱交換器ユニット（その1）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止48時間経過後の崩壊熱（約23MW）を2基の熱交換器で除去する容量として、23.0MW/式とする。

なお、熱交換器ユニット（その1）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図48-7-1に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

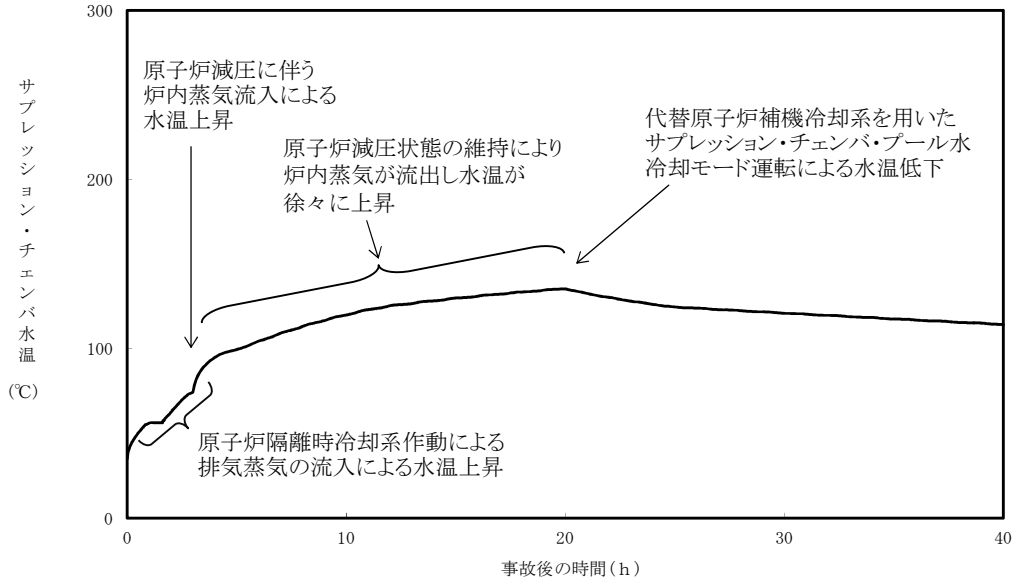


図 48-7-1 サプレッション・チェンバ水温の推移

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

2.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）の海水側の最高使用圧力は、代替原子炉補機冷却海水ポンプの締切揚程を考慮し、0.6MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

3.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、海水の戻り温度を考慮し、80℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水系に合わせ、50℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニット（その1）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、下記のように求める。

4.1 交換熱量

$$Q = C_1 \cdot W_a \cdot \rho_1 \cdot (T_{a1} - T_{a2})$$

$$\therefore T_{a1} = 65.3$$

$$Q = C_2 \cdot W_b \cdot \rho_2 \cdot (T_{b1} - T_{b2})$$

$$\therefore T_{b1} = 54.0$$

Q	: 熱交換器ユニット除熱能力	= 23.0MW (82,800,000 kJ/h)
W _a	: 淡水側流量	= 600m ³ /h
W _b	: 海水側流量	= 840m ³ /h
T _{a1}	: 熱交換器ユニット淡水側入口温度	
T _{a2}	: 熱交換器ユニット淡水側出口温度	= 32.0℃
T _{b2}	: 熱交換器ユニット海水側入口温度	= 30.0℃
T _{b1}	: 熱交換器ユニット海水側出口温度	
ρ ₁	: 密度 (淡水)	= 990.1kg/m ³
ρ ₂	: 密度 (海水)	= 1017kg/m ³
C ₁	: 比熱 (淡水)	= 4.18kJ/kg・K
C ₂	: 比熱 (海水)	= 4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(Ta1-Tb2)-(Ta2-Tb1)\} / \ln\{(Ta1-Tb2)/(Ta2-Tb1)\}$$
$$= 5.38K$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 伝熱係数

$$Uc = \boxed{} \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / Uc$$
$$= 23000 / 5.38 / \boxed{} / 2 = \boxed{} \text{ m}^2 \div \boxed{} \text{ m}^2$$

A_r : 熱交換器の必要伝熱面積

熱交換器 2 基の必要伝熱面積は, $\boxed{} \times 2 = \boxed{} \text{ m}^2$

以上より, 熱交換器ユニット (その 1) の伝熱面積は, $\boxed{} \text{ m}^2/\text{式}$ とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		熱交換器ユニット (その2)
個数	式	1
容量 (設計熱交換量)	MW/式	23.0
最高使用圧力	MPa	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 または 90 / 海水側 80 または 40
伝熱面積	m ² /式	
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニット (その2) は、重大事故時の原子炉補機冷却水系統機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット (その2) は1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数, 容量の設定根拠

熱交換器ユニット (その2) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を2基の熱交換器で除去する容量として、23.0MW/式とする。

なお、熱交換器ユニット (その2) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 48-7-2 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

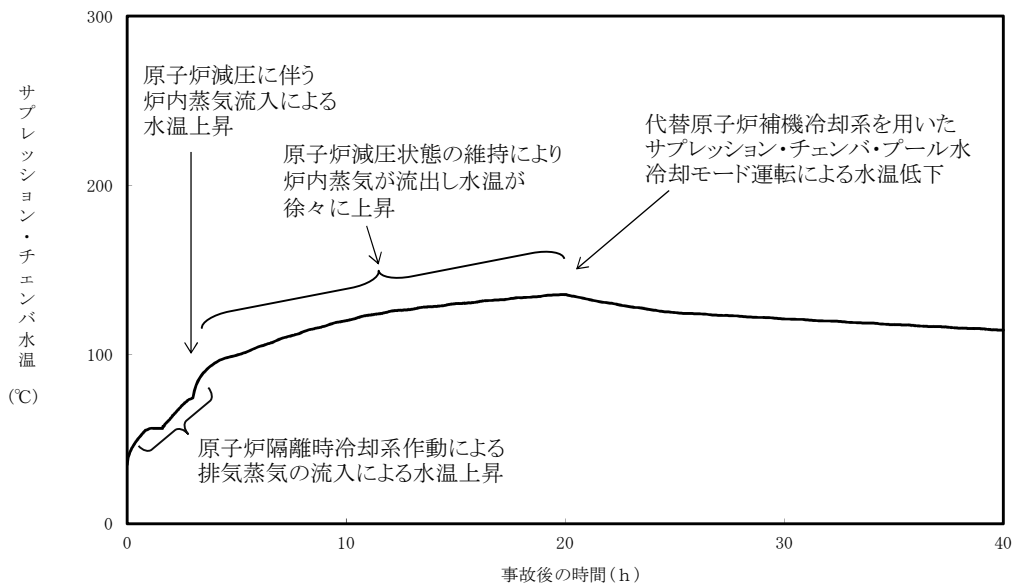


図 48-7-2 サプレッション・チェンバ水温の推移

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その2）の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPaとする。

2.2 海水側

熱交換器ユニット（その2）の海水側の最高使用圧力は、代替原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力以上とし、1.4MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その2）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

3.2 海水側

熱交換器ユニット（その2）出口及び入口の最高使用温度は、海水の戻り温度及び海水の供給温度を考慮し、出口80℃、入口40℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

(1) 必要伝熱面積

熱交換器ユニット（その2）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、設計熱交換量11.61MW/基を満足するための性能計算で求められる m²/基とする。

必要伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱板熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて下記のように求める。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \frac{11.602 \times 10^6}{\text{} \times 8.60} \\ \text{ m}^2 / \text{基}$$

Q : 設計熱交換量 (W) = 11.602 × 10⁶ (= 11.61MW)

K_o : 伝熱板熱通過率 (W/(m²・K)) =

ΔT : 対数平均温度差 (K) = 8.60

(引用文献:「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

熱交換器2基の必要伝熱面積は、 × 2 = m²

以上より、熱交換器ユニット（その2）の伝熱面積は、 m²/式とする。

なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系，原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 8.2MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（原子炉補機冷却水）流量 : 1200m³/h
- ・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃
- ・海水温度 : 30℃
- ・（参考）原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積 : 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代替原子炉補機冷却系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 6.5MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量 : 約 600m³/h
- ・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃
- ・海水温度 : 30℃
- ・（参考）熱交換器ユニット伝熱面積 : m²

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）
個数	台	2
容量	m ³ /h/台	300 以上（注1）（300（注2））
全揚程	m	<input type="text"/> 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上（注1）（110（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は、重大事故時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は2台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 300 m³/h のポンプを 2 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その1）の最高使用圧力 1.37MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用温度は、冷却水の戻り温度を考慮し、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）（容量 300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / \text{} / 100 \\ &= \text{} \text{ kW} \\ &\approx \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300
H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 48-7-3 参照)
η : ポンプ効率 (%) = (図 48-7-3 参照)
(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の原動機出力は 110kW/台とする。

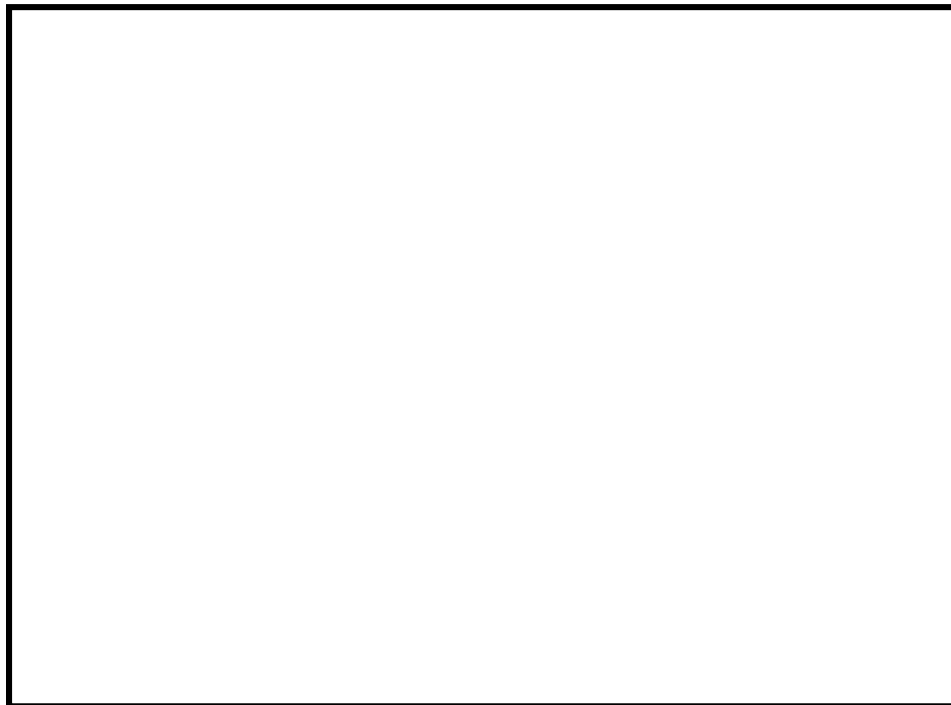


図 48-7-3 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）性能曲線

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）
個数	台	1
容量	m ³ /h/台	600 以上（注1）（600（注2））
全揚程	m	<input type="text"/> 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上（注1）（200（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）は、重大事故時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）は1台設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 600 m³/h のポンプを 1 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-2 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その2）の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の最高使用温度は、熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度に合わせて、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）（容量 600m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

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

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 600

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 48-7-4 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 48-7-4 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は 200kW/台とする。

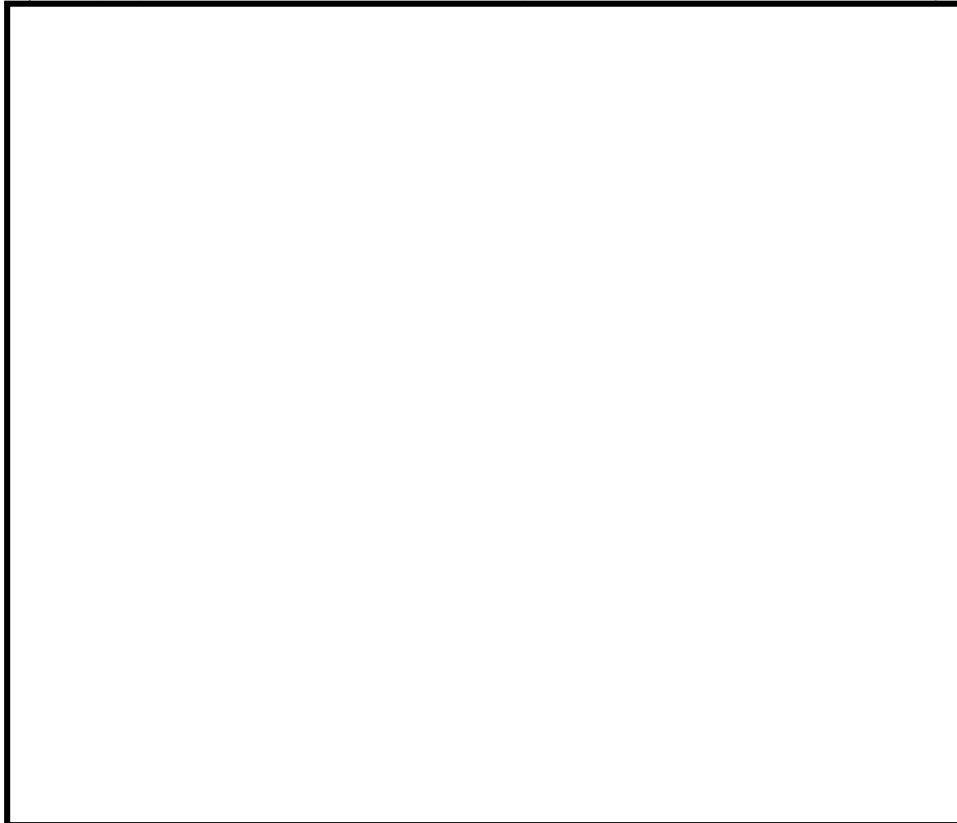


図 48-7-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）性能曲線

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		代替原子炉補機冷却海水ポンプ
個数	台	2
容量	m ³ /h/台	420 以上 (注 1) (420 (注 2))
全揚程	m	<input type="text"/> 以上 (注 1) (35 (注 2))
最高使用圧力	MPa	0.5
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上 (注 1) (75 (注 2))
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却海水ポンプは、重大事故時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却海水ポンプは 2 台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系海水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 840m³/h とし、容量 420 m³/h のポンプを 2 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプの容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系海水ポンプの揚程は、下記を考慮する。

(6 号炉)

- ①配管・機器圧力損失 :
- ②水源と熱交換器ユニットの静水頭 :
- ①, ②の合計 :

(7 号炉)

- ①配管・機器圧力損失 :
- ②水源と熱交換器ユニットの静水頭 :
- ①, ②の合計 :

上記から、代替原子炉補機冷却海水ポンプの揚程は m 以上とし、35m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切圧力を考慮し、0.5MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却海水ポンプの最高使用温度は、海水温度 30℃の余裕を考慮し、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は、下記式よりポンプの軸動力を考慮し、選定する。

$$L_w = 1 / 60 \times 10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = L_w / L \times 100$$

(引用文献：日本工業規格 JIS B 8301(1990)「遠心ポンプ，斜流ポンプ及び軸流ポンプの試験及び検査方法」)

L_w : 水動力 (kW)

L : ポンプ軸動力 (kW)

ρ : 揚液の密度 (kg/m³) = 1026

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.81

Q : 吐出量 (m³/min) = 420/60

H : 全揚程 (m) = 35 (図 48-7-5 参照)

η : ポンプ効率 (%) = (図 48-7-5 参照)

$$L_w = 1 / 60 \times 10^{-3} \times 1026 \times 9.81 \times (420 / 60) \times 35 = 41.0990$$

$$L = L_w / \eta \times 100 = 41.0990 / \times 100 = \div \text{ kW}$$

従って、代替原子炉補機冷却海水ポンプの原動機出力は、ポンプ軸動力を上回る出力とし、75kW/台とする。

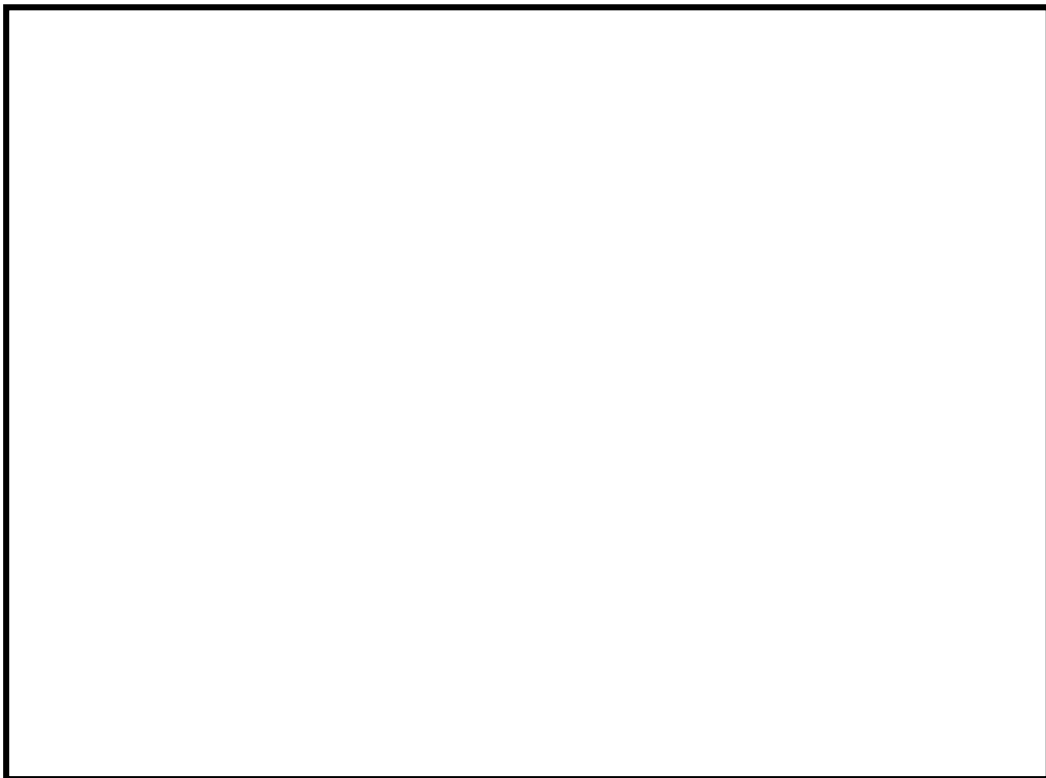


図 48-7-5 代替原子炉補機冷却海水ポンプ性能曲線

名 称		耐圧強化ベント系 (系統容量)
最高使用圧力	MPa	0.62
最高使用温度	℃	171
設計流量	kg/s	15.8

(1) 最高使用圧力

格納容器の最高使用圧力の2倍である620kPa[gage]とする。

炉心損傷前の格納容器ベントは、格納容器圧力が最高使用圧力である310kPaに到達後、実施することとなる。そのため、実際にベントが開始できるまでの格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある620kPa[gage]を、耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする。

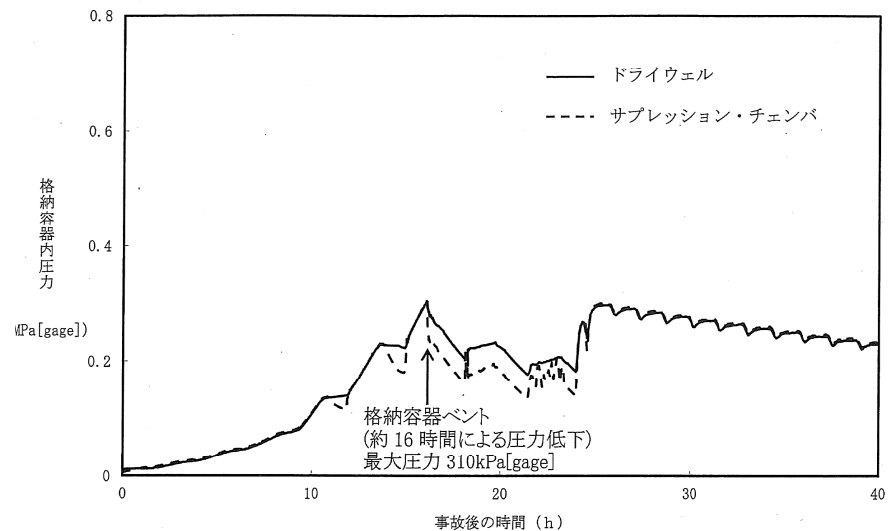


図6 格納容器圧力推移 (全交流電源喪失)

(2) 最高使用温度

格納容器の最高使用圧力である171℃とする。

なお、有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオである全交流電源喪失において、ベント後の格納容器内雰囲気温度は171℃以下となることを確認している(図7参照)。そのため、格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も171℃以下となる。

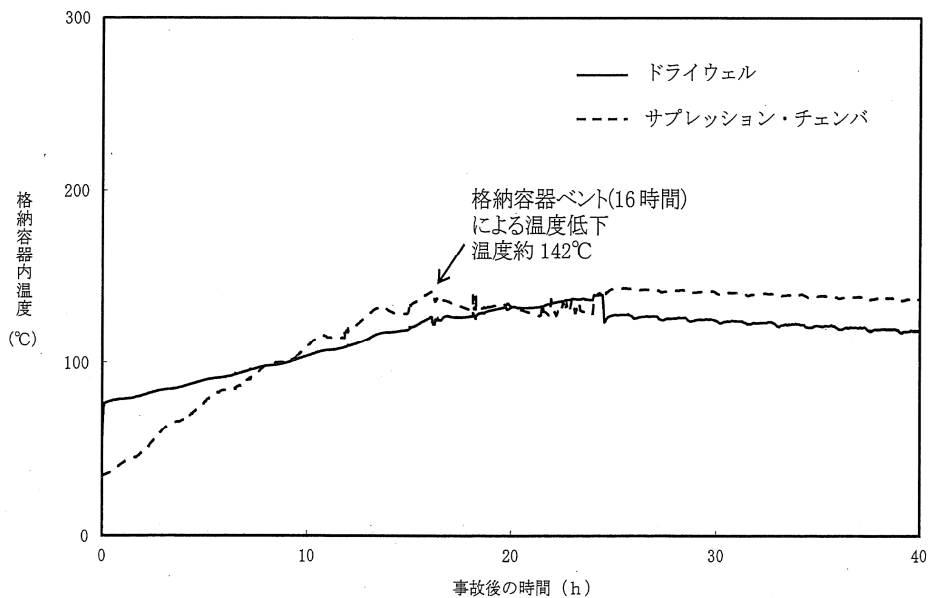


図7 格納容器温度推移 (全交流電源喪失)

(3) 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器圧力が最高使用圧力にてベントを実施した際に、原子炉の定格熱出力の1%に相当する発生蒸気量 15.8kg/s を排出可能な設計とする。

なお、炉心の崩壊熱が定格熱出力の1%となるのは、原子炉停止から2~3時間後であり、その際の原子炉格納容器内における発生蒸気量は 15.8kg/s となる。

一方、有効性評価シナリオである全交流電源喪失シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約16時間後となっている。そのため、ベント開始時における格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。

よって、耐圧強化ベント系を用いて、炉心の崩壊熱を最終ヒートシンクである大気へ輸送することは可能である。

48-8
接続図

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

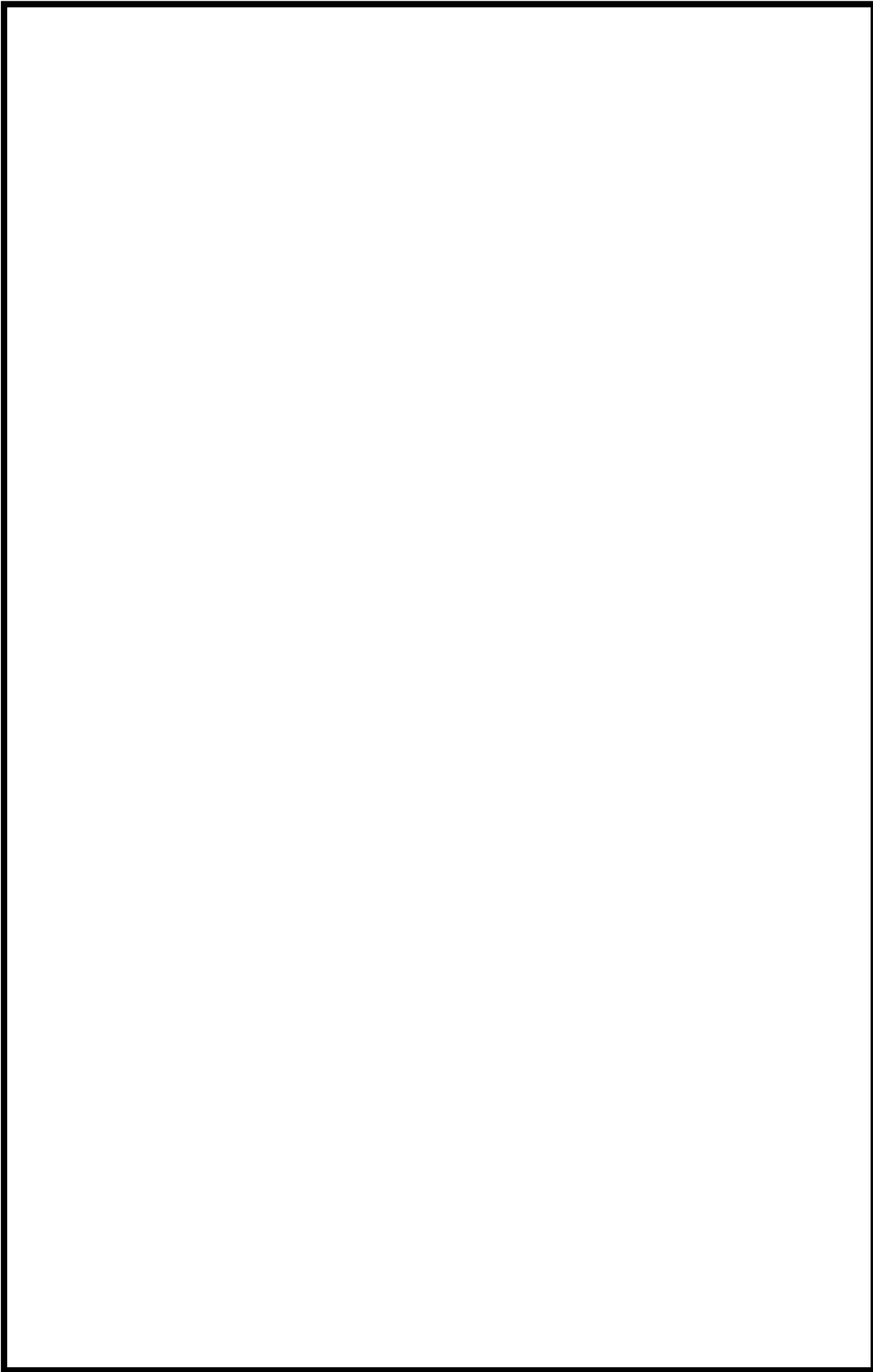


図 48-8-1 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）配置図

48-9
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

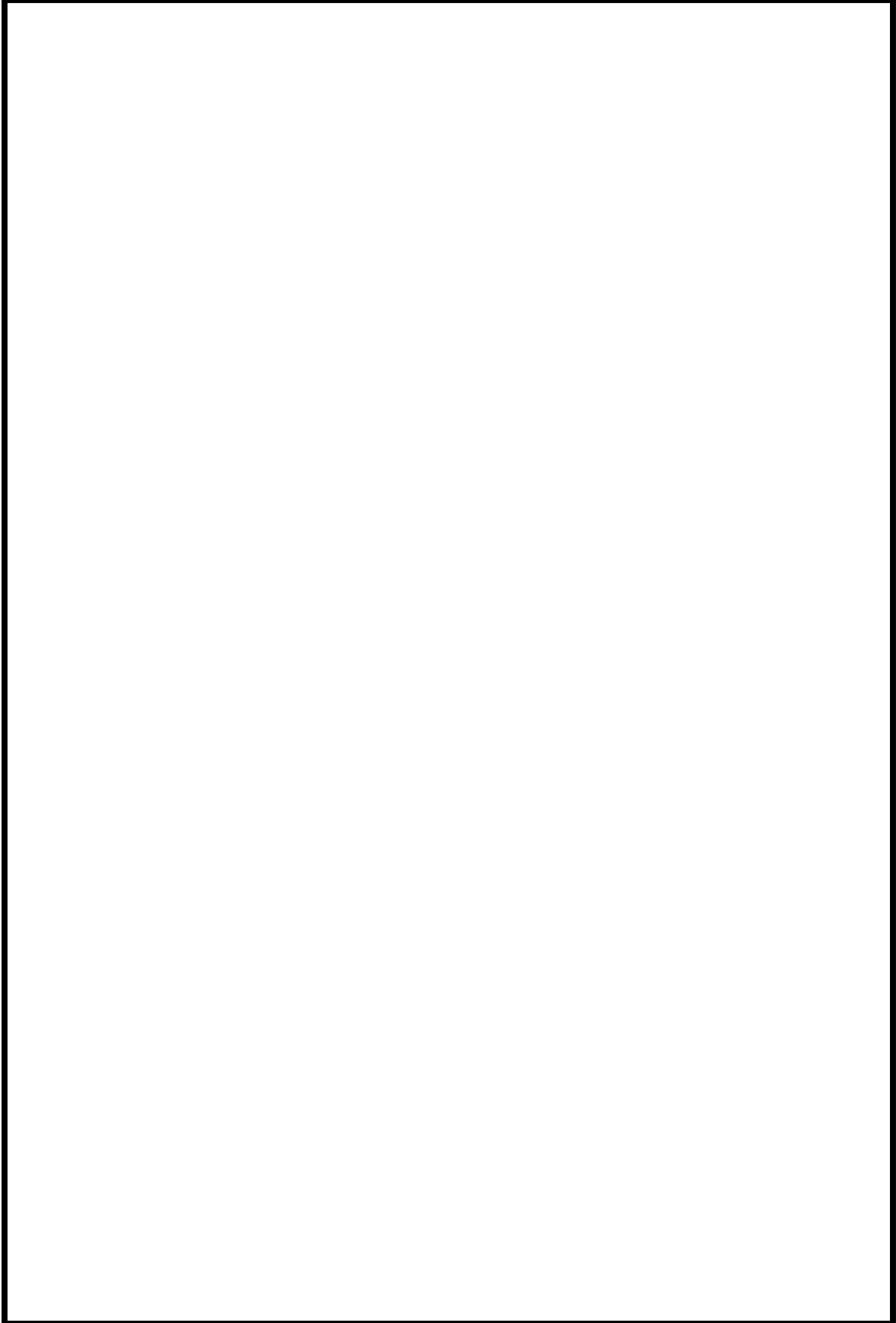


図 48-9-1 屋外保管場所配置図（代替原子炉補機冷却系）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

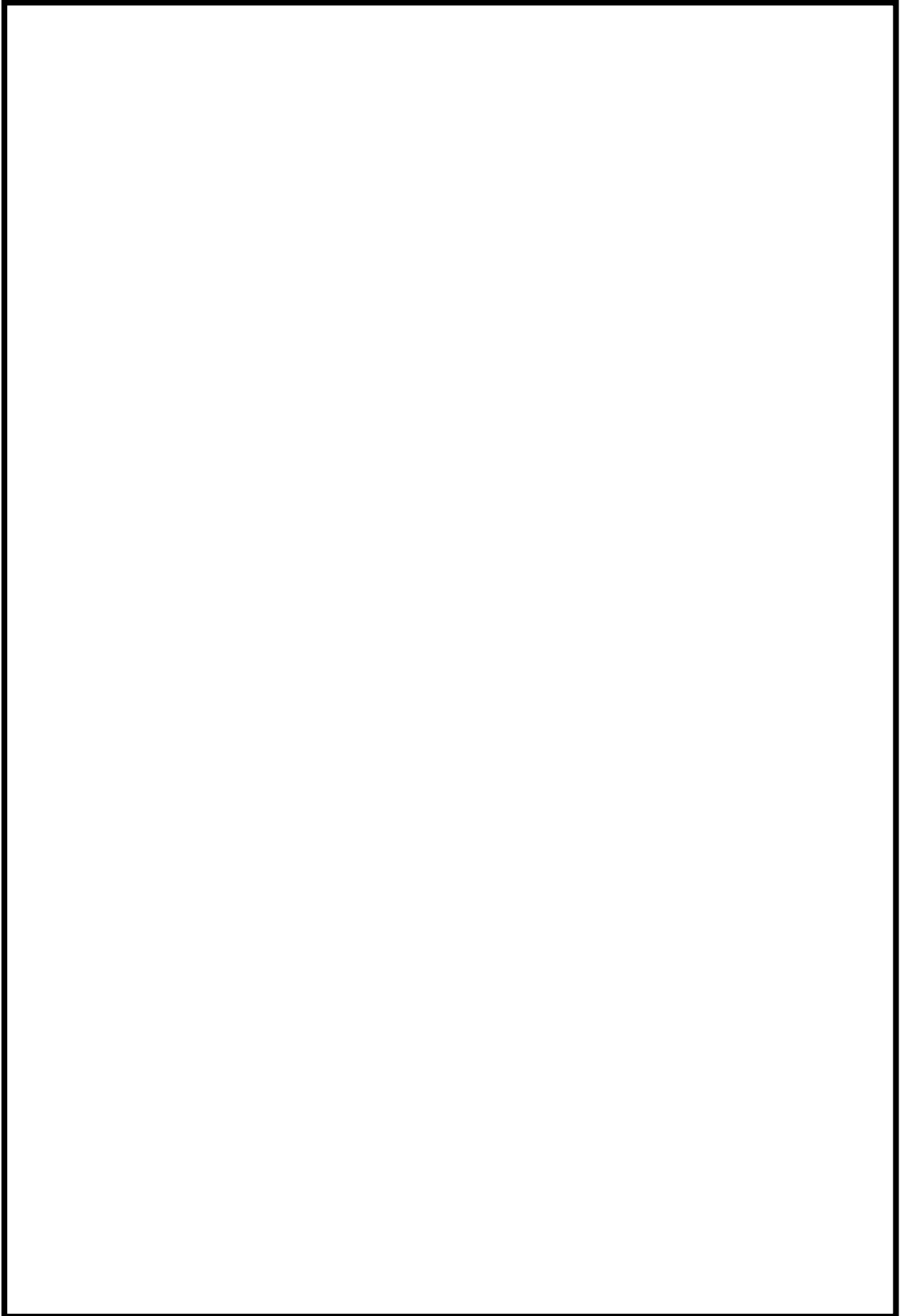


図 48-9-2 屋外保管場所配置図（耐圧強化ベント系）

48-10
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋



図 48-10-1 保管場所およびアクセスルート図



図 48-10-2 地震・津波発生時のアクセスルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

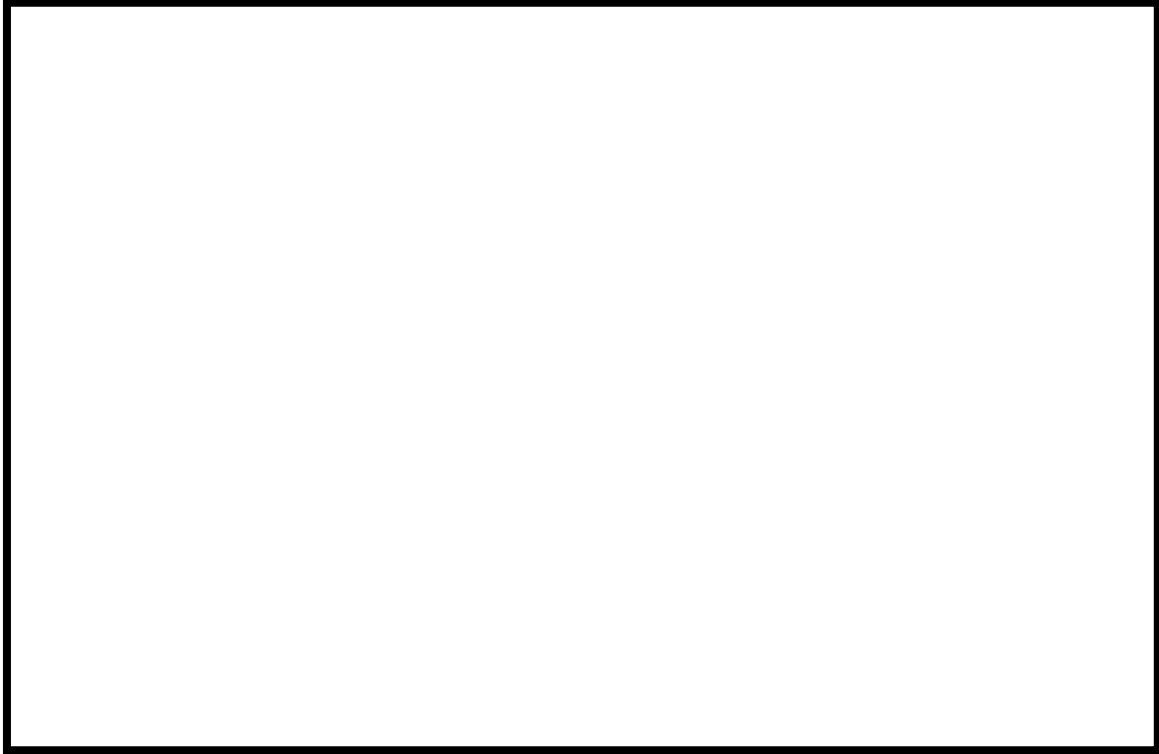


図 48-10-3 森林火災発生時のアクセスルート



図 48-10-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

48-11
その他設備

【自主対策設備】

代替原子炉補機冷却系海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段の整備について

代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段は、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した際に、代替原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を、外部接続口を通じて原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。

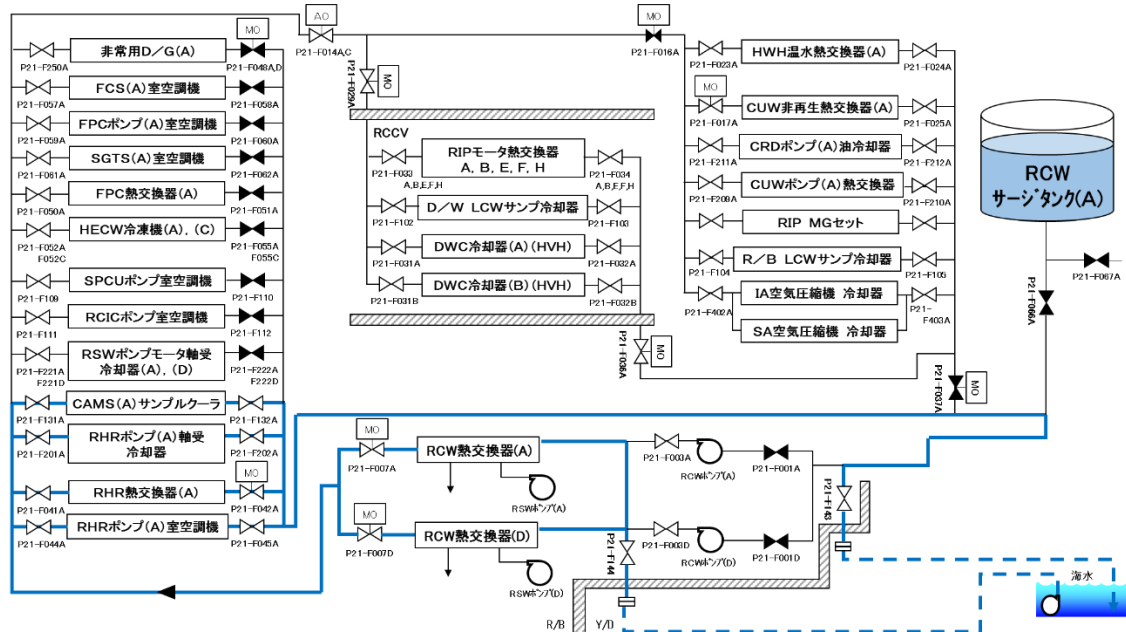


図 48-11-1 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱（A系の例） 概略系統図

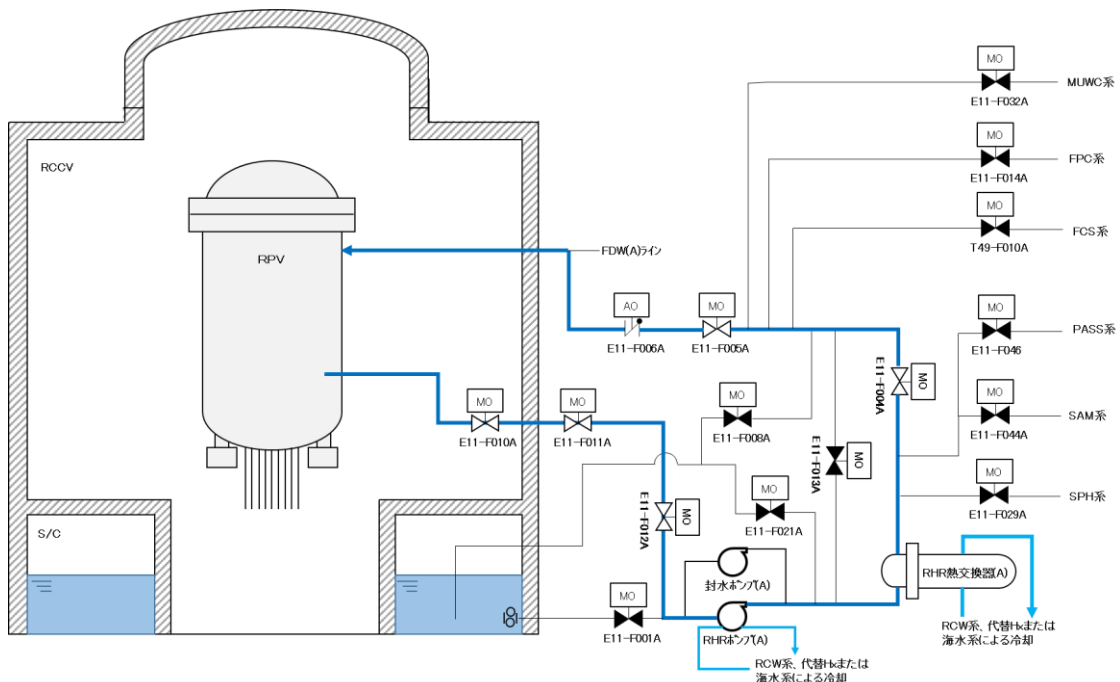


図 48-11-2 残留熱除去系（A）による原子炉除熱 概略系統図

熱交換器ユニットの構造について

代替原子炉補機冷却系（図 48-11-3）の熱交換器ユニットは、図 48-11-4 で示す通りポンプ 2 台，熱交換器 2 基，ストレナ 2 基で構成される。熱交換器は，代替原子炉補機冷却海水ポンプにより通水した海水により冷却される。

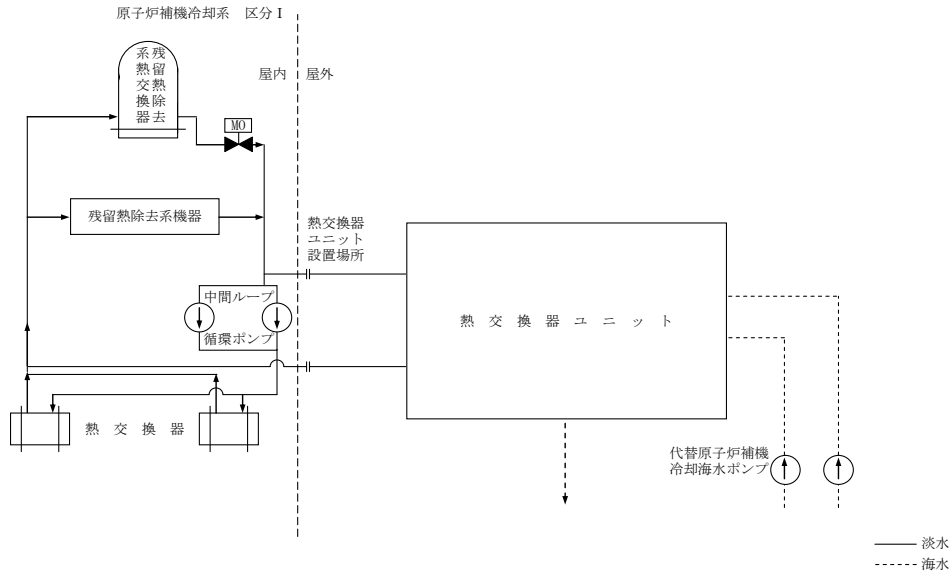


図 48-11-3 代替原子炉補機冷却系 系統概要図

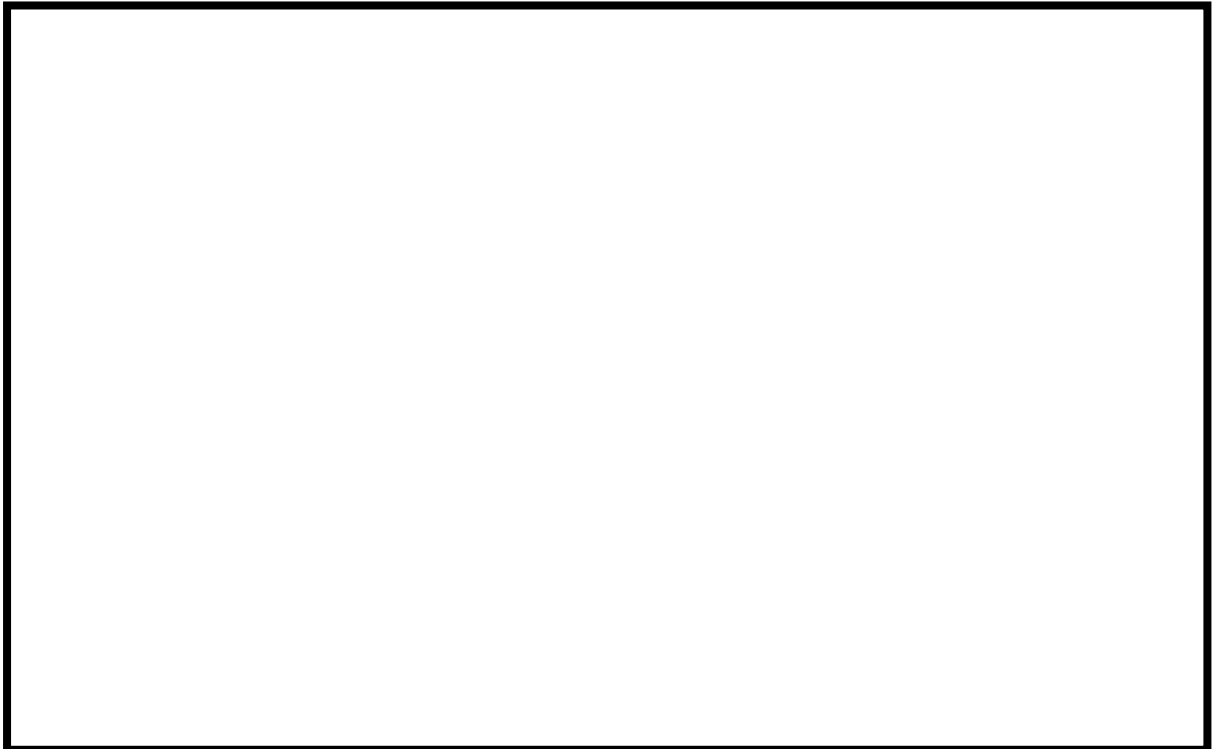


図 48-11-4 熱交換器ユニット 概要図

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 その他設備
- 49-8 各号炉の弁名称及び弁番号

49-1

SA 設備基準適合性一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 49 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		復水移送ポンプ		類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	49-3 配置図、49-7 その他設備	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作, 現場操作	A, B	
			関連資料	49-4 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料	49-5 試験・検査説明資料		
		第 4 号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A	
			関連資料	49-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	49-4 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作	A, B		
		関連資料	49-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	DB 施設の系統及び機器の容量が十分	B	
			関連資料	49-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	本文	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） （設計基準拡張）	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	—		
	第2号	操作性	中央制御室操作	A		
		関連資料	—			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、弁	A, B		
		関連資料	—			
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料	—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		第49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） （設計基準拡張）	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	ポンプ、弁	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様の容量で設計）	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料	—		

49-2
単線結線図

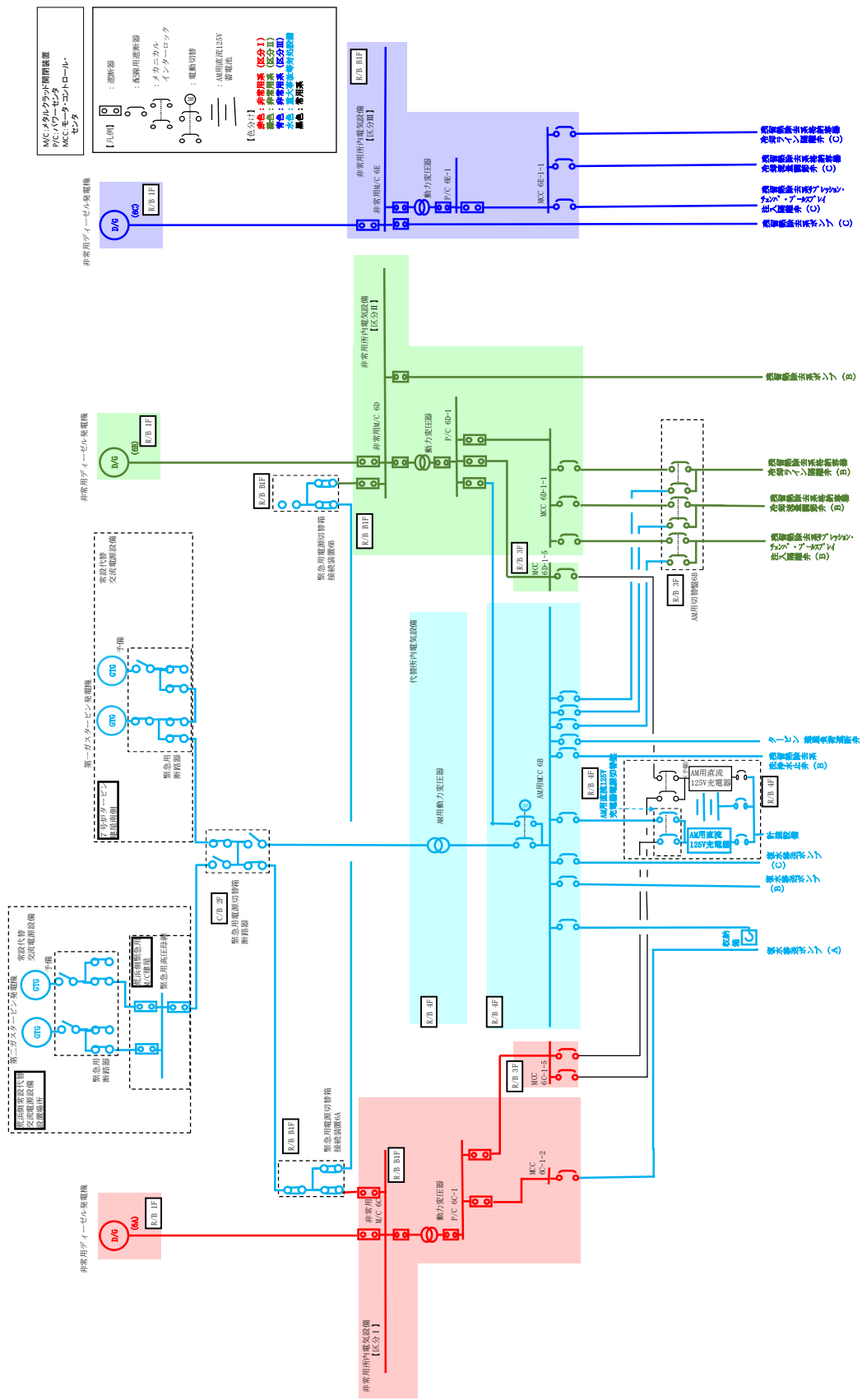


図1 単線結線図 (6号炉)

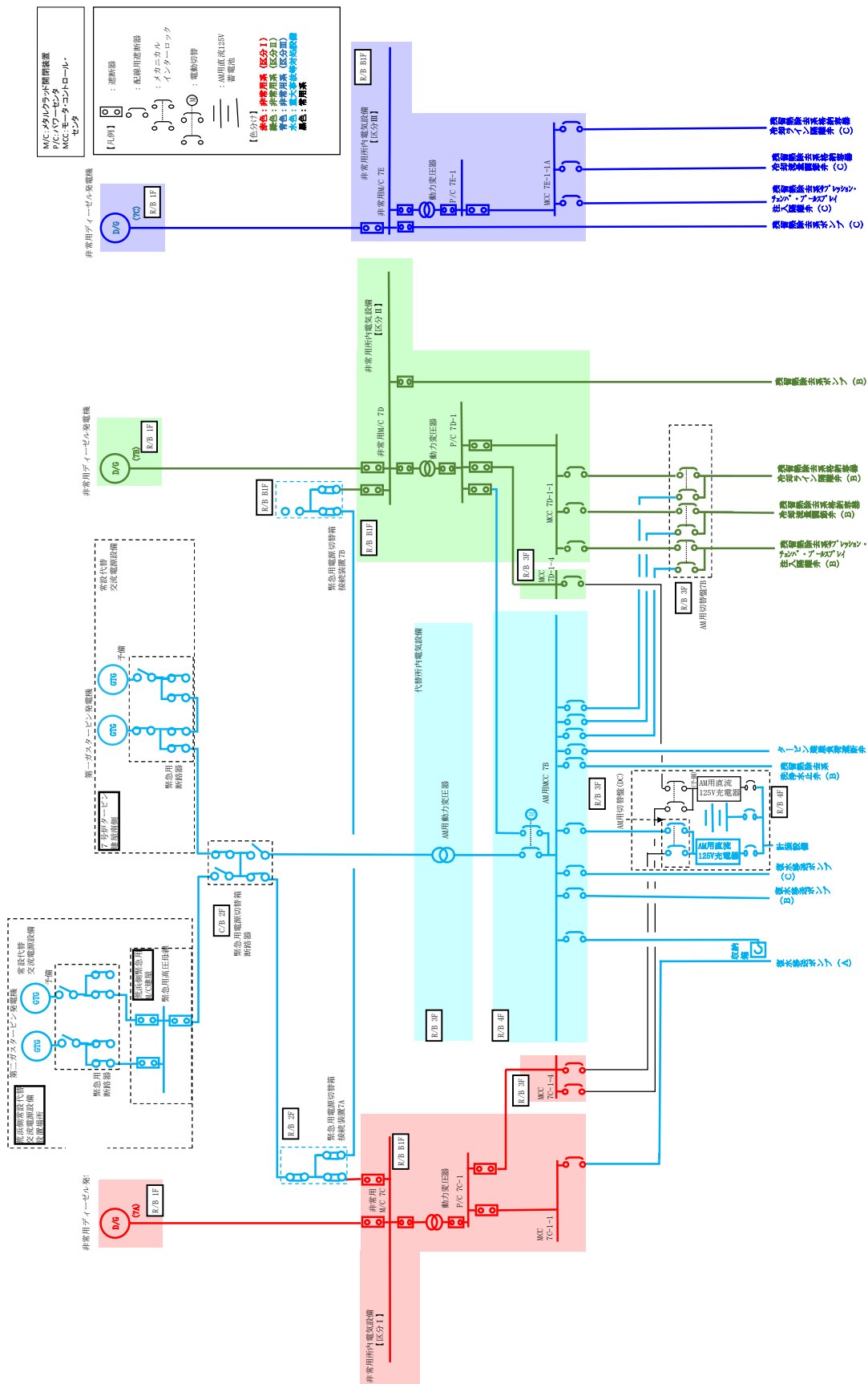




図2 単線結線図 (7号炉)

49-3
配置図

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備を示す

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

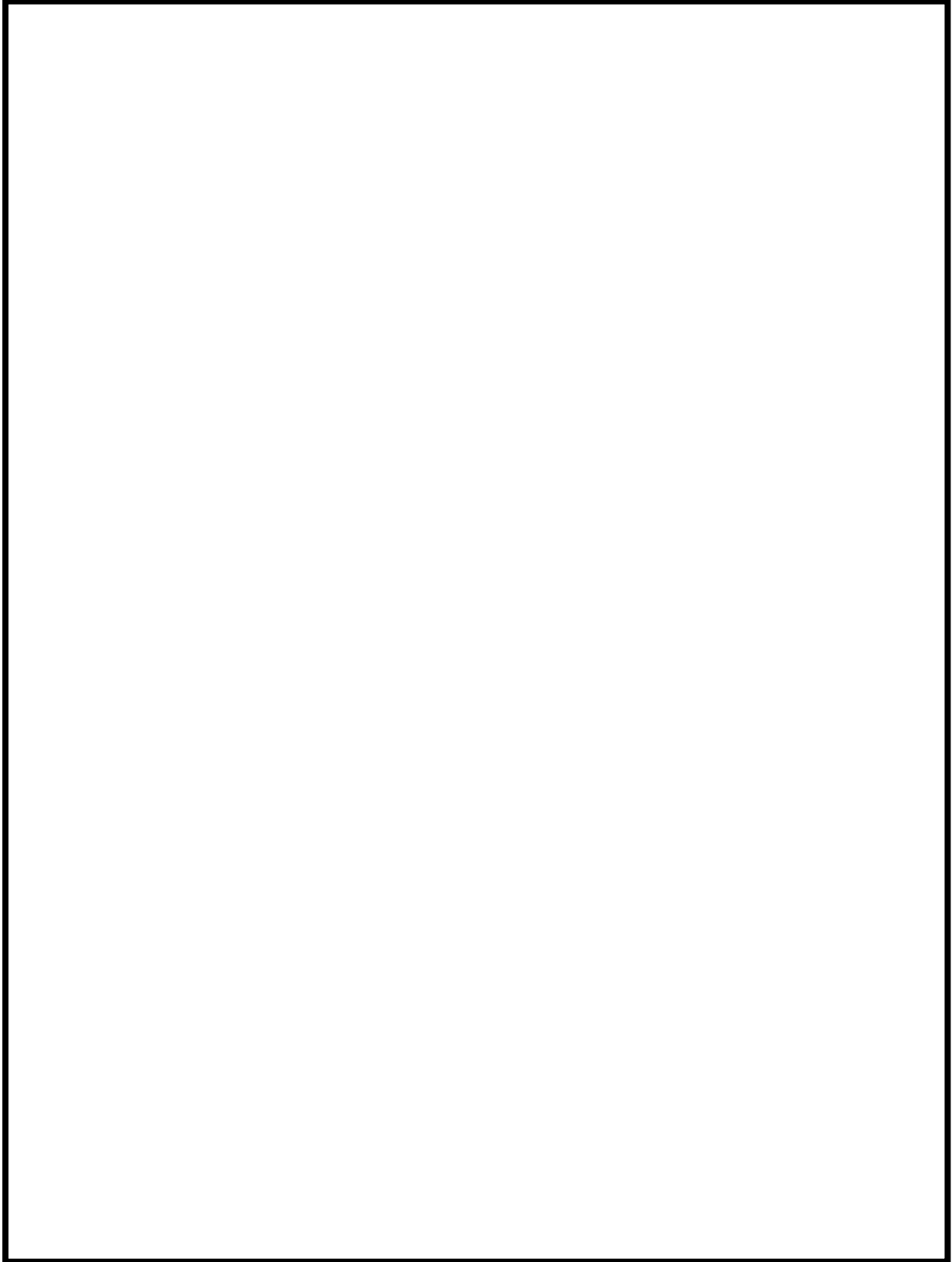


図1 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（復水移送ポンプ）の配置図
（6 / 7号炉 廃棄物処理建屋地下3階）

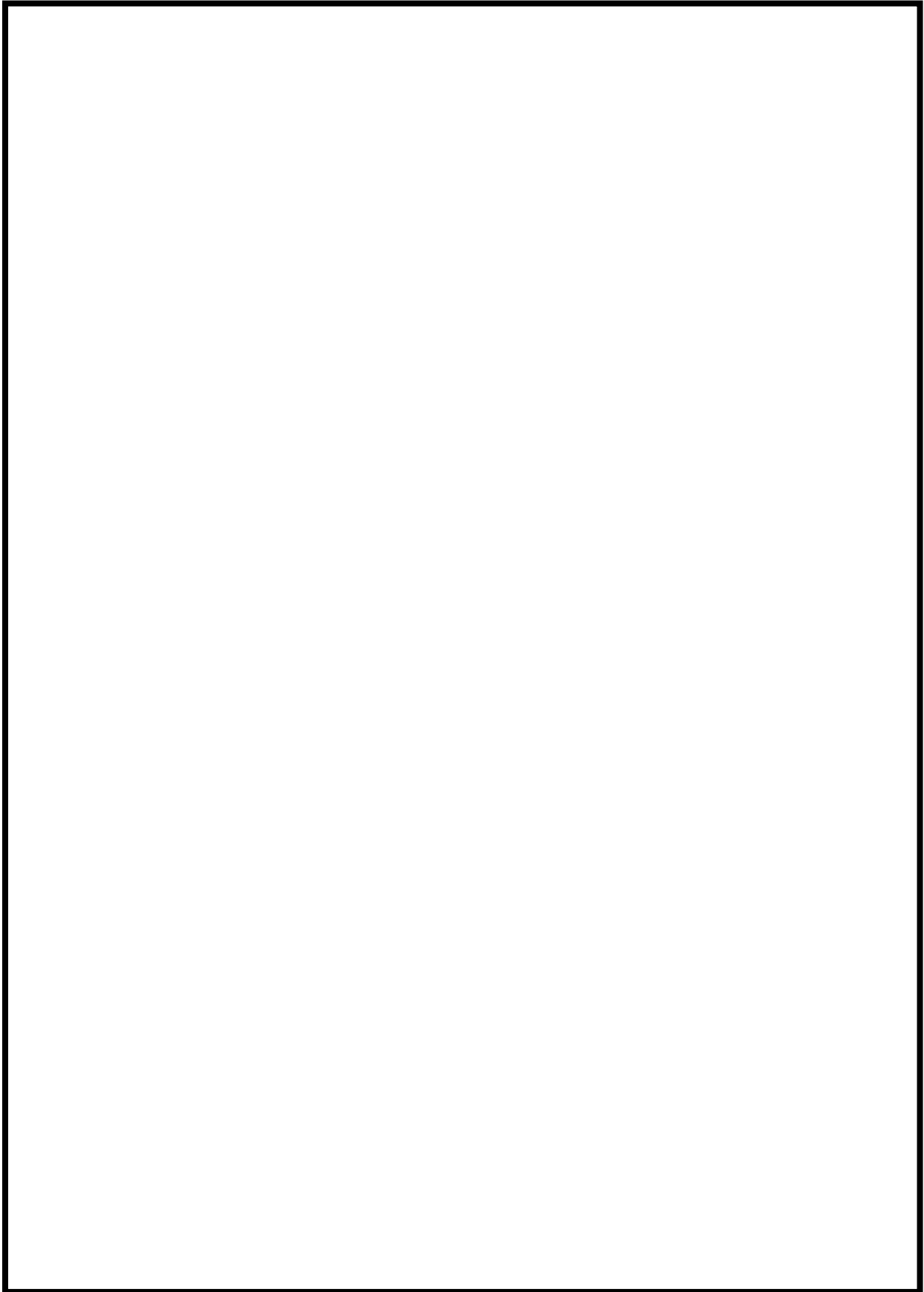


図2 代替格納容器スプレイ冷却系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6 / 7号炉 コントロール建屋地上2階)

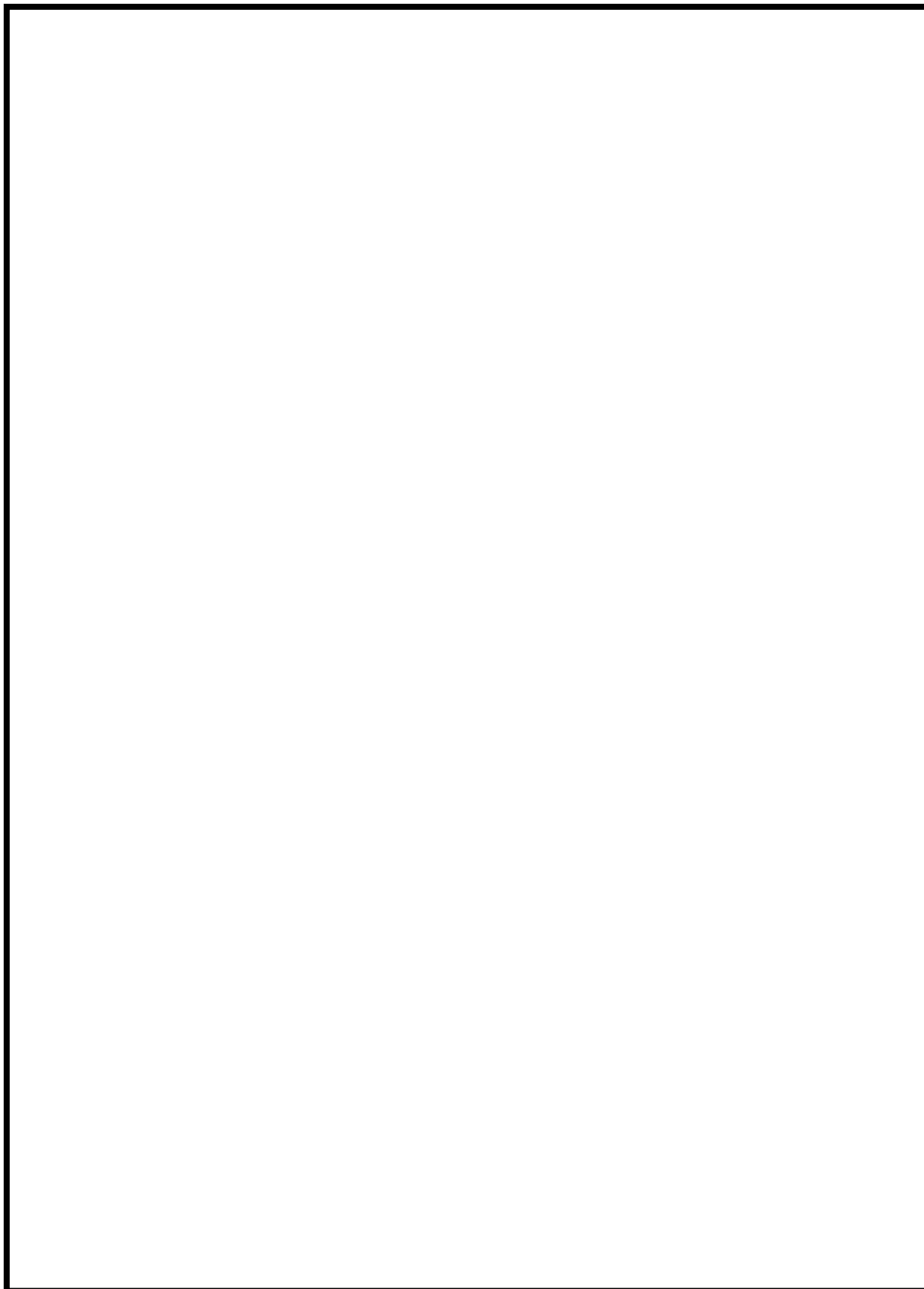


図3 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（弁）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上1階）

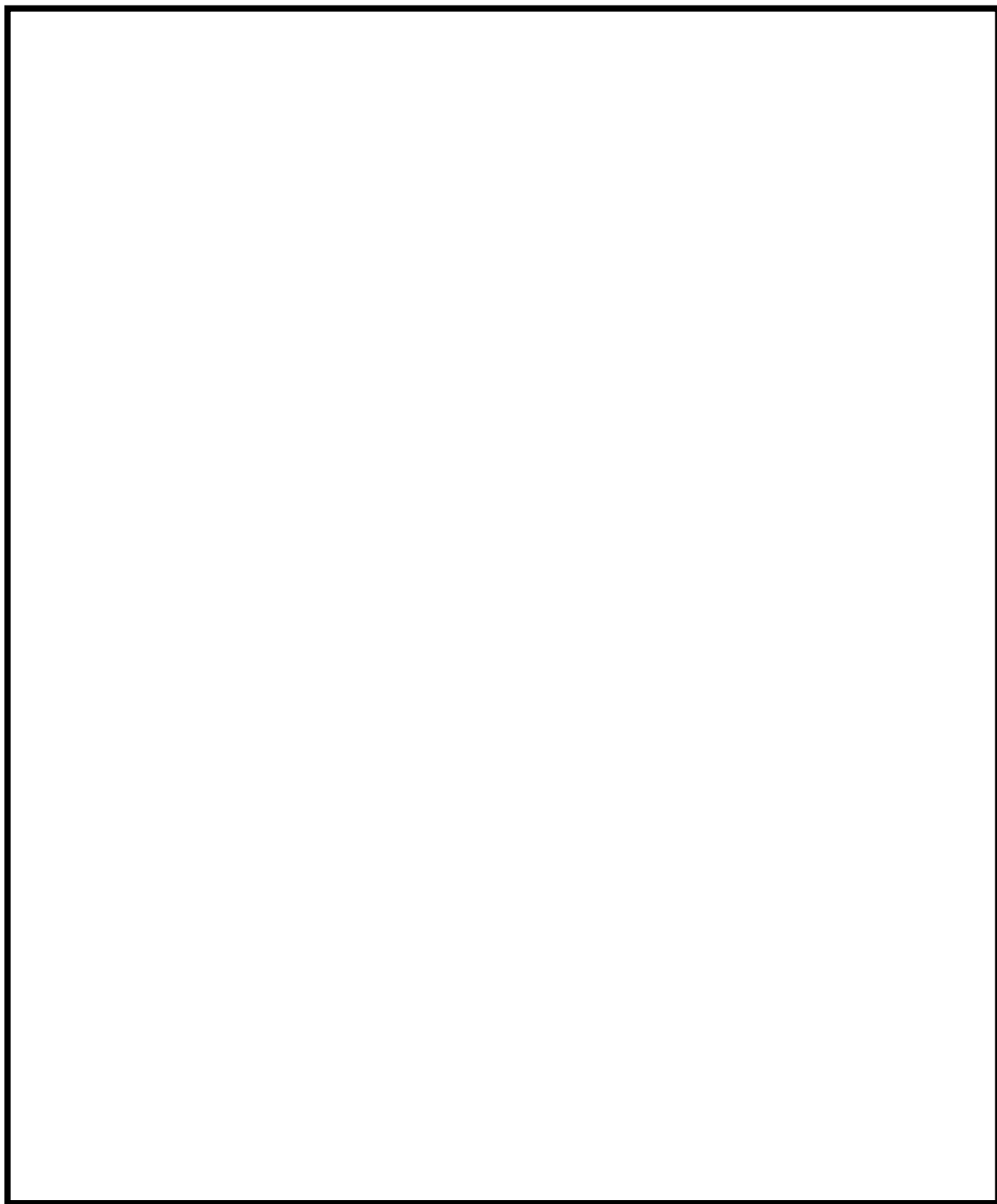


図4 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（弁）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

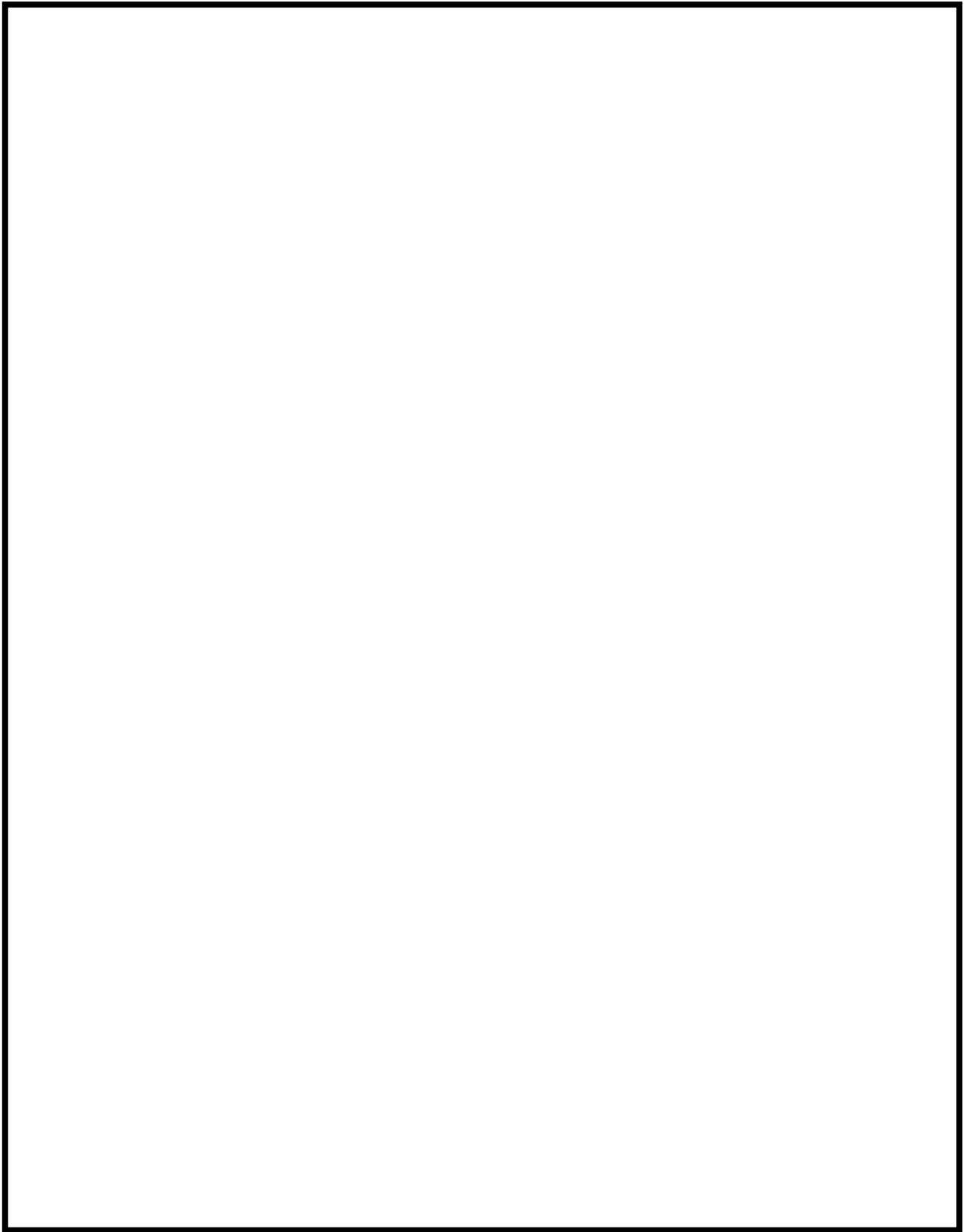


図5 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上1階）

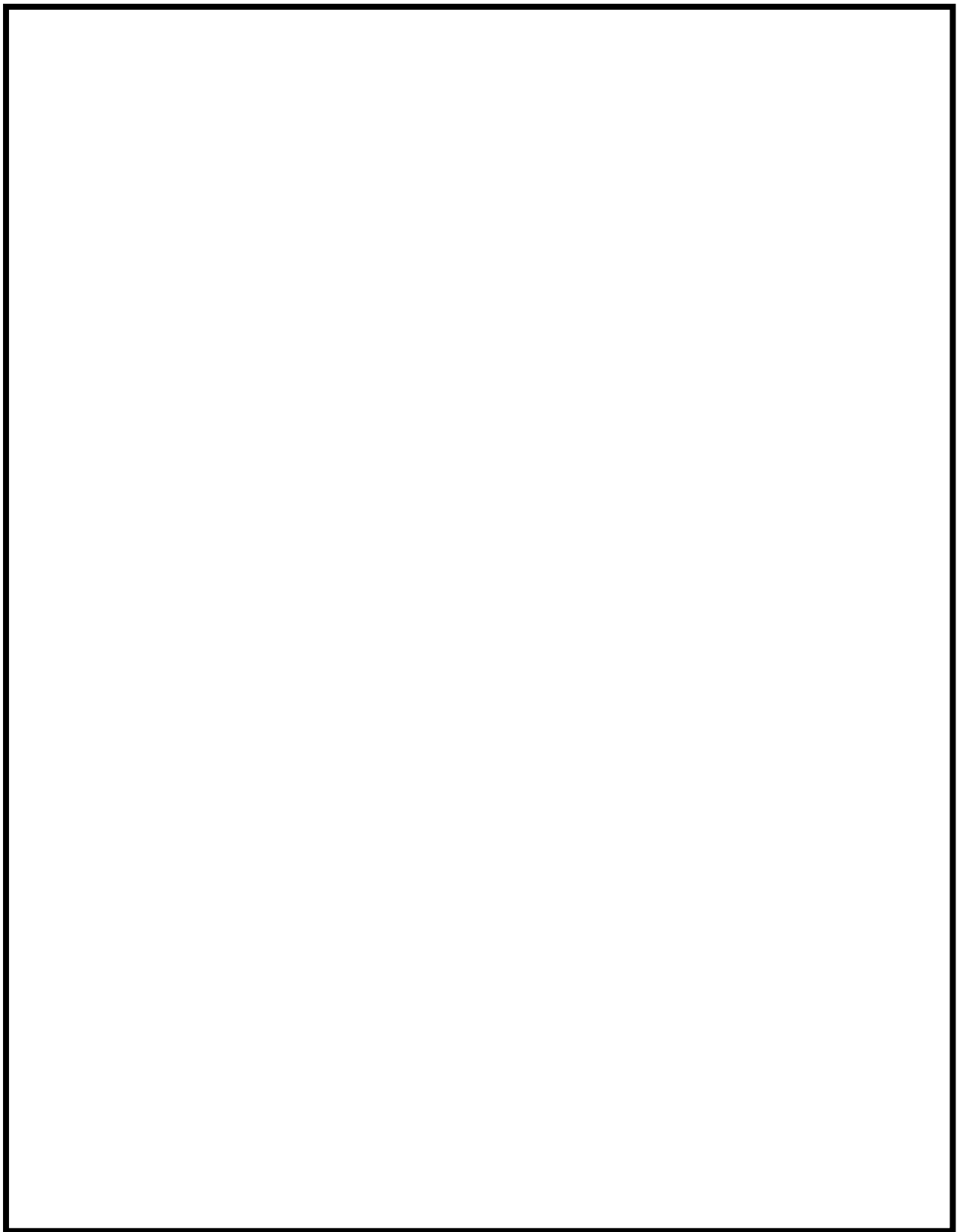


図6 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

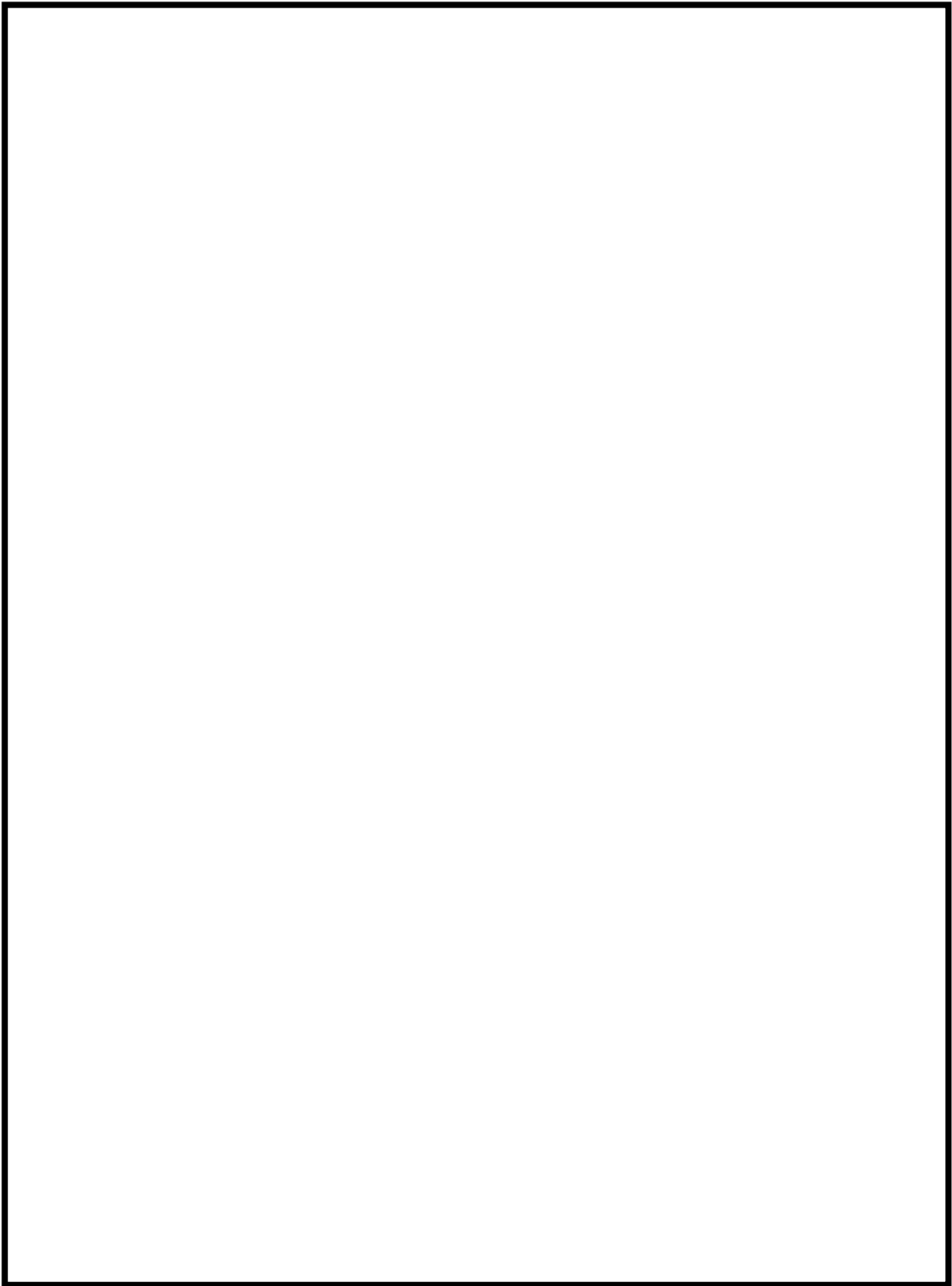


図7 残留熱除去系に係る機器（残留熱除去系ポンプ）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下3階）

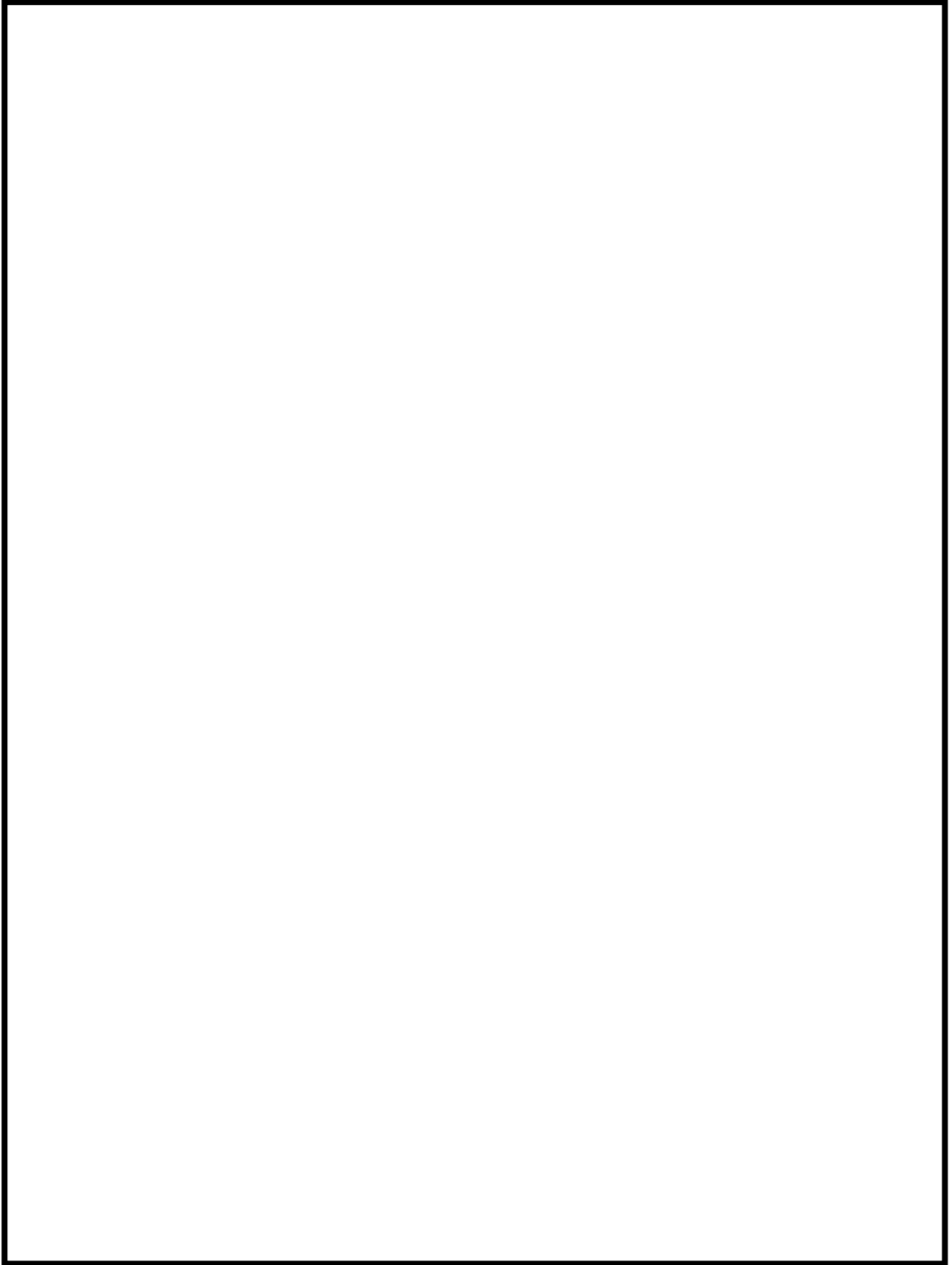


図8 残留熱除去系に係る機器（残留熱除去系ポンプ）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下3階）

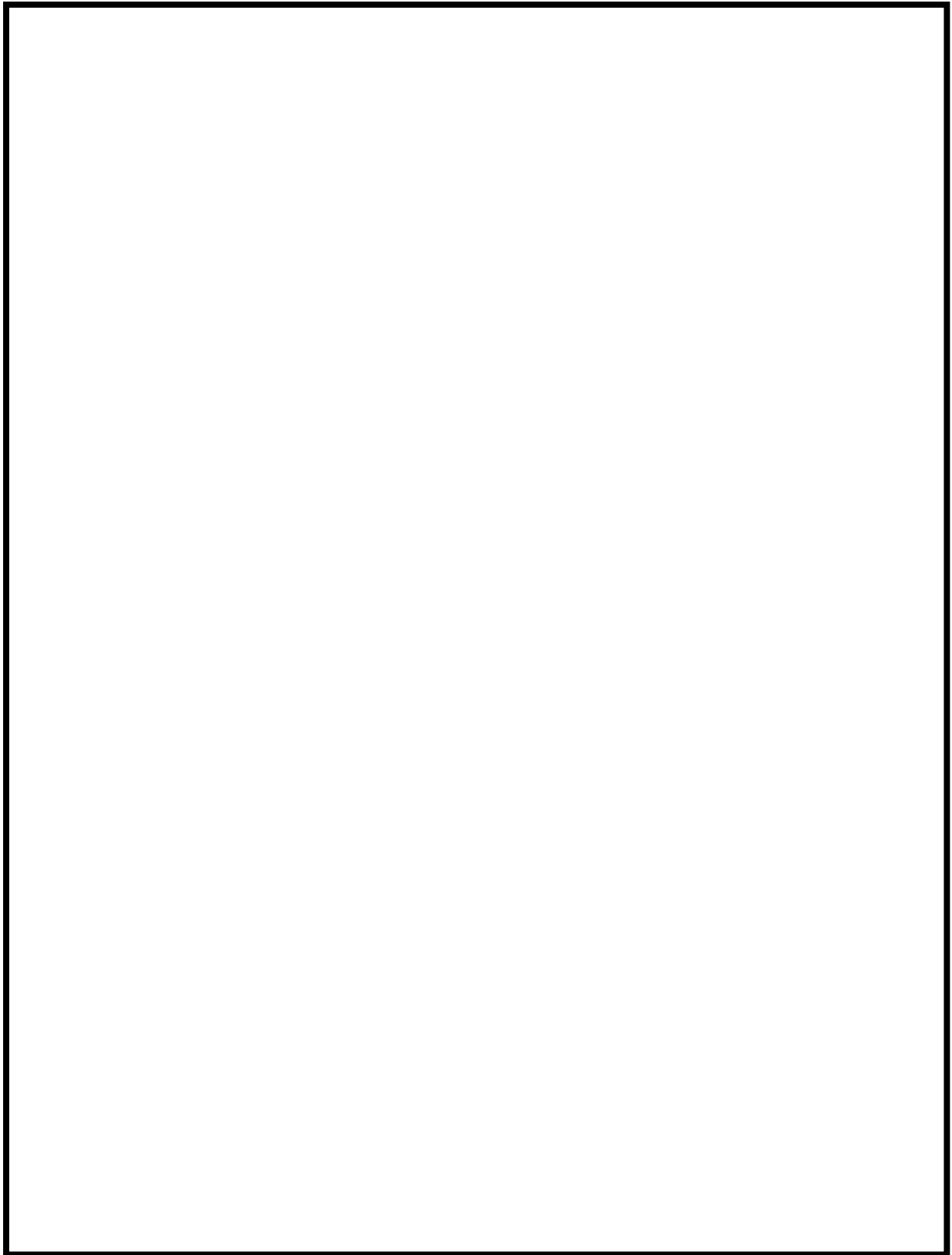


図9 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（弁）の配置図
（6 / 7号炉 廃棄物処理建屋）

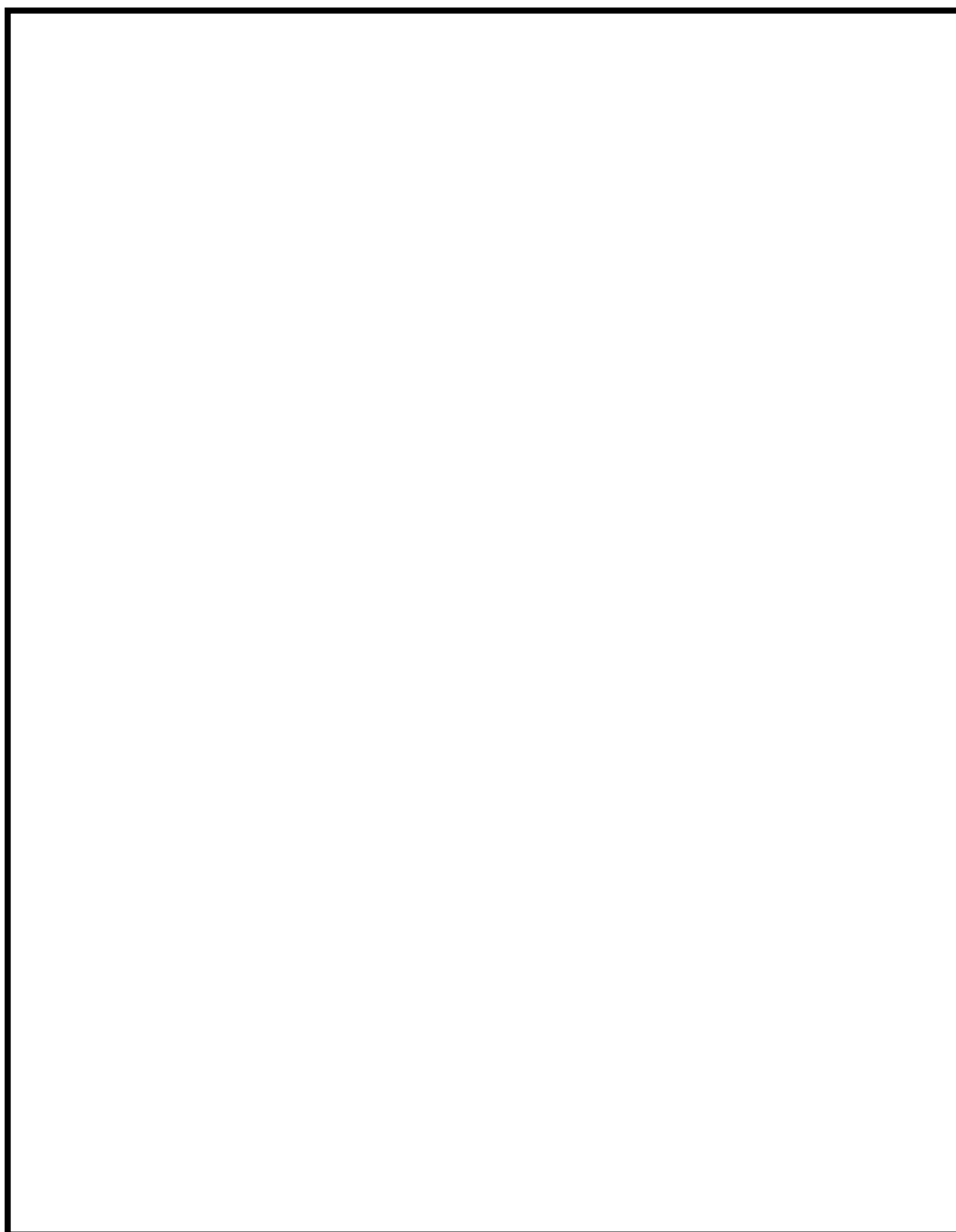


図10 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（AM用切替盤，AM用操作箱）の配置図（6号炉 原子炉建屋地上3階）

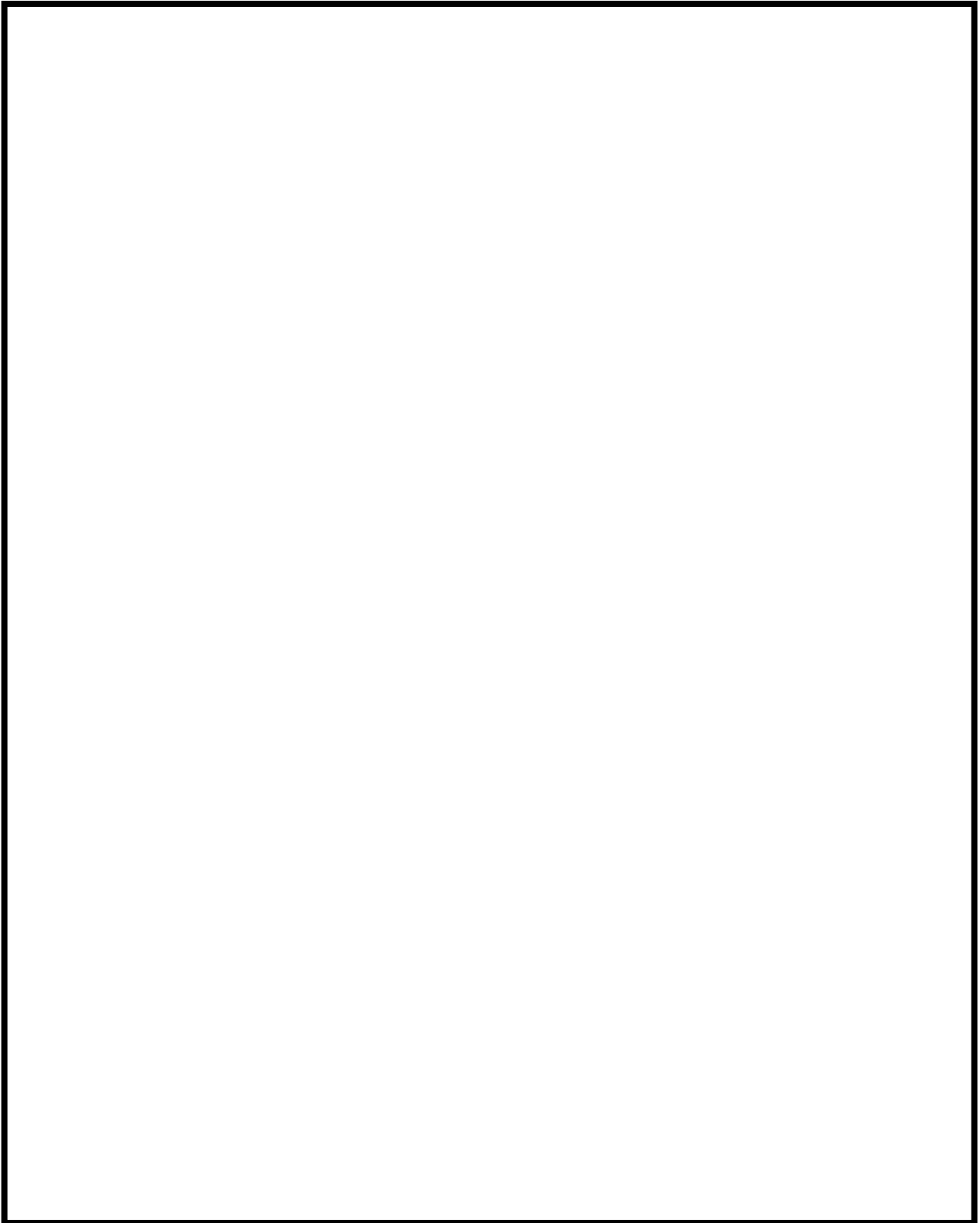


図 1 1 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器（AM 用切替盤，AM 用操作箱）の配置図（7号炉 原子炉建屋地上3階）

49-4
系統図

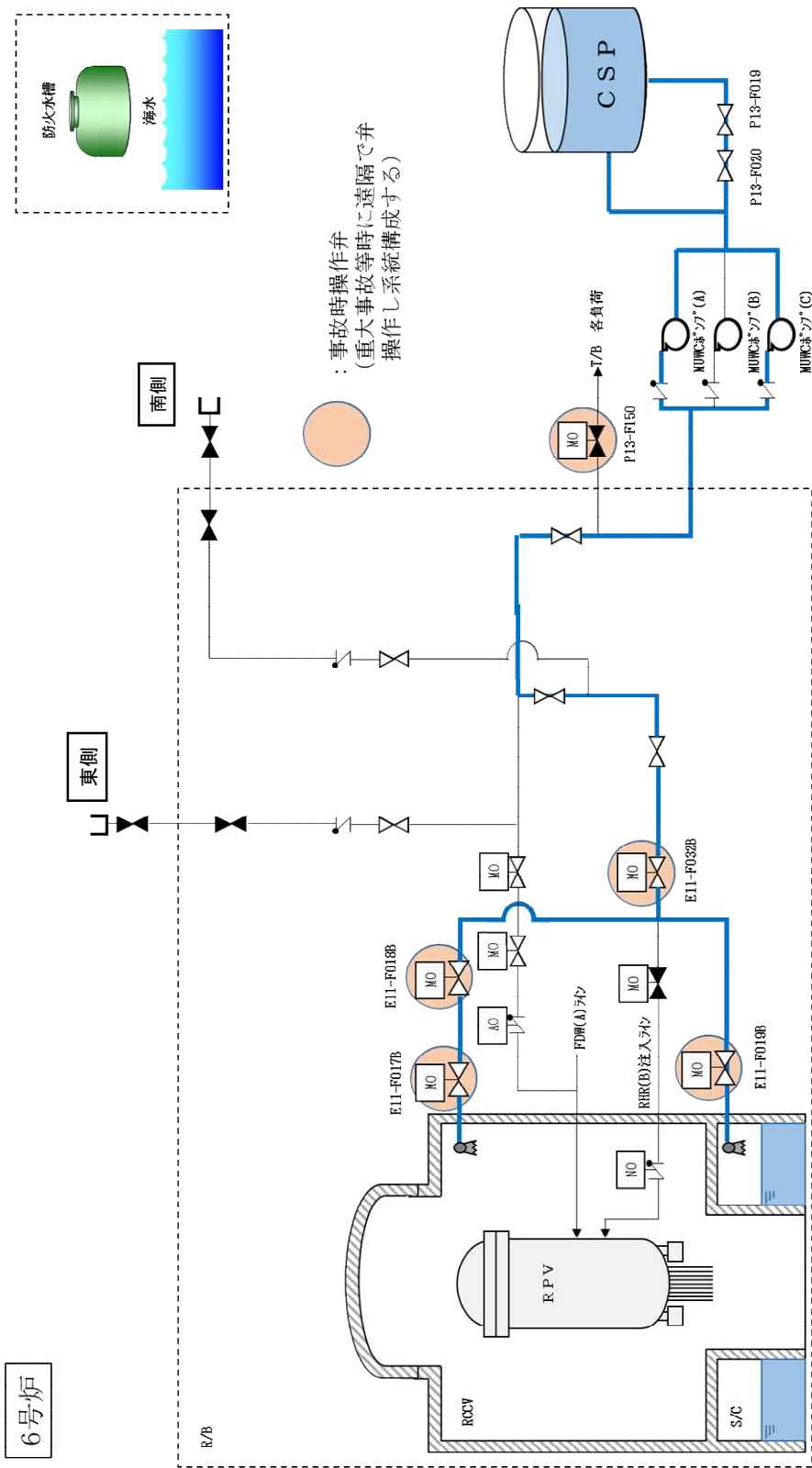


図1 代替格納容器スプレイ冷却系 系統概要図 (6号炉)

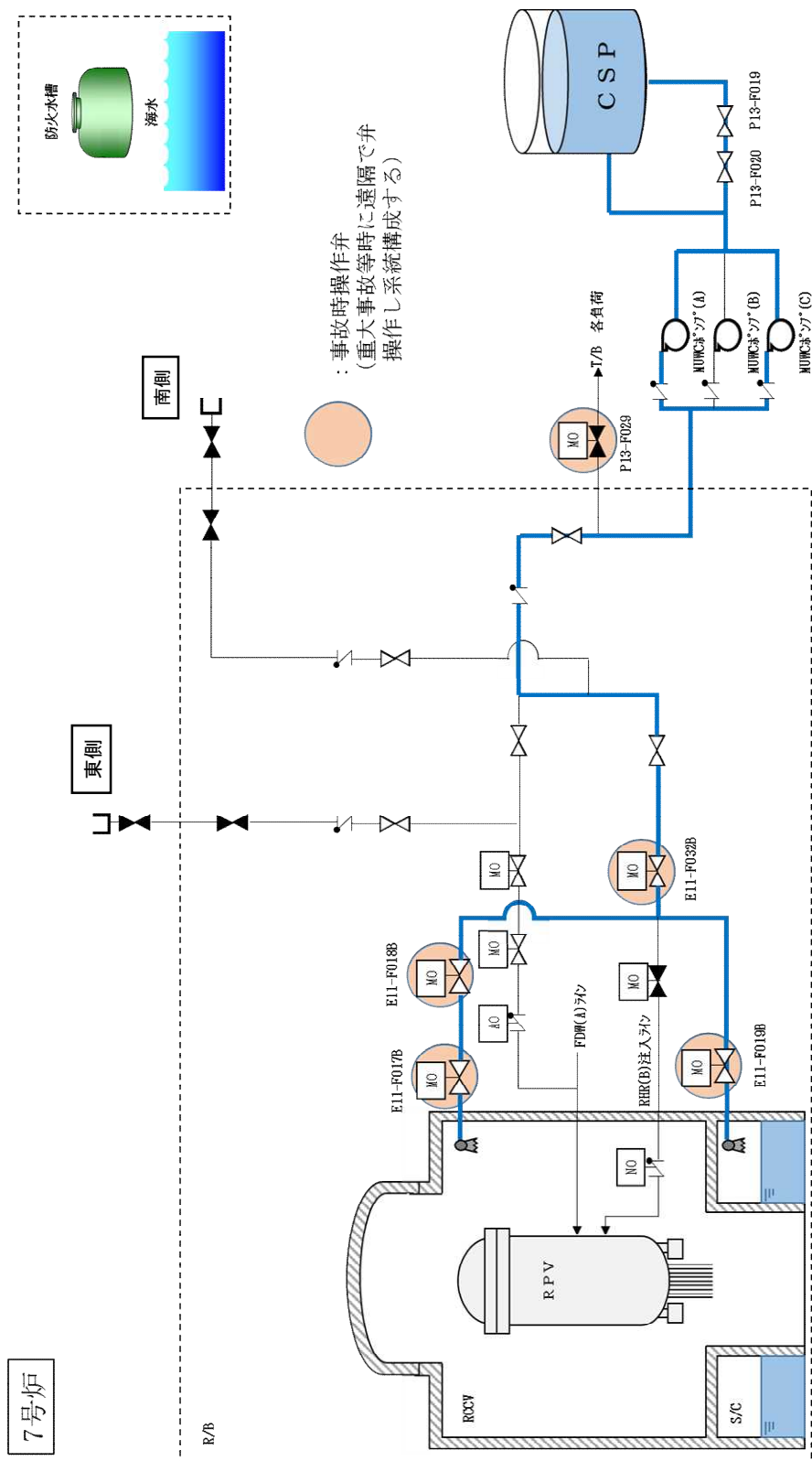


図2 代替格納容器スプレッド冷却系 系統概要図 (7号炉)

49-5
試験及び検査

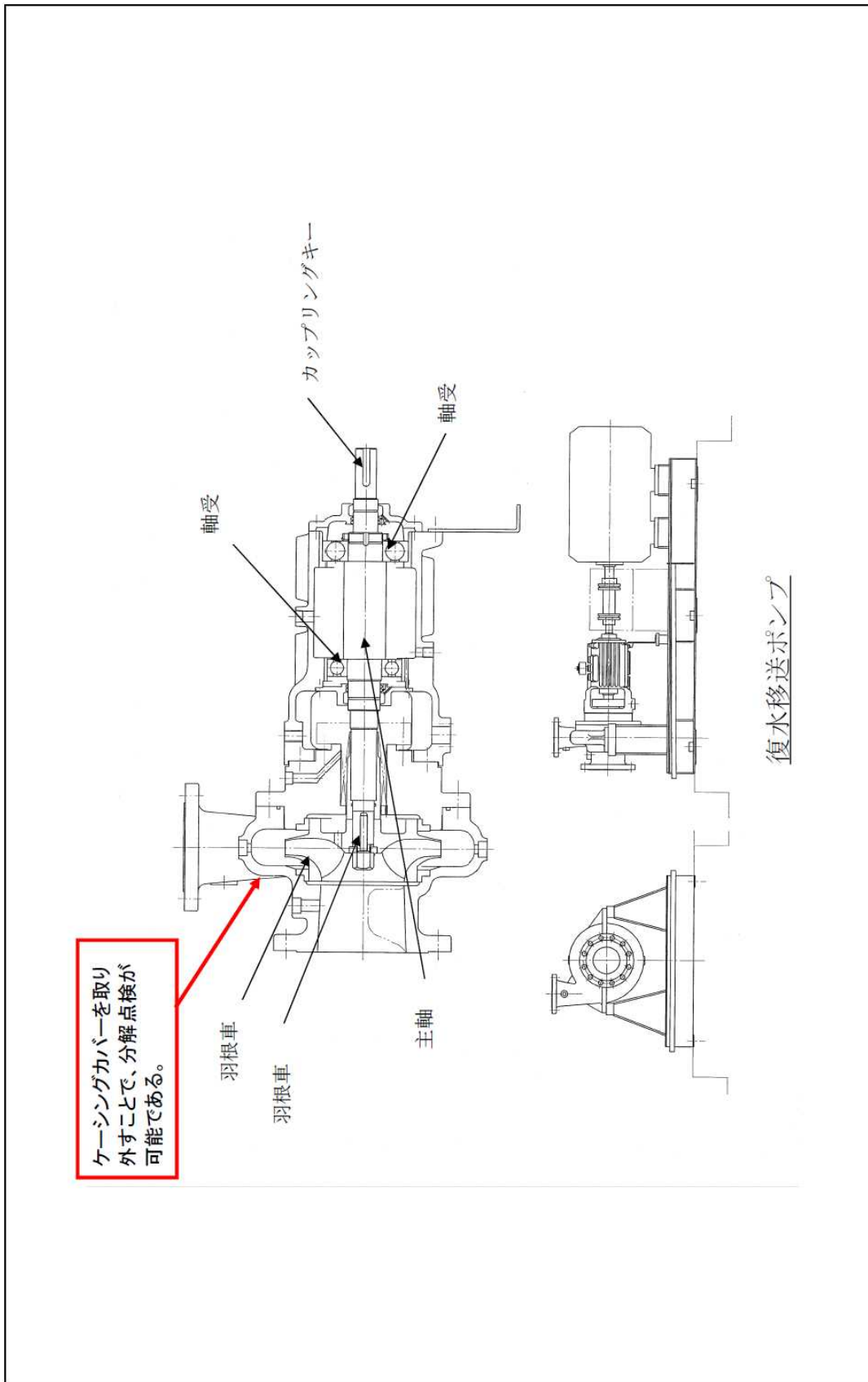


図1 復水移送ポンプ 構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

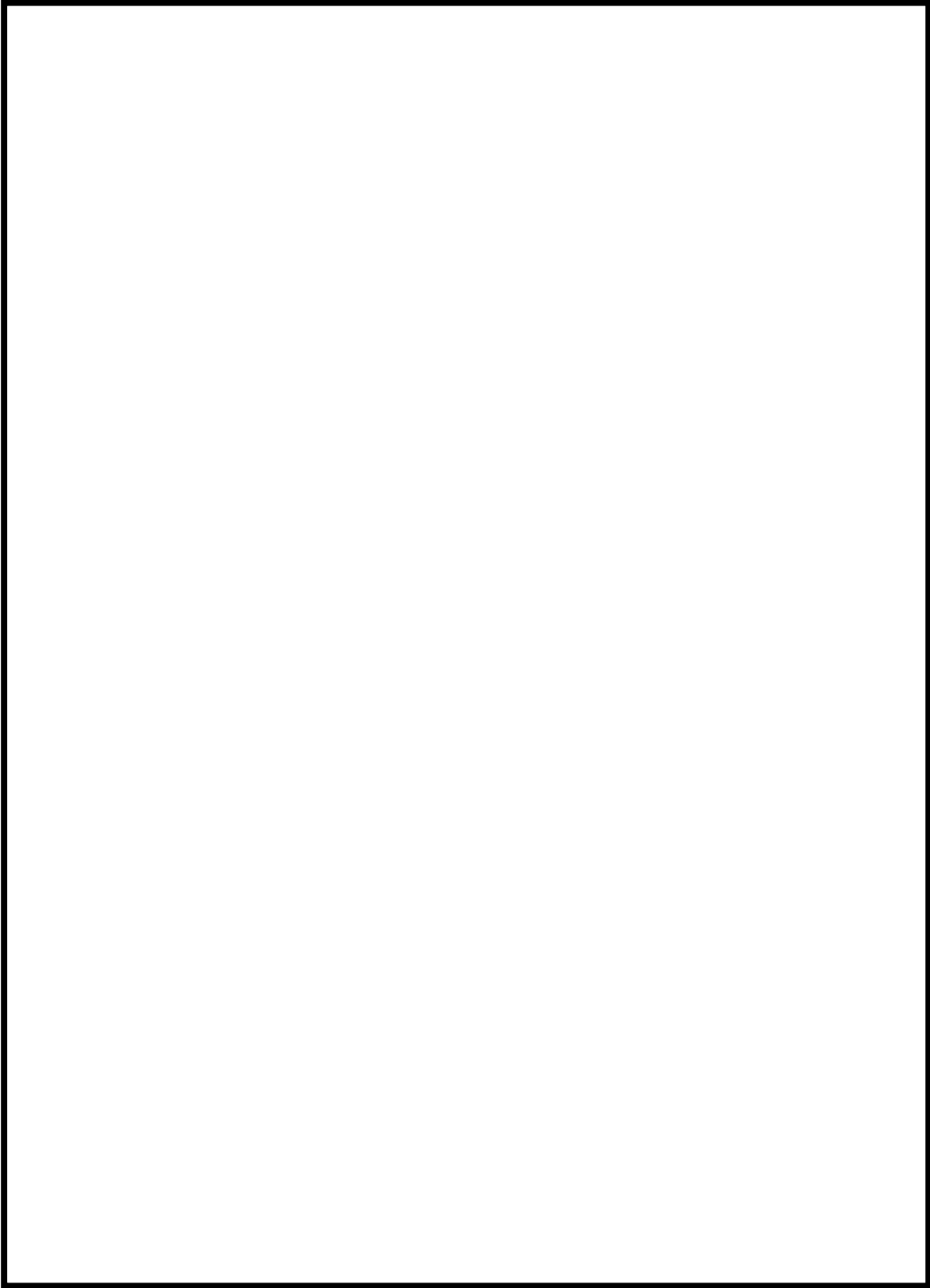


図2 代替格納容スプレイ冷却系運転性能検査系統図（6号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

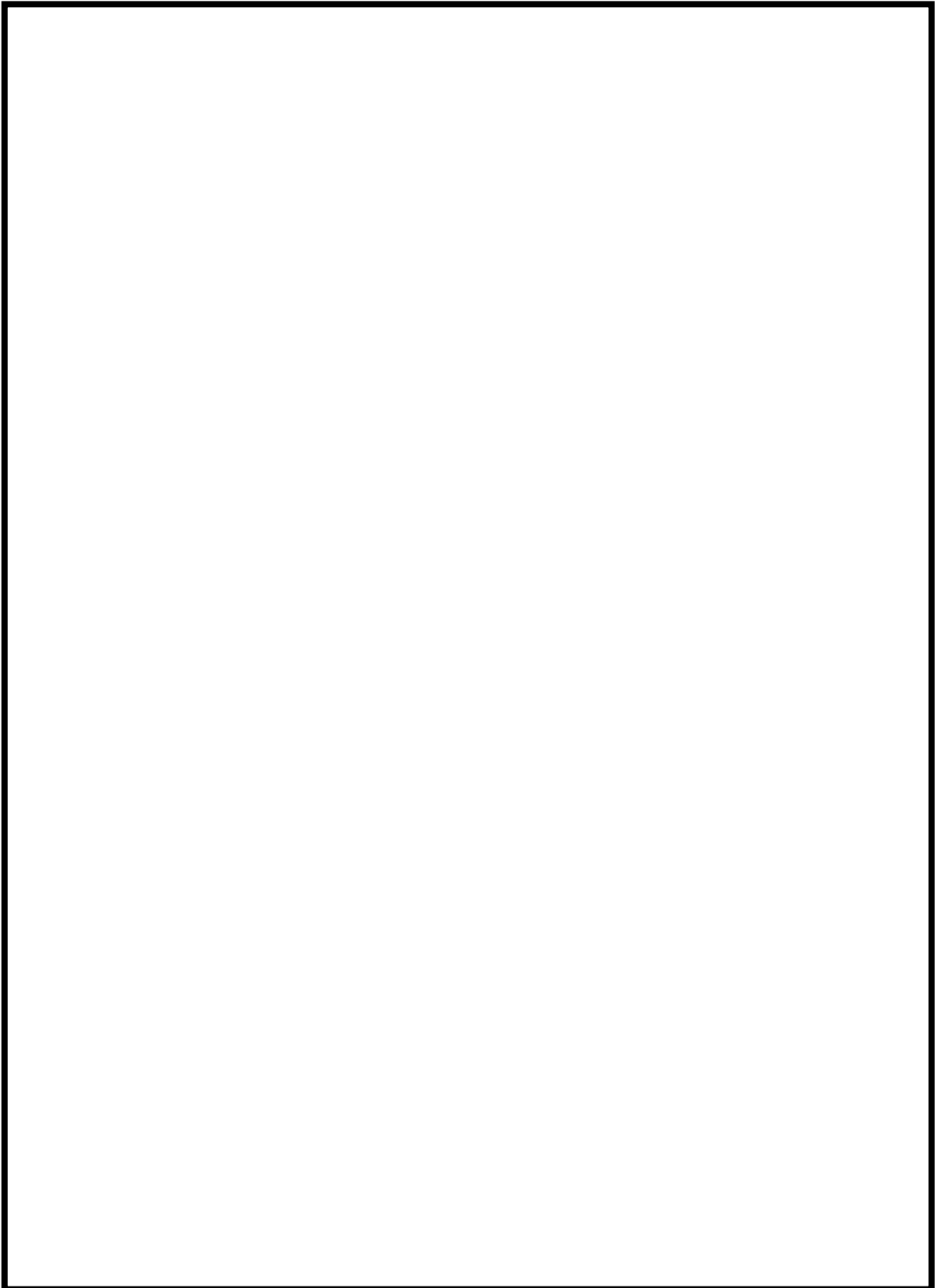


図3 代替格納容スプレイ冷却系運転性能検査系統図（7号炉）

49-6
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		復水移送ポンプ (代替格納容器スプレイ冷却系時)
容量	m ³ /h/台	70 (注 1), (125 (注 2))
全揚程	m	6 号炉:96 以上, 7 号炉:93 以上 (注 1) (85 (注 2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	6 号炉: <input type="checkbox"/> 以上, 7 号炉: <input type="checkbox"/> 以上 (注 1) (55 (注 2))
機器仕様に関する注記		注 1: 要求値を示す 注 2: 公称値を示す

【設 定 根 拠】

復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

代替格納容器スプレイ系として使用する復水移送ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するため使用する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において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使用する。

これらの系統構成は、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系統を経由して、原子炉格納容器内にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故防止設備の代替格納容器スプレイ系として使用する復水移送ポンプは、1 基あたり 3 台設置しており、このうち必要台数は最大で 2 台であり、1 台を予備として確保する。

1. 容量 約 125m³/h/台 (約 70m³/h/台)

原子炉格納容器内にスプレイする場合の復水移送ポンプの容量は、炉心損傷防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失、RHR 機能喪失）、中小 LOCA+ECCS 機能喪失や、格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、過温・過圧破損、水素燃焼において、復水貯蔵槽から、復水、淡水又は海水を原子炉格納容器内にスプレイし、原子炉格納容器内の圧力を、原子炉格納容器の最高使用圧力近傍で維持するために必要な容量を基に設定する。

復水移送ポンプの容量は、上記に示す炉心損傷防止の重要事故シーケンスにおいて 140m³/h(復水移送ポンプ 2 台)の流量にて評価した結果、代替最終ヒートシンクによる格納容器の除熱手段確立までの間、原子炉格納容器内の圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力近傍で維持することが可能であることから、1 台あたり約 70m³/h とする。

2. 揚程 約 85m (6 号炉 96m, 7 号炉 93m)

原子炉格納容器内にスプレイする場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と移送先の圧力差(大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力 MPa の圧力差)、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

【6 号炉】

・移送先の圧力約 0.62Pa の場合

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m

合計 約 96 m

・移送先の圧力約 0.18MPa の場合

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m

合計 約 51 m

【7号炉】

- ・移送先の圧力約 0.62MPa の場合

水源と移送先の圧力差 約 [] m
静水頭 約 [] m
機器及び配管・弁類圧損 約 [] m

合計 約 93 m

- ・移送先の圧力約 0.18MPa の場合

水源と移送先の圧力差 約 [] m
静水頭 約 [] m
機器及び配管・弁類圧損 約 [] m

合計 約 48 m

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は6号炉で96m、7号炉で93mである。

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

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、ポンプ締め切り運転時の揚程約 [] に静水頭約 [] を加えた約 [] を上回る圧力として 1.37MPa としており、重大事故時に代替格納容器スプレイ冷却系として原子炉に注入する場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、水源の復水貯蔵槽の最高使用温度に合わせ 66℃としており、重大事故等時に代替格納容器スプレイ冷却系として原子炉に注入する場合の温度もこれと同様である。

5. 原動機出力 55kW/台

(6号炉)

代替格納容器スプレイ冷却系として使用する復水移送ポンプの容量 70m³/h, 揚程 98m, のときの必要軸動力は, 以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((70/3,600) \times 98) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 70

H : ポンプ揚程 (m) = 98 (図 49-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-1 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

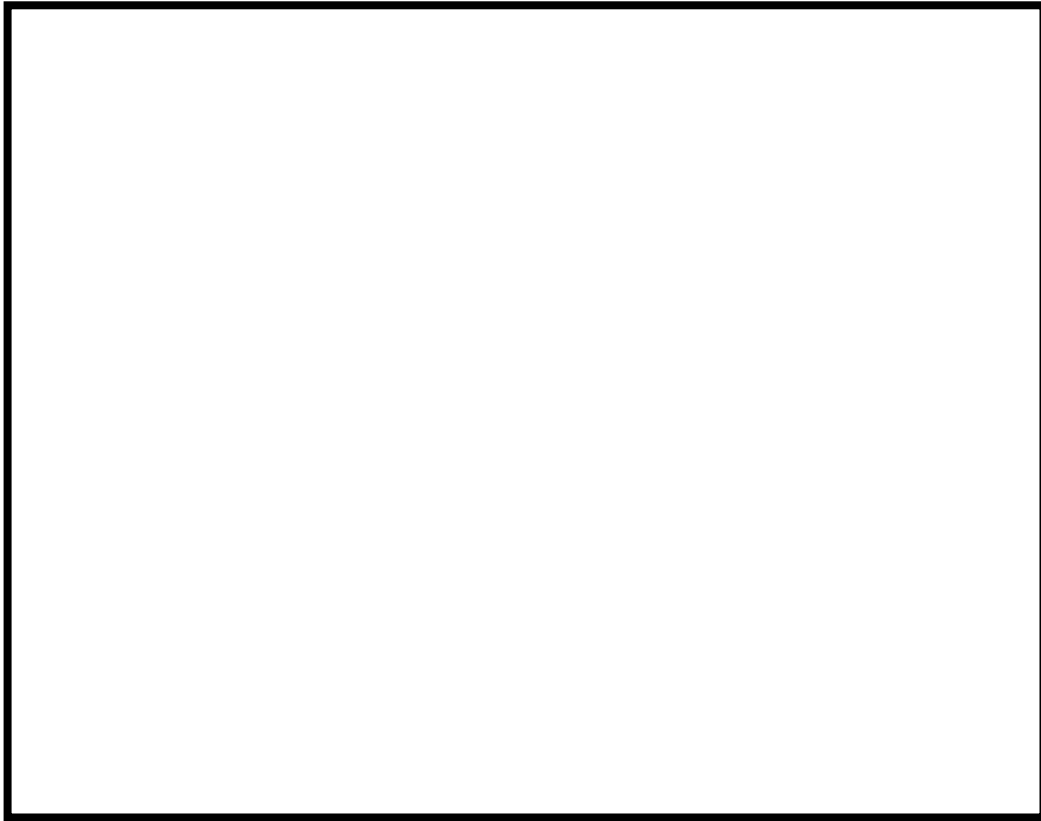


図 49-6-1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

(7号炉)

代替格納容器スプレイ冷却系として使用する復水移送ポンプの容量 70m³/h, 揚程 95m, のときの必要軸動力は, 以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((70/3,600) \times 95) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
 - ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
 - g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
 - Q : ポンプ容量 (m³/h) = 70
 - H : ポンプ揚程 (m) = 95 (図 49-6-2 参照)
 - η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-2 参照)
- (参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))



図 49-6-2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より, 設計基準対処施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の公称値は 55kW/台であり, 代替格納容器スプレイ冷却系として使用する復水移送ポンプの揚程はこの内数であることから同様の 55kW/台とする。

格納容器下部注水と代替格納容器スプレイ冷却の同時使用について

格納容器下部注水は、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイと同時に行われることを想定している。格納容器下部注水を行う場合において、原子炉压力容器の破損前は、格納容器下部注水系により $90\text{m}^3/\text{h}$ で格納容器下部に注水し水位 2m の水張りを実施し、同時に代替格納容器スプレイ冷却系により $70\text{m}^3/\text{h}$ で原子炉格納容器内にスプレイすることで原子炉格納容器温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。

また、原子炉压力容器の破損後は、格納容器下部注水系（常設）により崩壊熱相当（注水開始時期を考慮すると最大 $50\text{m}^3/\text{h}$ ）の注水を行い、原子炉格納容器圧力が $465\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系の流量を $130\text{m}^3/\text{h}$ 以上にすることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。

従って、格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイは表 1 の通り同時に注水することを考慮している。注水系統図を図 1～2 に示すが、いずれの系統も復水移送ポンプを用いるため、表 1 で示す通りに格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイを同時に注水する能力があることを評価により確認する。評価にあたっては、格納容器圧力が高く注水特性評価が保守的となる原子炉压力容器の破損後のケースを用いる。従って、格納容器下部注水 $50\text{m}^3/\text{h}$ と代替格納容器スプレイ $130\text{m}^3/\text{h}$ の同時注水の成立性を確認するために、復水移送ポンプ特性と格納容器下部注水系及び代替格納容器スプレイ系の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図 3 の通りであり、格納容器下部注水が $50\text{m}^3/\text{h}$ である場合、原子炉格納容器圧力が 2Pd ($620\text{kPa}[\text{gage}]$) 時においても、代替格納容器スプレイは $130\text{m}^3/\text{h}$ でスプレイできることが確認できた。

よって、格納容器下部注水時に必要となる格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイ系の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表 1 格納容器下部注水、代替格納容器スプレイの同時注水時の必要流量

系統	格納容器下部注水	代替格納容器スプレイ
原子炉压力容器の破損前	$90\text{m}^3/\text{h}$	$70\text{m}^3/\text{h}$
原子炉压力容器の破損後	崩壊熱相当 (最大 $50\text{m}^3/\text{h}$)	$130\text{m}^3/\text{h}$

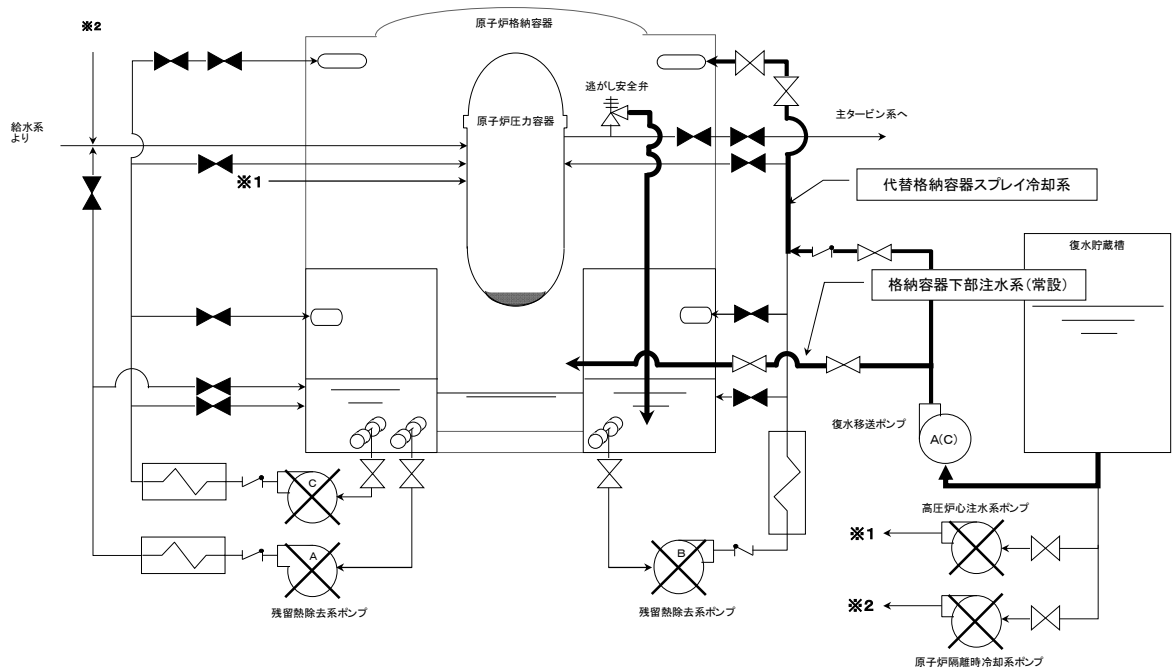


図1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉压力容器破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

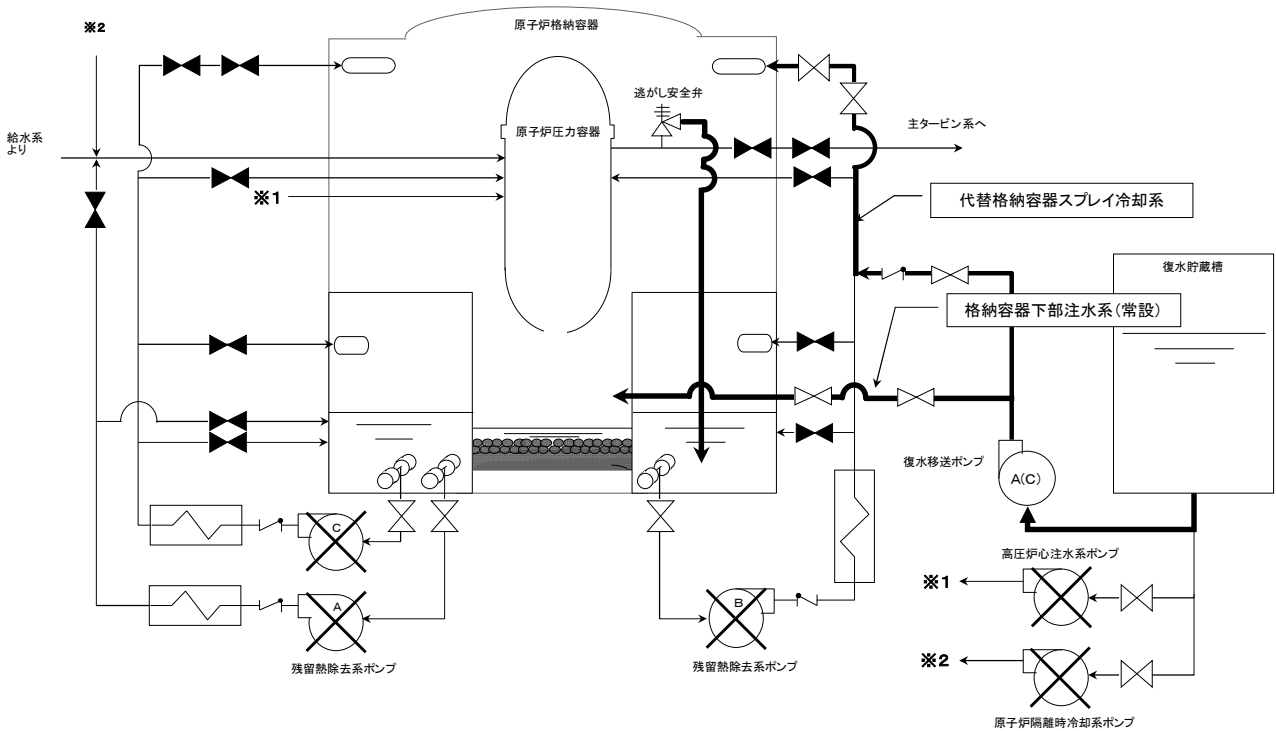


図2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉压力容器破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

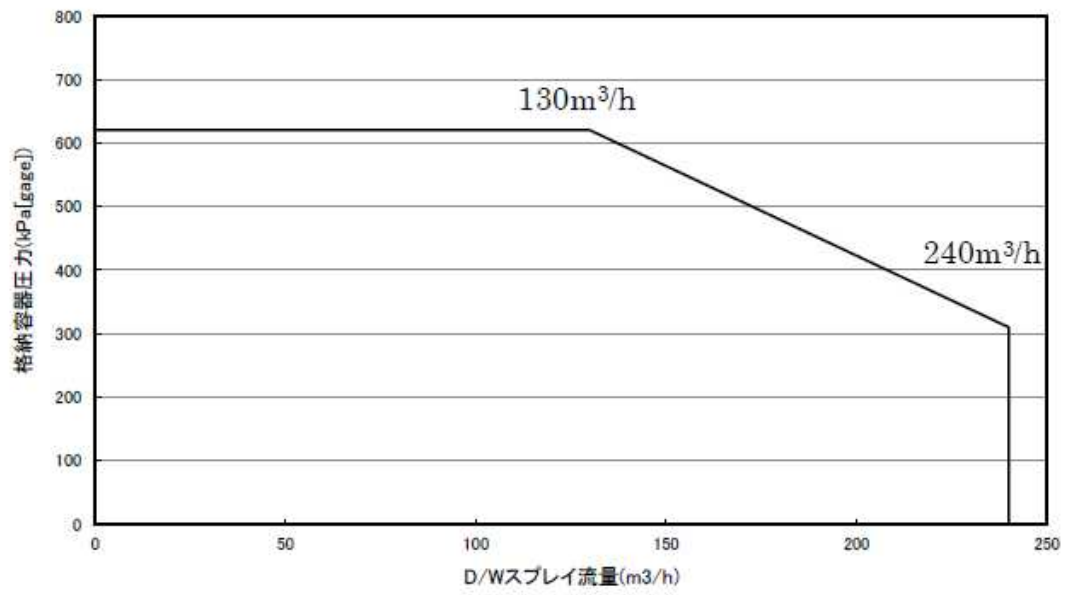


図3 D/W スプレイ注水特性 (ペDESTAL 50m³/h 同時注水時)

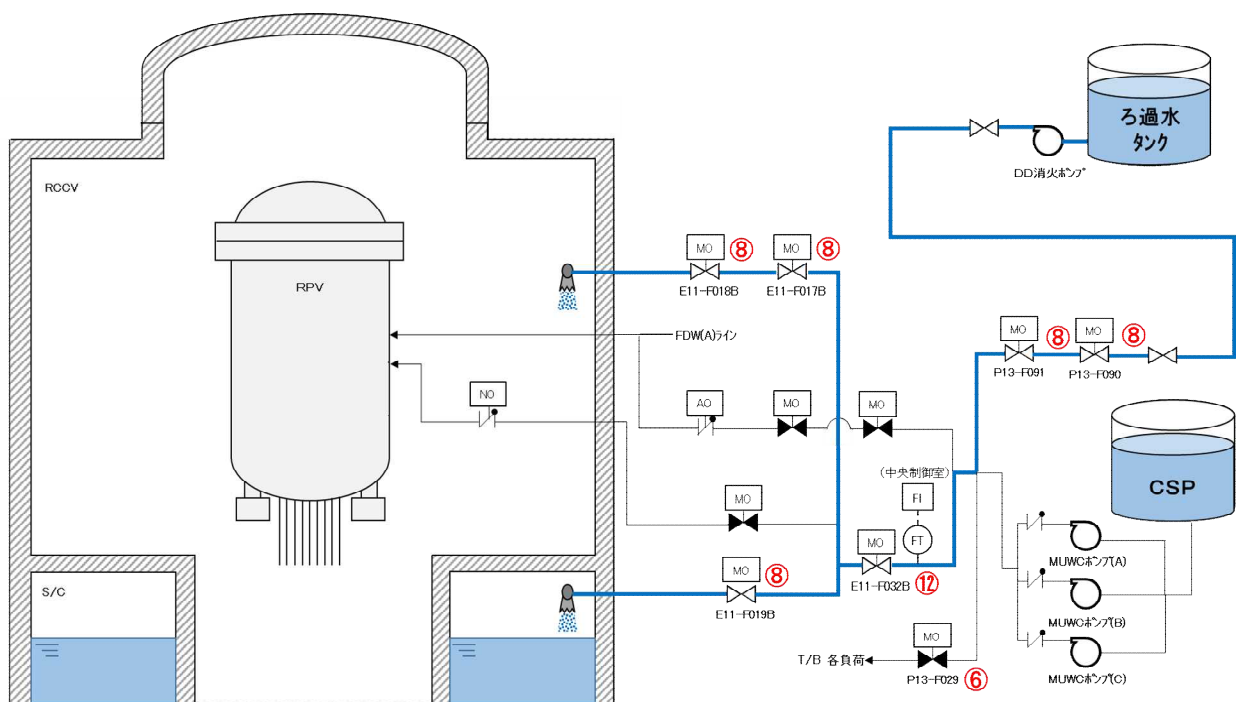
49-7
その他設備

原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

① 消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

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

消火系を用いた格納容器スプレイ手段については、ディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系とは異なるろ過水タンクを水源として消火系、復水補給水系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。



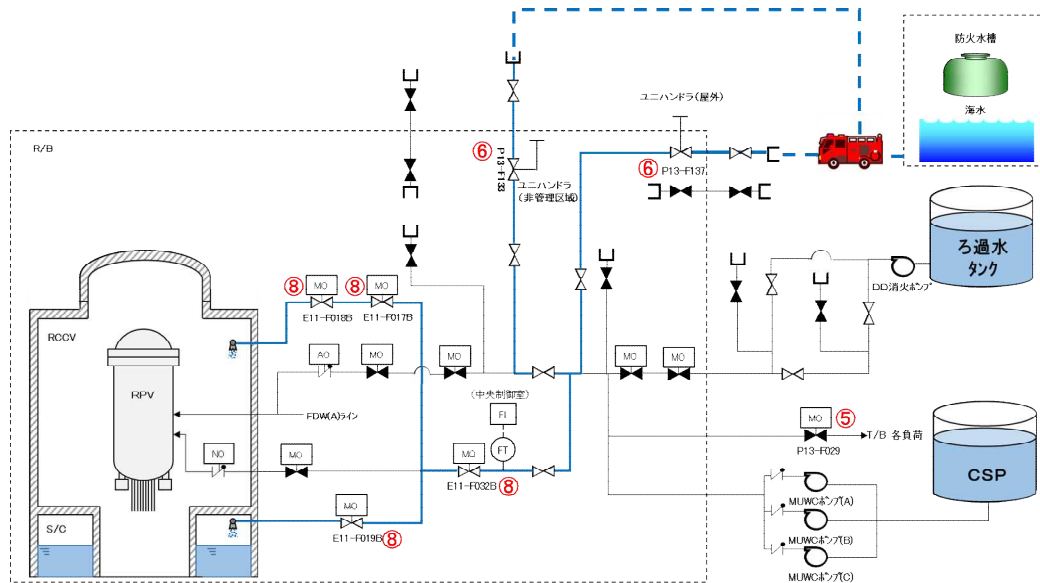
操作手順	弁番号	弁名称	操作場所
⑥	P13-MO-F029	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	中央制御室
⑧	P13-MO-F090	復水補給水系消火系第一連絡弁	中央制御室
⑧	P13-MO-F091	復水補給水系消火系第二連絡弁	中央制御室
⑧	E11-MO-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F019B	残留熱除去系S/スプレイ注入隔離弁(B)	中央制御室
⑫	E11-MO-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	中央制御室

図1 消火系による格納容器スプレイ 手順の概要図

② 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）、復水移送ポンプが喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた格納容器スプレイ手段については、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系とは異なる防火水槽又は淡水貯水池を水源として復水補給水系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。



操作手順	弁番号	弁名称	操作場所
⑤	P13-MO-F029	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	中央制御室
⑥	P13-F137	注水弁(弁名称未定)	原子炉建屋1階(管理区域)
⑥	P13-F133	注水弁(弁名称未定)	原子炉建屋2階(管理区域)
⑧	E11-MO-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F019B	残留熱除去系S/スプレイ注入隔離弁(B)	中央制御室

図2 消防車による格納容器スプレイ 手順の概要図

③ドライウェル冷却系による格納容器除熱

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

ドライウェル送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内への冷却水の通水を継続することで、ドライウェル冷却系冷却器コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することができる。

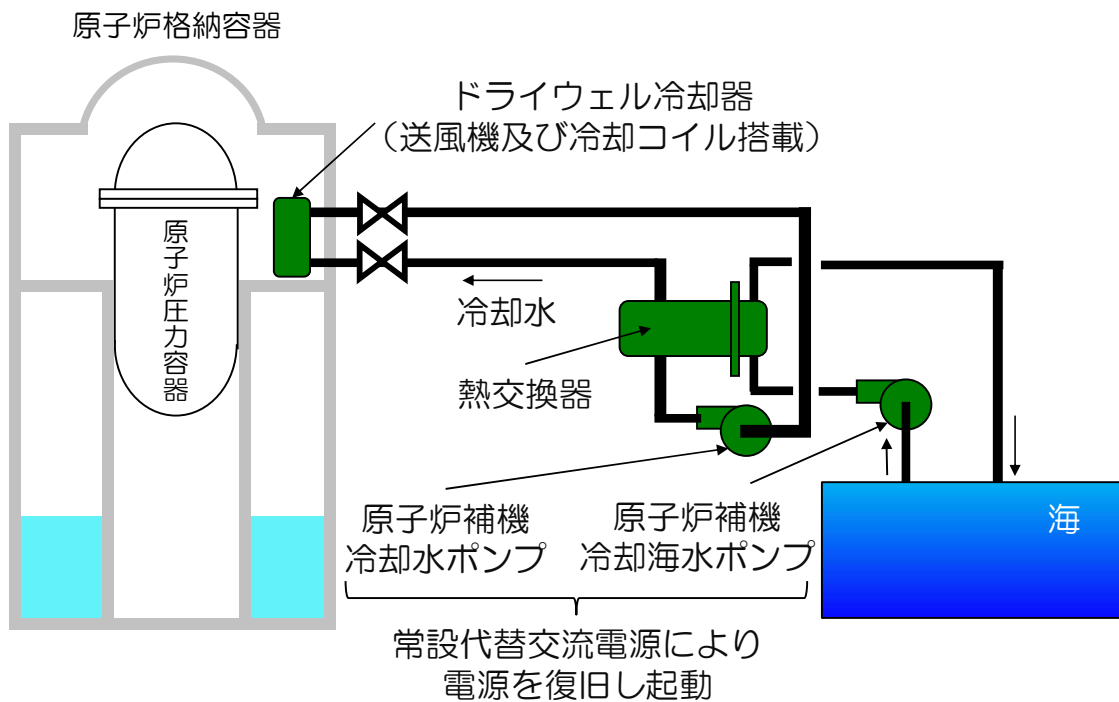


図3 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器からの除熱 概略図

49-8

各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表の通り整理する。

表 1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号機		7号機	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B)	RHR 系格納容器冷却流量調節弁 (B)	E11-MO-F017B	RHR 格納容器冷却流量調節弁 (B)	E11-MO-F017B
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	RHR 系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	E11-MO-F018B	RHR 格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	E11-MO-F018B
残留熱除去系洗浄水弁 (B)	RHR 系 LPFL 注入ライ洗浄弁 (B)	E11-MO-F032B	RHR 注入ライン洗浄水止め弁 (B)	E11-MO-F032B
復水補給水系 常ノ非常用連絡 1 次止め弁	復水貯蔵槽常用、非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	MUWC 常ノ非常用連絡管 1 次止め弁	P13-F019
復水補給水系 常ノ非常用連絡 2 次止め弁	復水貯蔵槽常用、非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	MUWC 常ノ非常用連絡管 2 次止め弁	P13-F020
タービン建屋負荷遮断弁	T/B 負荷遮断弁	P13-MO-F150	MUWC T/B 負荷遮断弁	P13-MO-F029

- 51 条
- 51-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 51-2 単線結線図
- 51-3 配置図
- 51-4 系統図
- 51-5 試験及び検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 その他設備
- 51-11 各号炉の弁名称及び弁番号

51-1
SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 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		復水移送ポンプ		類型化区分			
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		淡水だけでなく海水も使用	II	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		51-3 配置図, 51-8 保管場所図, 51-10 その他設備		
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A	
			関連資料		51-4 系統図, 51-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料		51-5 試験・検査説明資料		
		第 4 号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A	
			関連資料		51-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)		対象外	対象外
				関連資料		51-4 系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室操作	A	
			関連資料		51-3 配置図		
		第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		D B 施設の系統及び機器の容量が十分	B
	関連資料				51-6 容量設定根拠		
	第 2 号		共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
	第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	対象外
		関連資料			本文		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第51条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		可搬型代替注水ポンプ (A-2級)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		51-3 配置図, 51-8 保管場所図, 51-10 その他設備	
		第2号	操作性		現場操作	B
			関連資料		51-4 系統図, 51-7 接続図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, ファン, 圧縮機	A
			関連資料		51-5 試験・検査説明資料	
		第4号	切り替え性		(本来の用途として使用)	対象外
			関連資料		51-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	—	対象外
				関連資料	51-4 系統図	
	第6号	設置場所		現場操作	A	
		関連資料		51-3 配置図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		51-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		より簡単な接続	C
			関連資料		51-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用	A a
			関連資料		51-3 配置図	
		第4号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
			関連資料		51-3 配置図	
		第5号	保管場所		屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
			関連資料		51-8 保管場所図	
第6号		アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A	
		関連資料		51-9 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		同一機能の設備なし又は代替対象DB設備なし	対象外	
		サポート系要因		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	対象外	
		関連資料		本文		

51-2
単線結線図

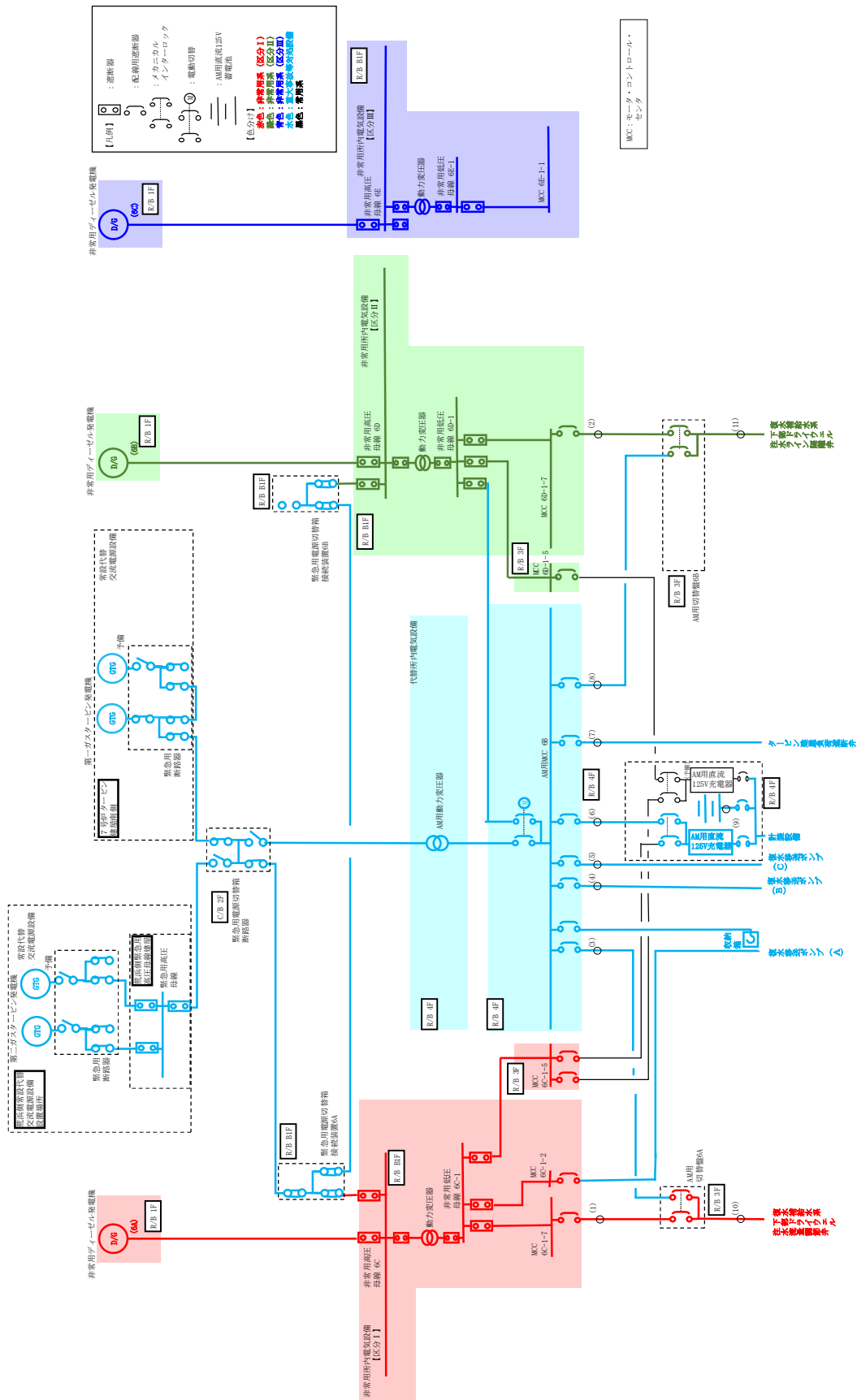


図1 単線結線図 (6号炉)

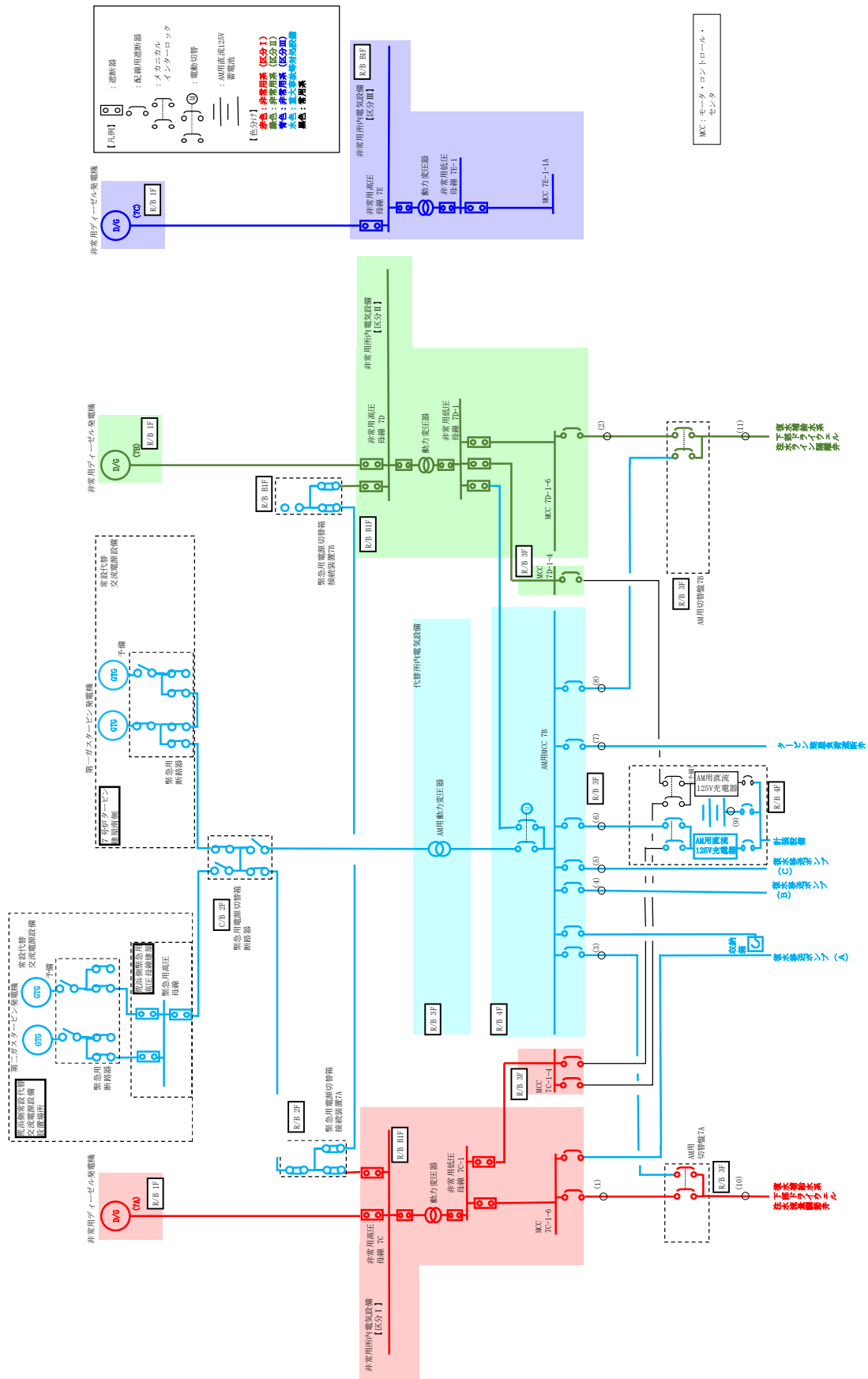


図2 単線結線図 (7号炉)

51-3
配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

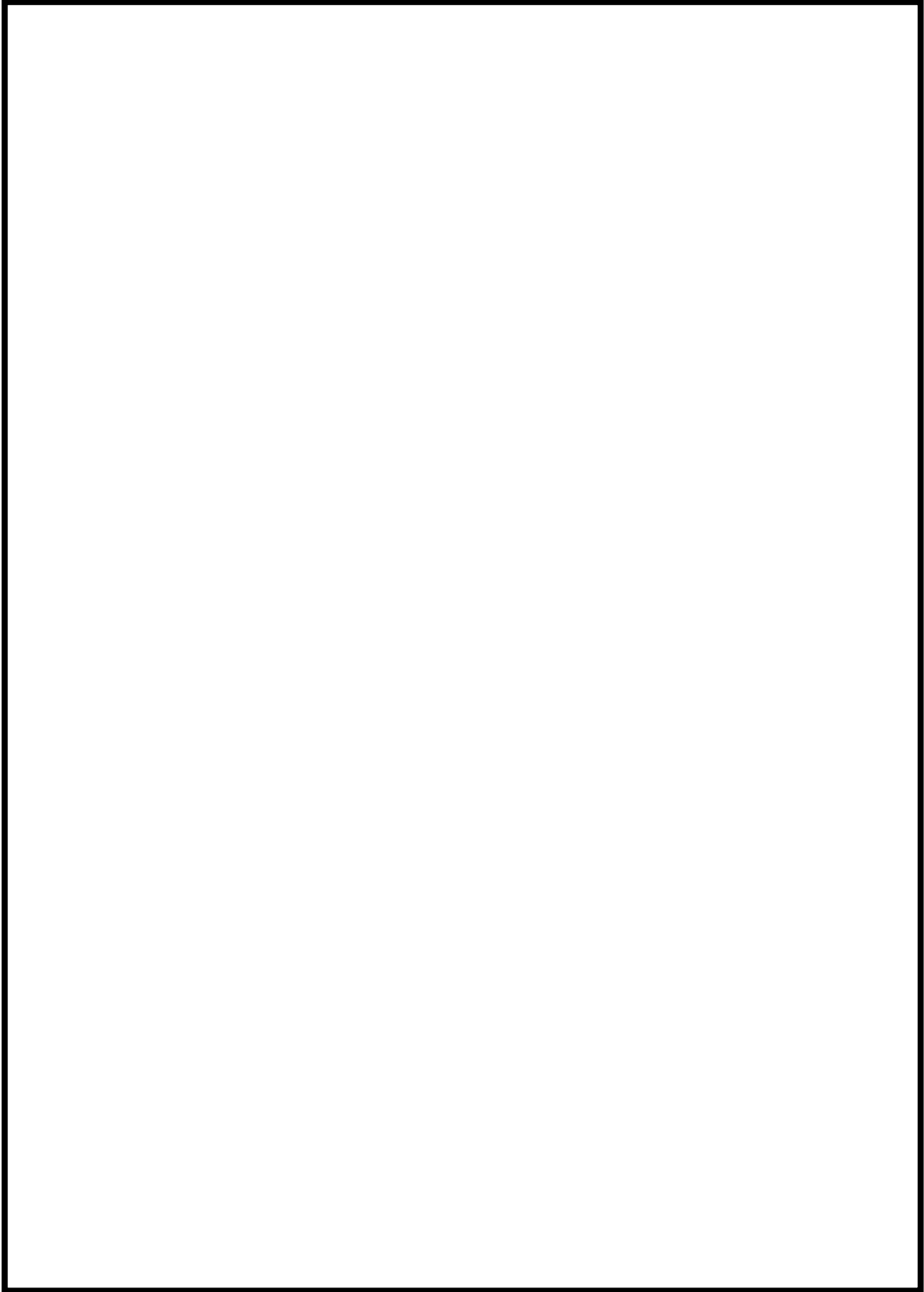


図 1 配置図 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)

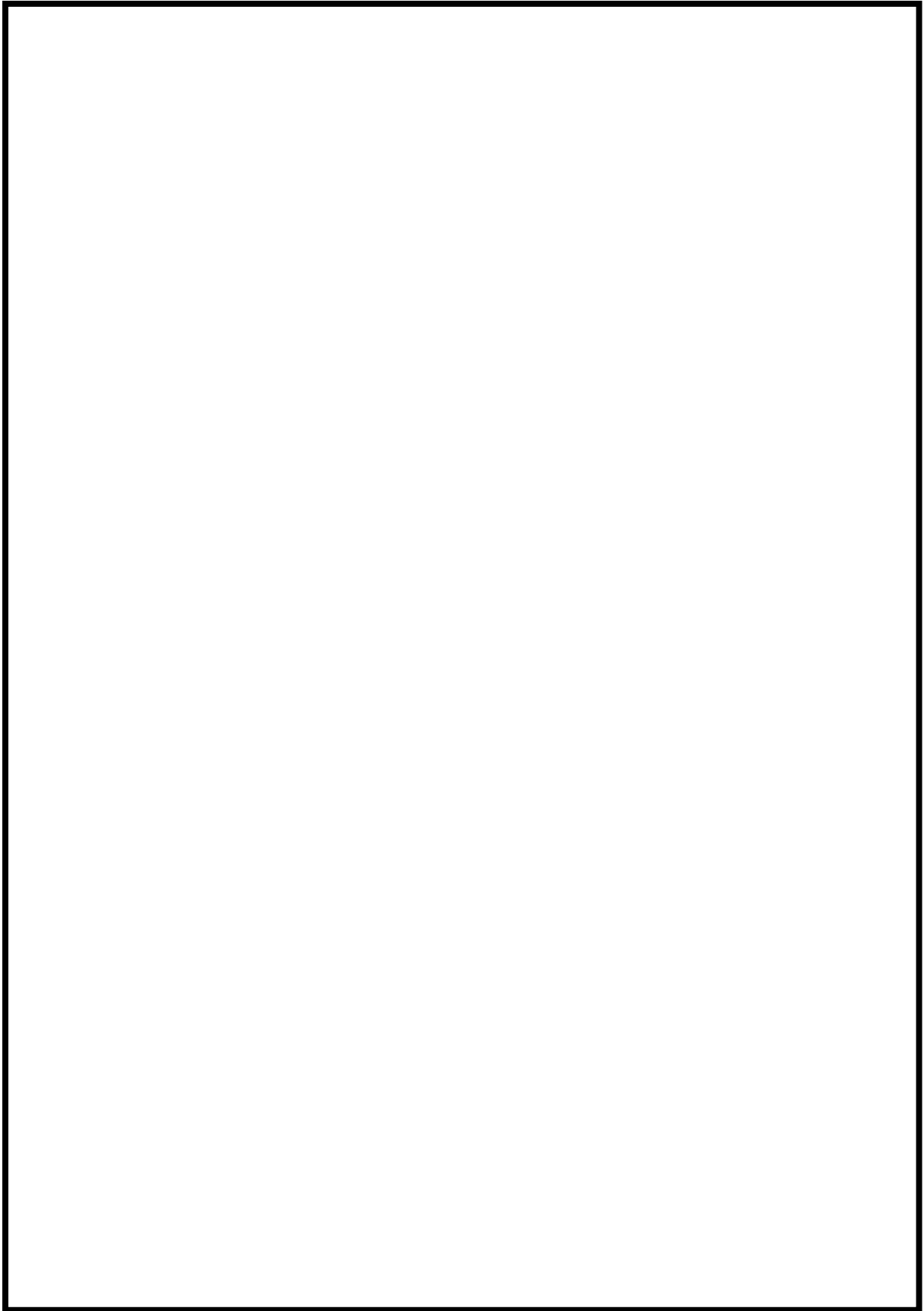


图 2 配置图 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)

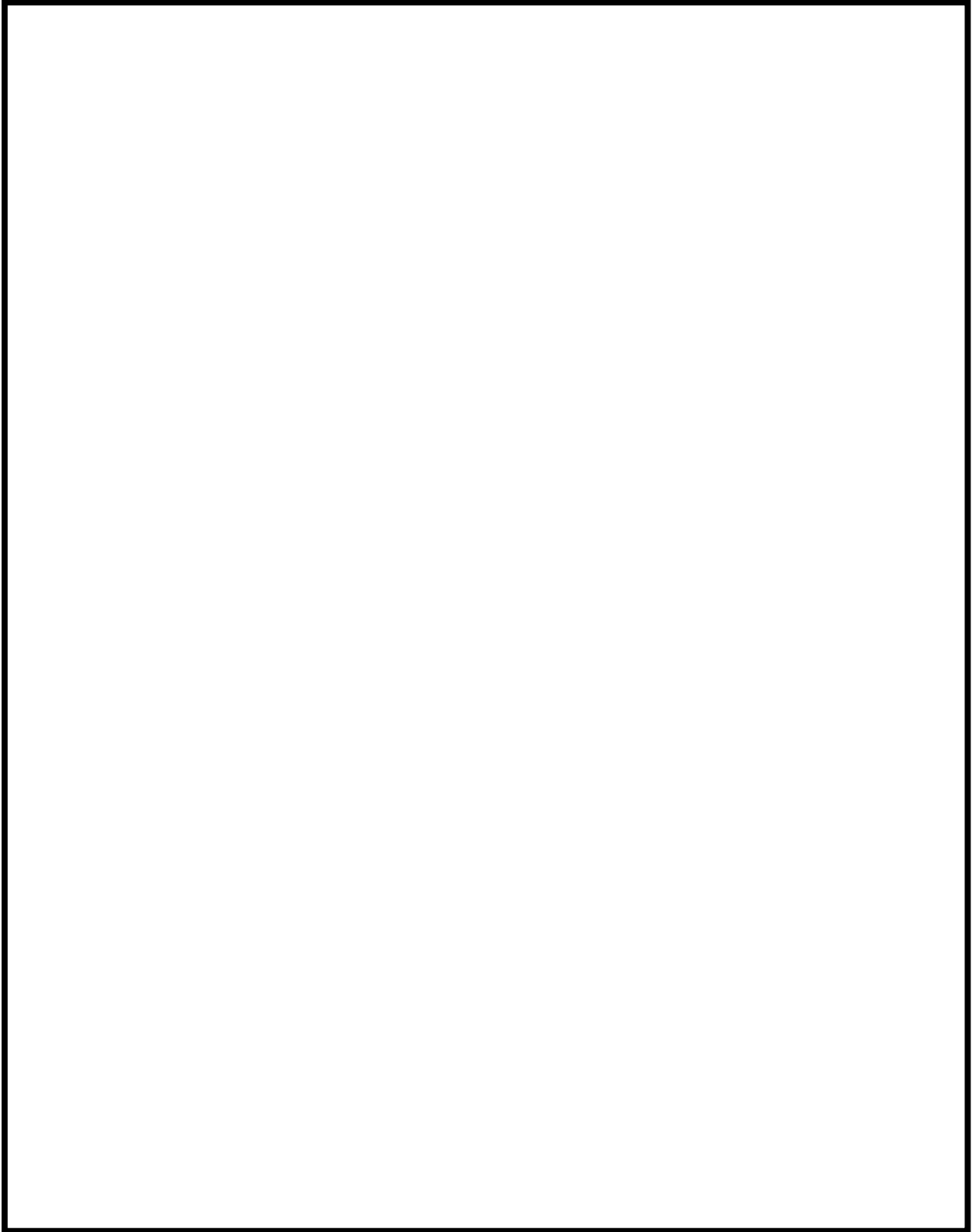


图 3 配置图 (6 号炉 地下 2 階)

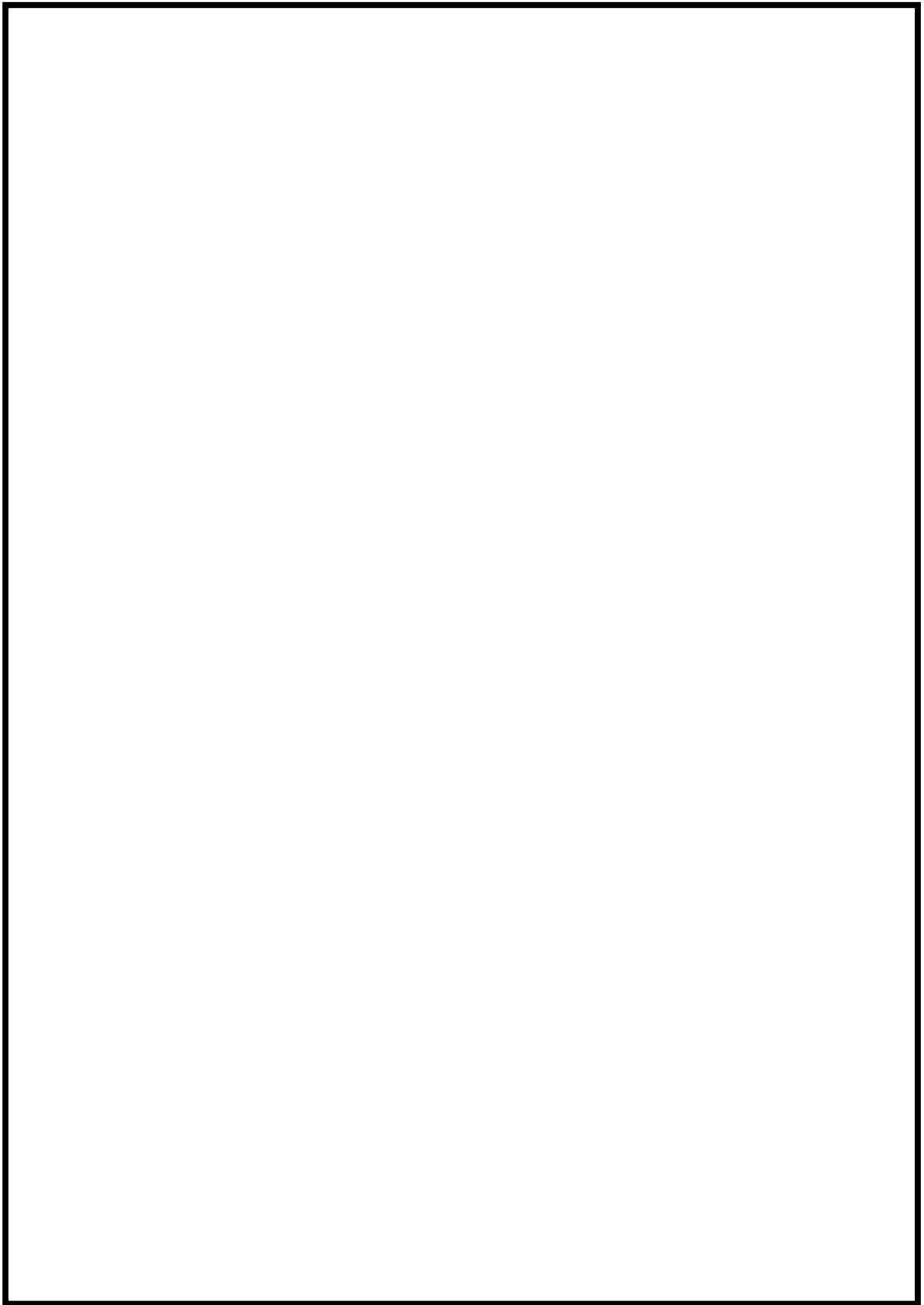


图 4 配置图 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)

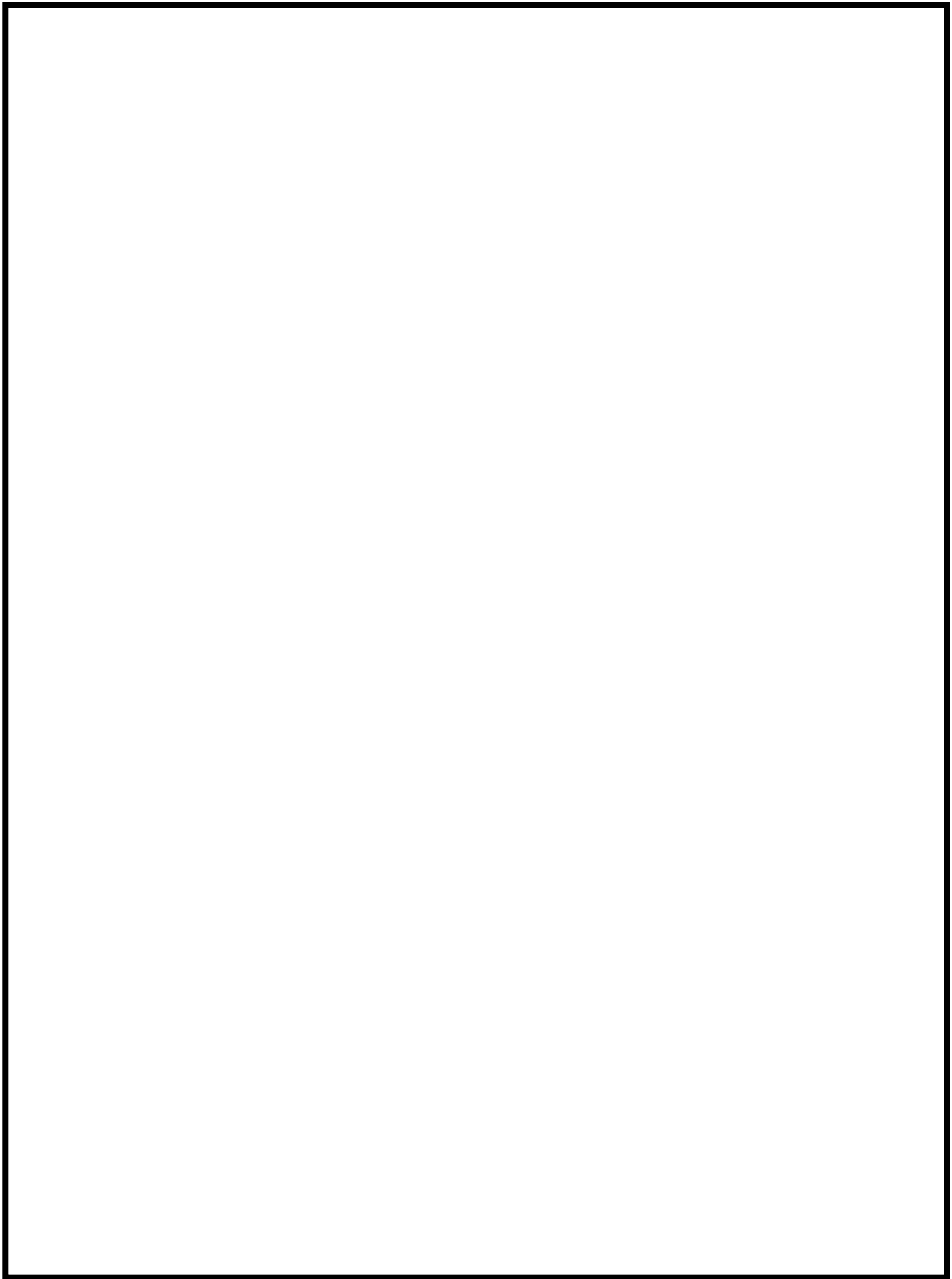


図5 配置図 (6/7号炉 中央制御室(コントロール建屋地上2階))

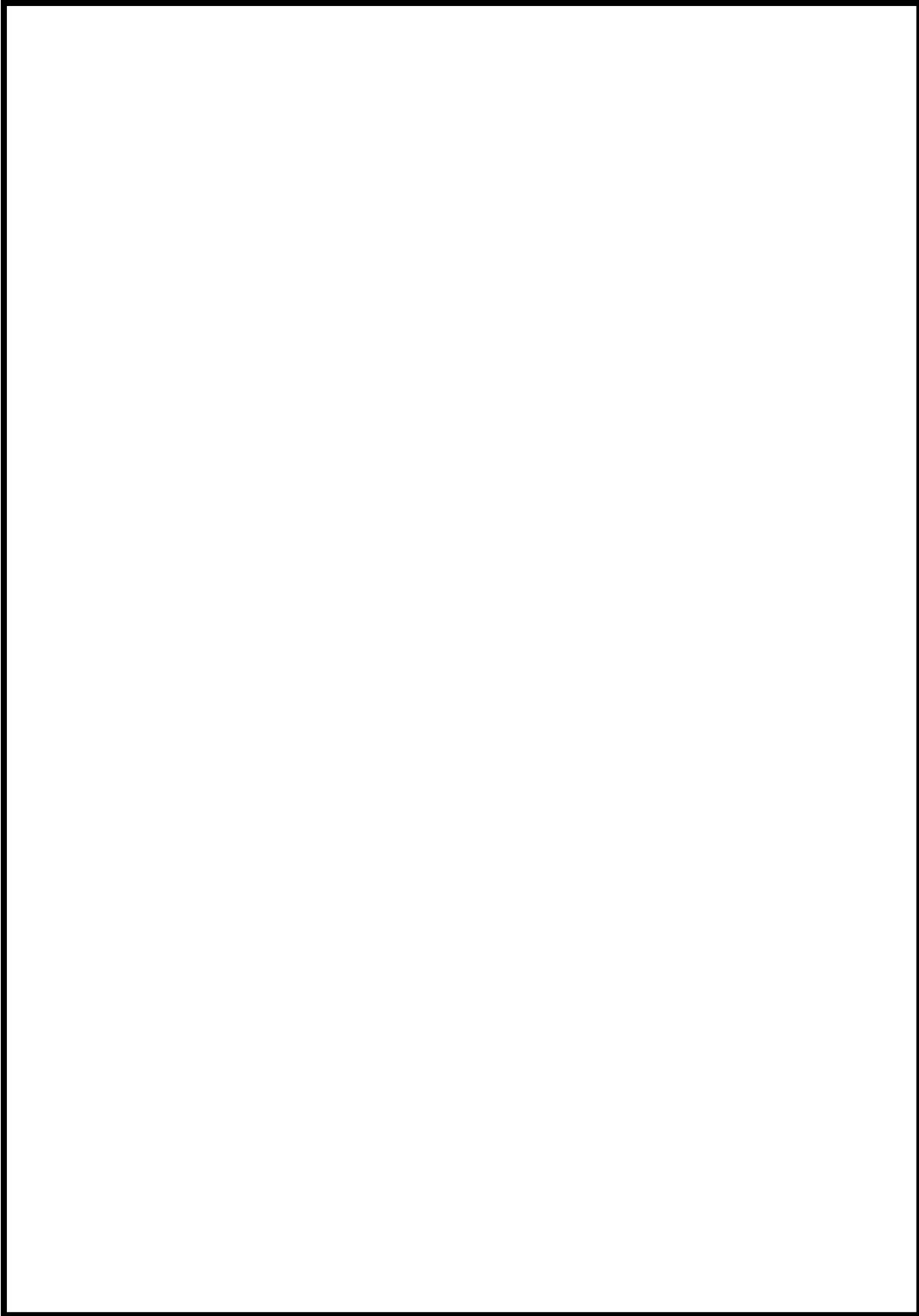


图6 配置图 (6号炉 原子炉建屋地下1階)

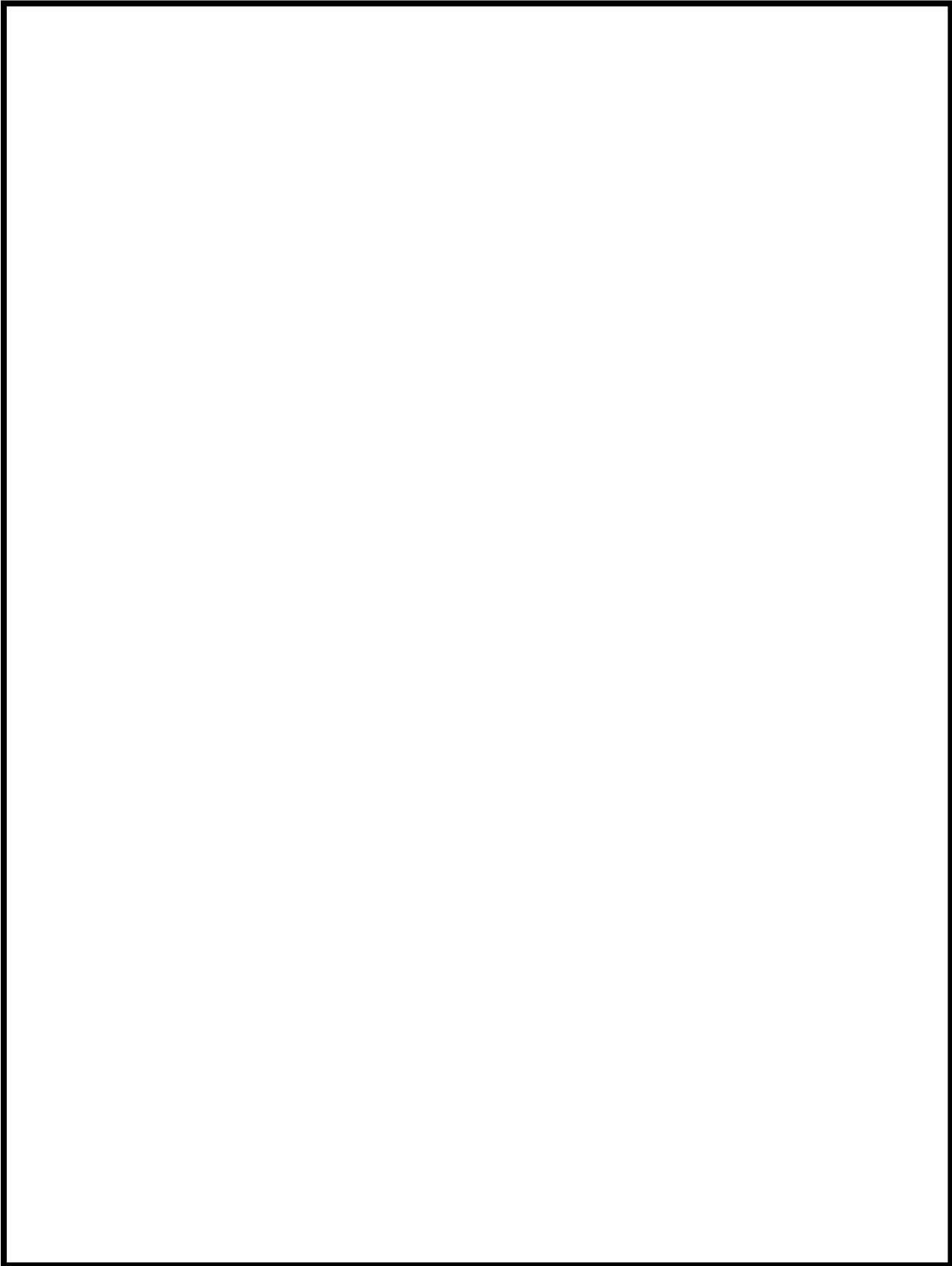
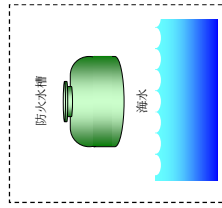


图 7 配置图 (7 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

51-4
系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	下部D/W注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部D/W注水ライオン属離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	各接続口エクステンションジョイント操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口エクステンションジョイント操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
17	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置



6号炉

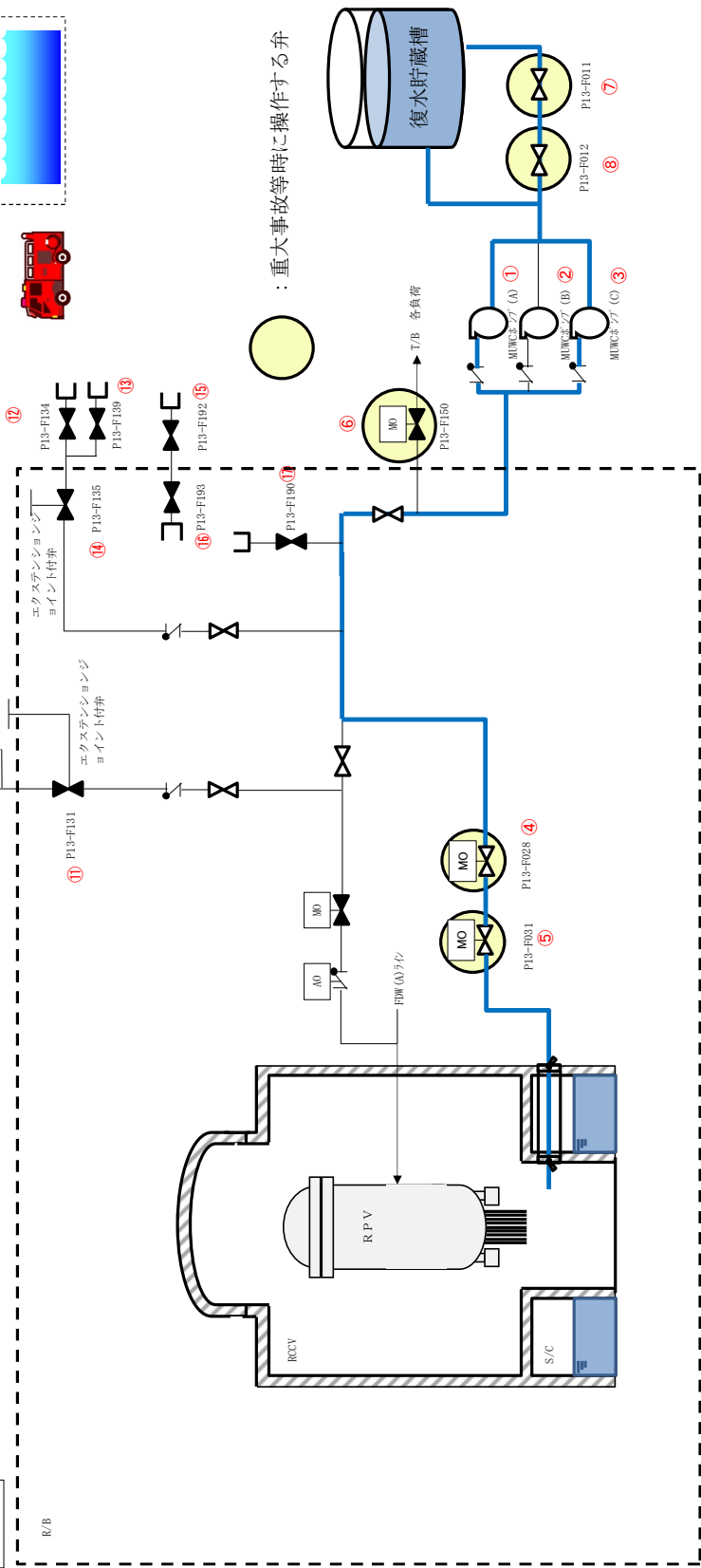


図1 原子炉格納容器下部注水系（常設）の系統概要図（6号炉）

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	下部D/W注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部D/W注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	各接続口エクステンション付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口エクステンション付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

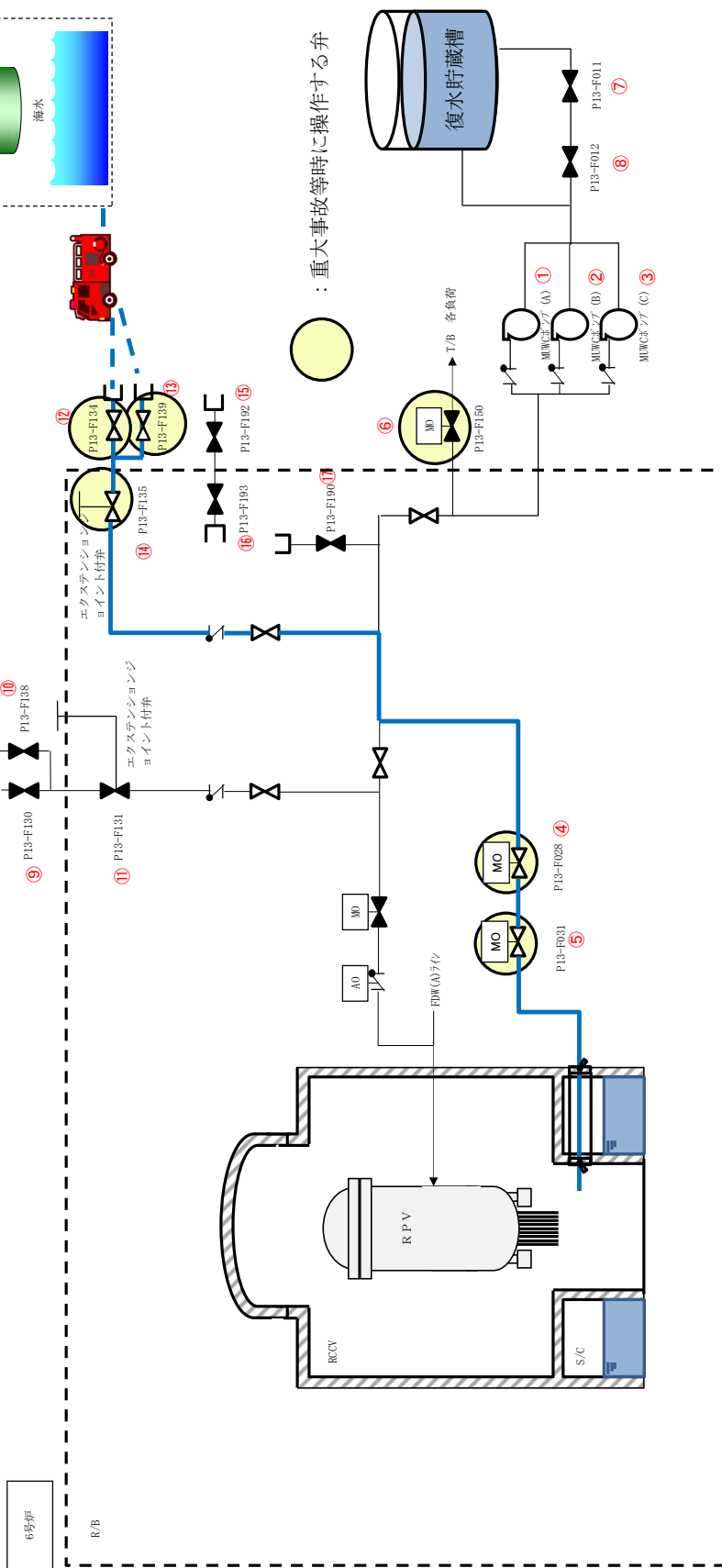
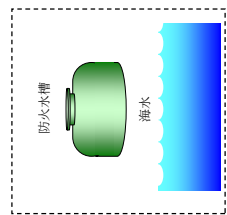


図2 原子炉格納容器下部注水系（可搬）の系統概要図（6号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	下部D/W注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部D/W注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	各接続口エクステンションの弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口エクステンションの弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

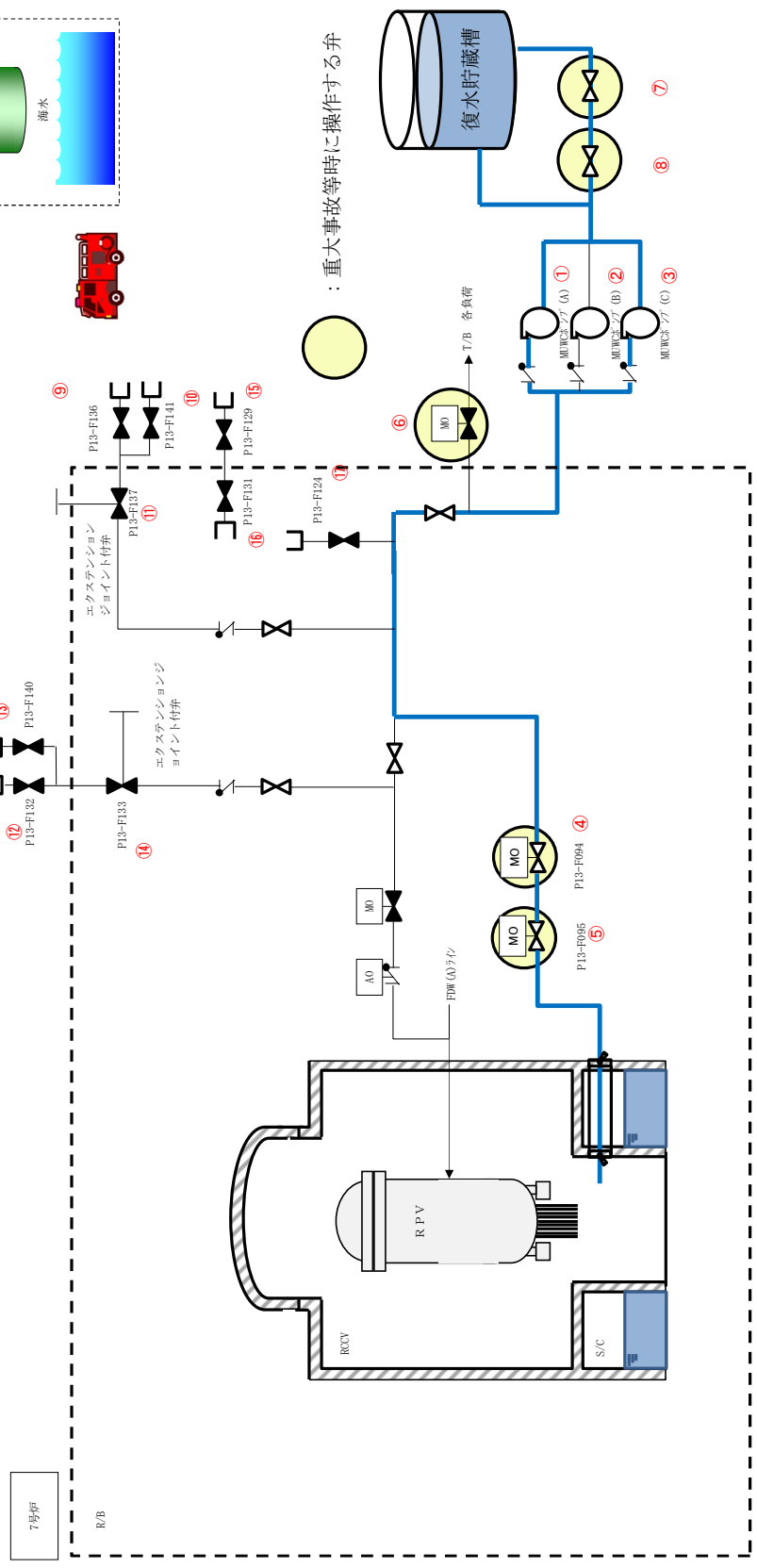
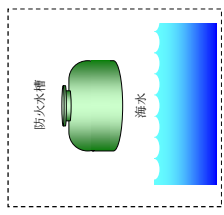


図3 原子炉格納容器下部注水系（常設）の系統概要図（7号炉）

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	下部D/W注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部D/W注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	各接続口エクステンションジョイント操作弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口エクステンションジョイント操作弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

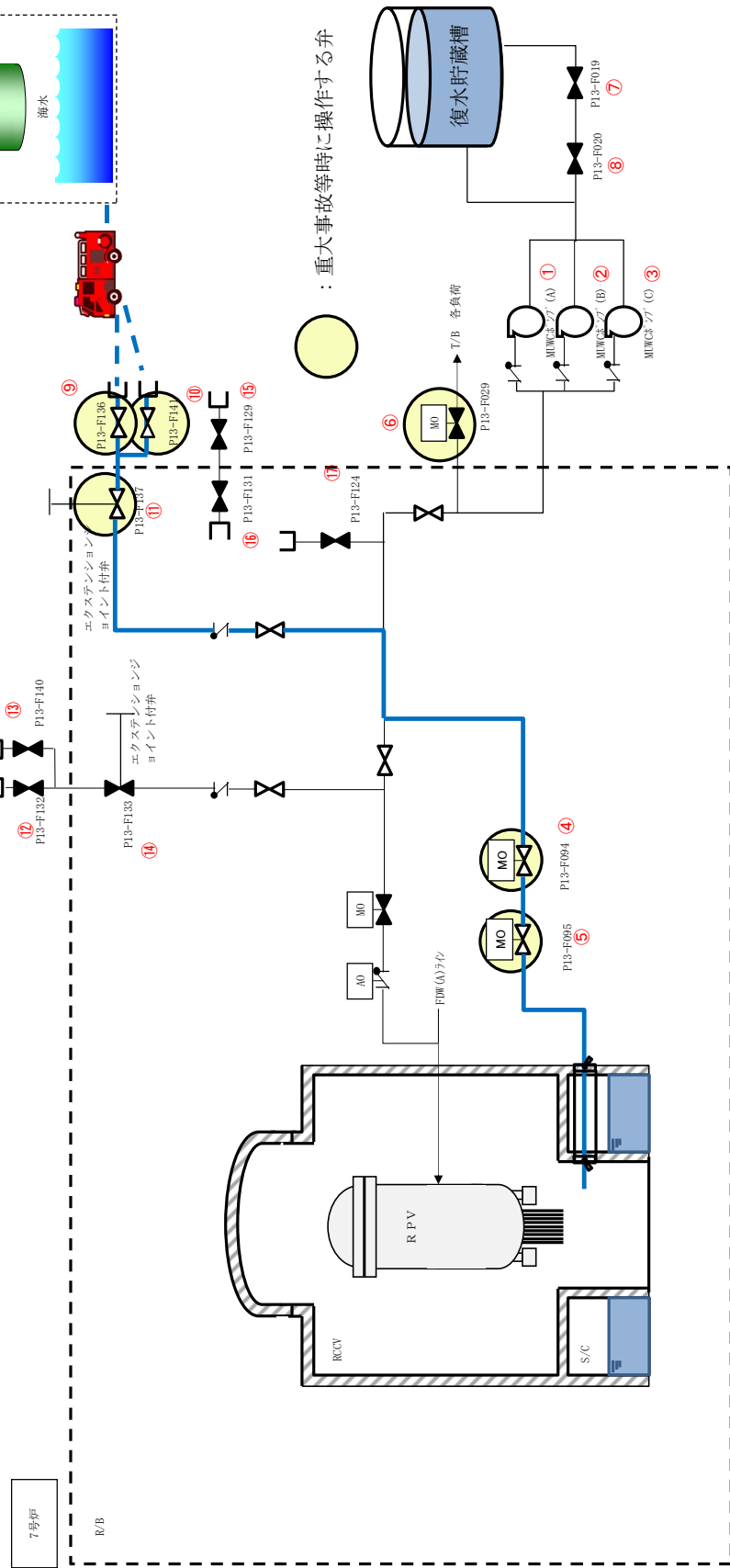


図4 原子炉格納容器下部注水系（可搬）の系統概要図（7号炉）

51-5
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術	
	復水脱塩塔(C)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中	
	復水脱塩塔(D)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中	
	復水脱塩塔(E)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中	
	復水脱塩塔(F)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中	
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	10.4M	-	定検停止中	
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	10.4M	-	定検停止中	
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中	
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中	
補給水系	復水移送ポンプ(A)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
				機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
				簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
				機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
				簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
				機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
				簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
				機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中
				復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	7.8M
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
				機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中
				復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	7.8M
復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)		
			機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中	
			復水貯蔵槽	1	開放点検	13.0M	-
制御棒	制御棒	A	外観点検	照射量による	制御棒外観検査	定検停止中	
			取替	照射量による	-	定検停止中	
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中	
	代替制御棒挿入機能計装 1式	C, 1, 3	特性試験	1C 又は1.3M	-	定検停止中	
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	C	機能・性能試験	1C	-	定検停止中	
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中	
	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中	
	制御棒駆動機構本体 205本(全数)	1	分解点検	13.0M (25%)	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中	
	制御棒駆動機構スプールピース 205個(全数)	1	分解点検	13.0M	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中	
	制御棒駆動機構 205本(全数)	1	分解点検	13.0M (25%)	制御棒駆動水圧系設備検査 (その1)	定検停止中	
	制御棒駆動機構用電動機 205台(全数)	2	分解点検	13.0M	-	定検停止中	
	制御棒駆動機構結合部 205本(全数)	1	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その3)	定検停止中	
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中	
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その1)	定検停止中	
	制御棒駆動水ポンプ(A)	3	分解点検	3.9M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(B)	3	分解点検	3.9M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：原子炉冷却系統設備検査（その1）
要領書番号：K6-9-112-C-R

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

機器又は系統名	実施数 (機器名)	保全の 重要度	点検及び試験・検査 の項目	保全方式 または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
	復水ろ過器 (C)	3	開放点検	7.8 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (A)	3	開放点検	6.5 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (B)	3	開放点検	6.5 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (C)	3	開放点検	6.5 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (D)	3	開放点検	6.5 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (E)	3	開放点検	6.5 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (F)	3	開放点検	6.5 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (A) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (B) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (C) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6.5 M	—	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	10.4 M	—	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	10.4 M	—	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7.8 M	—	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	7.8 M	—	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5.2 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1.3 M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5.2 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1.3 M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5.2 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1.3 M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7.8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	7.8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
機能・性能試験			B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水移送ポンプ (C) 電動機	3	分解点検	7.8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)	
		機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水貯蔵槽	1	開放点検	13.0 M	—	定検停止中	
制御棒	制御棒	A	外観点検 (ボロンカーバイト型)	照射量 による	—	定検停止中
			外観点検 (ハフニウムフラット チューブ型)	1 C	—	定検停止中
			取替	照射量 による	—	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機密 1式	A	機能・性能試験	1 C	選択制御棒挿入機密検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機密計装 1式	B, C, 1	特性試験	1 C 又は1.3 M	—	定検停止中
	代替制御棒挿入機密用電磁弁 1式	A	機能・性能試験	1 C	—	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構 205本	1	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動水圧系機密検査	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本	1	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動機構機密検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体 205本 (全数)	1	分解点検	13.0 M (2.5%)	制御棒駆動機構分解検査 (ADR)	定検停止中
			分解点検	13.0 M (2.5%)	制御棒駆動水圧系設備検査 (その1)	定検停止中
制御棒駆動機構スプールピース 205個 (全数)	1	分解点検	13.0 M	制御棒駆動機構分解検査 (ADR)	定検停止中	

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：原子炉冷却系統設備検査（その1）
要領書番号：K7-9-112-C-R

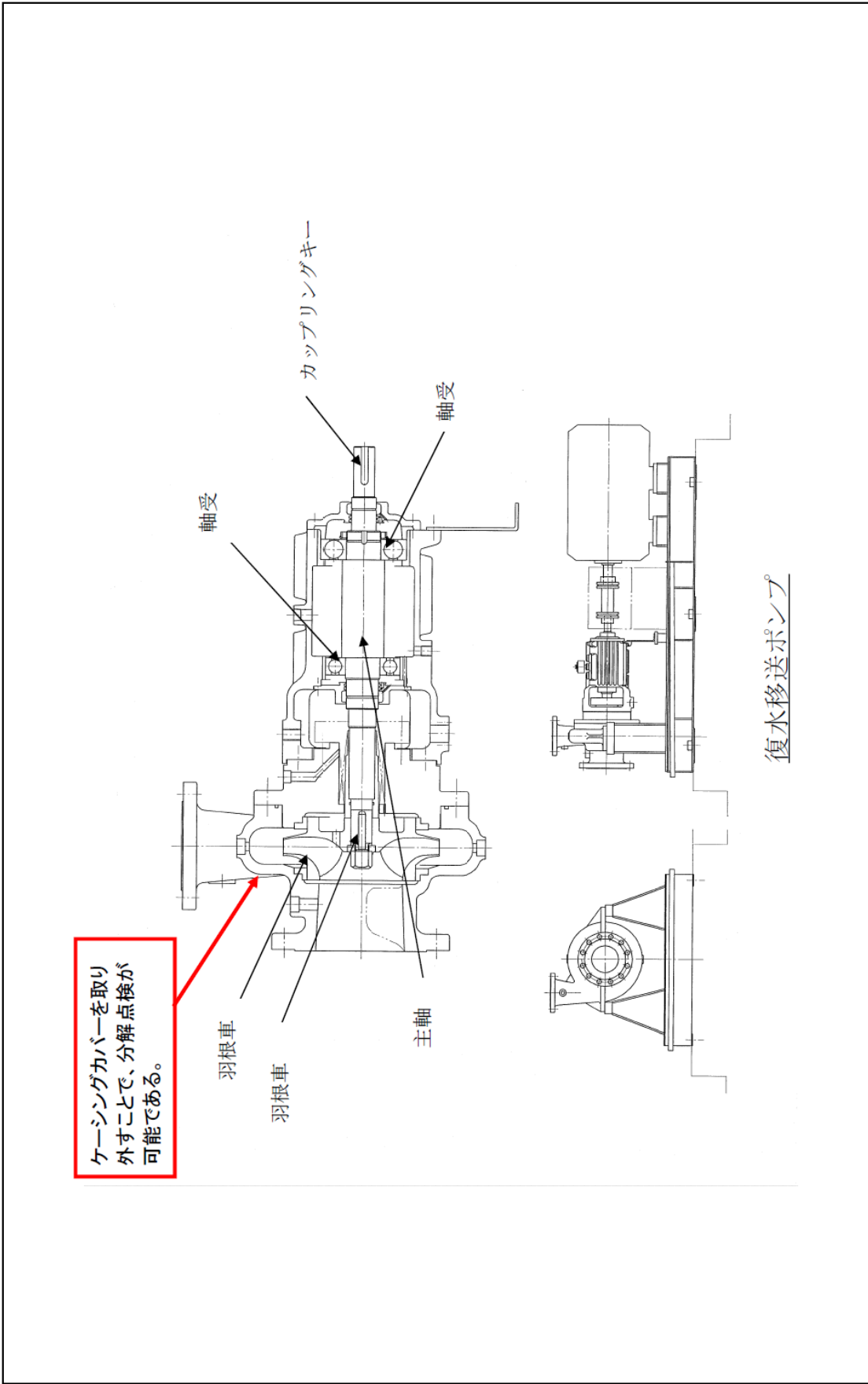


図1 構造図（復水移送ポンプ）

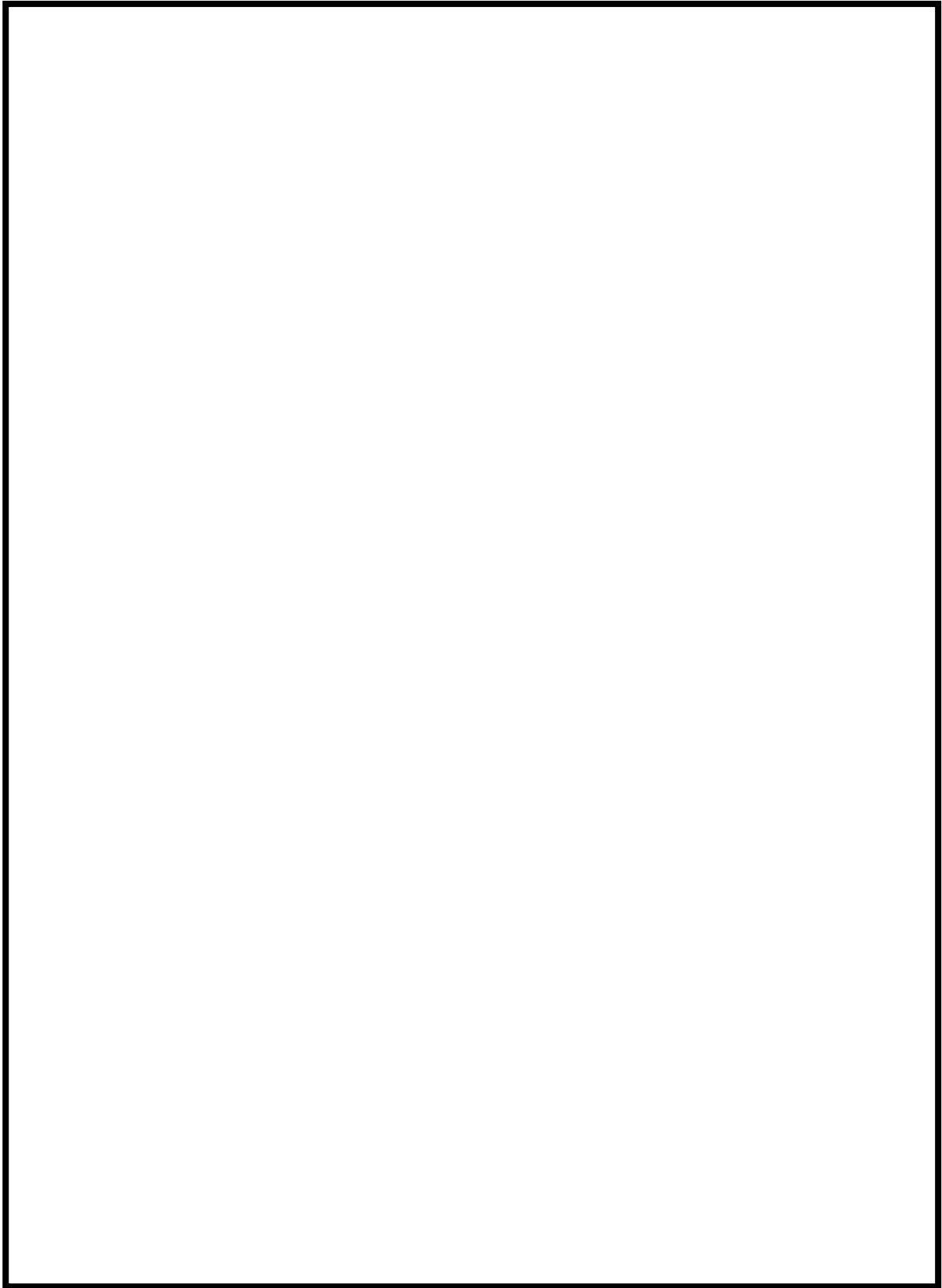


図2 運転性能検査系統図（格納容器下部注水系（常設）（6号炉））

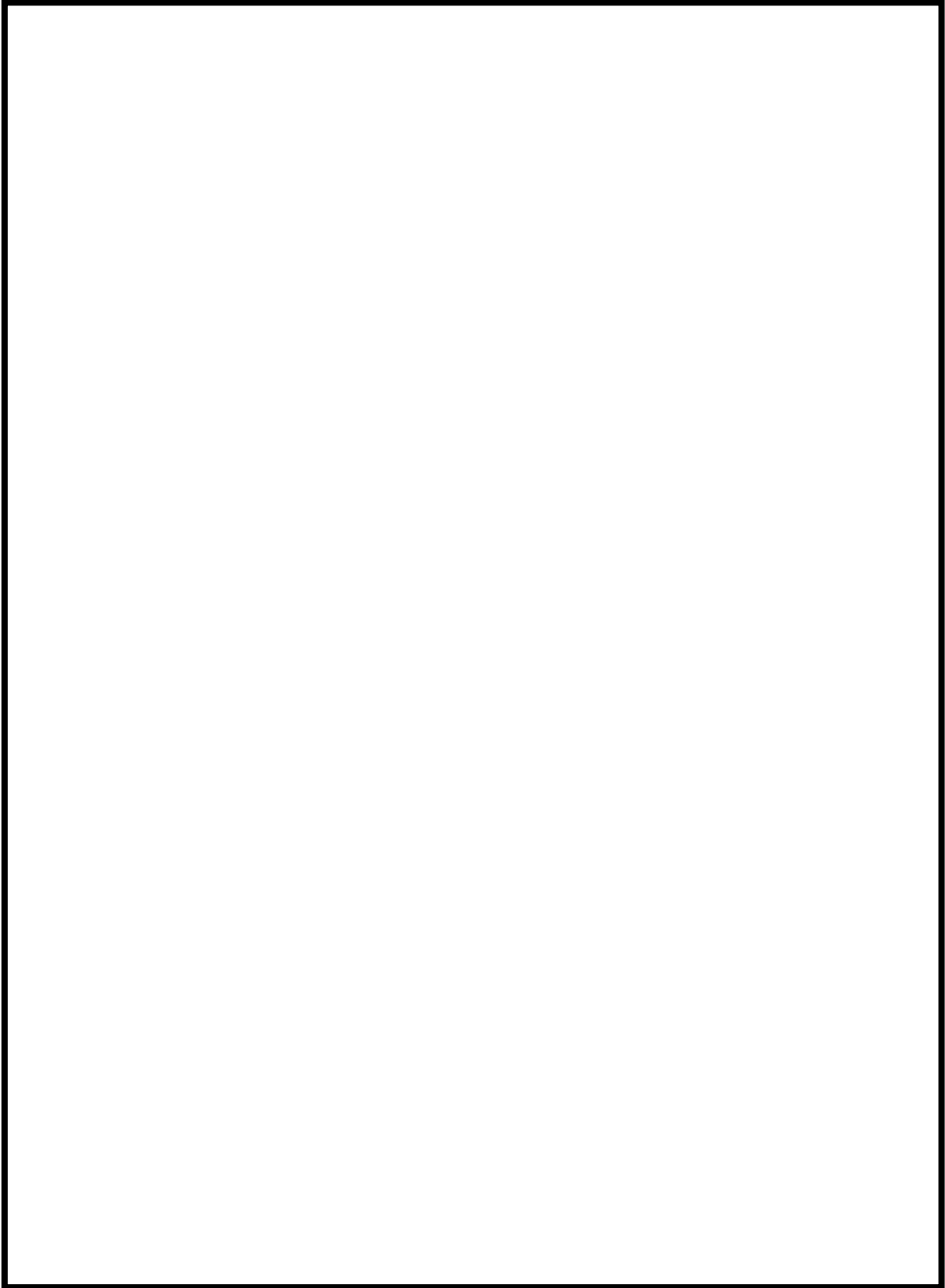
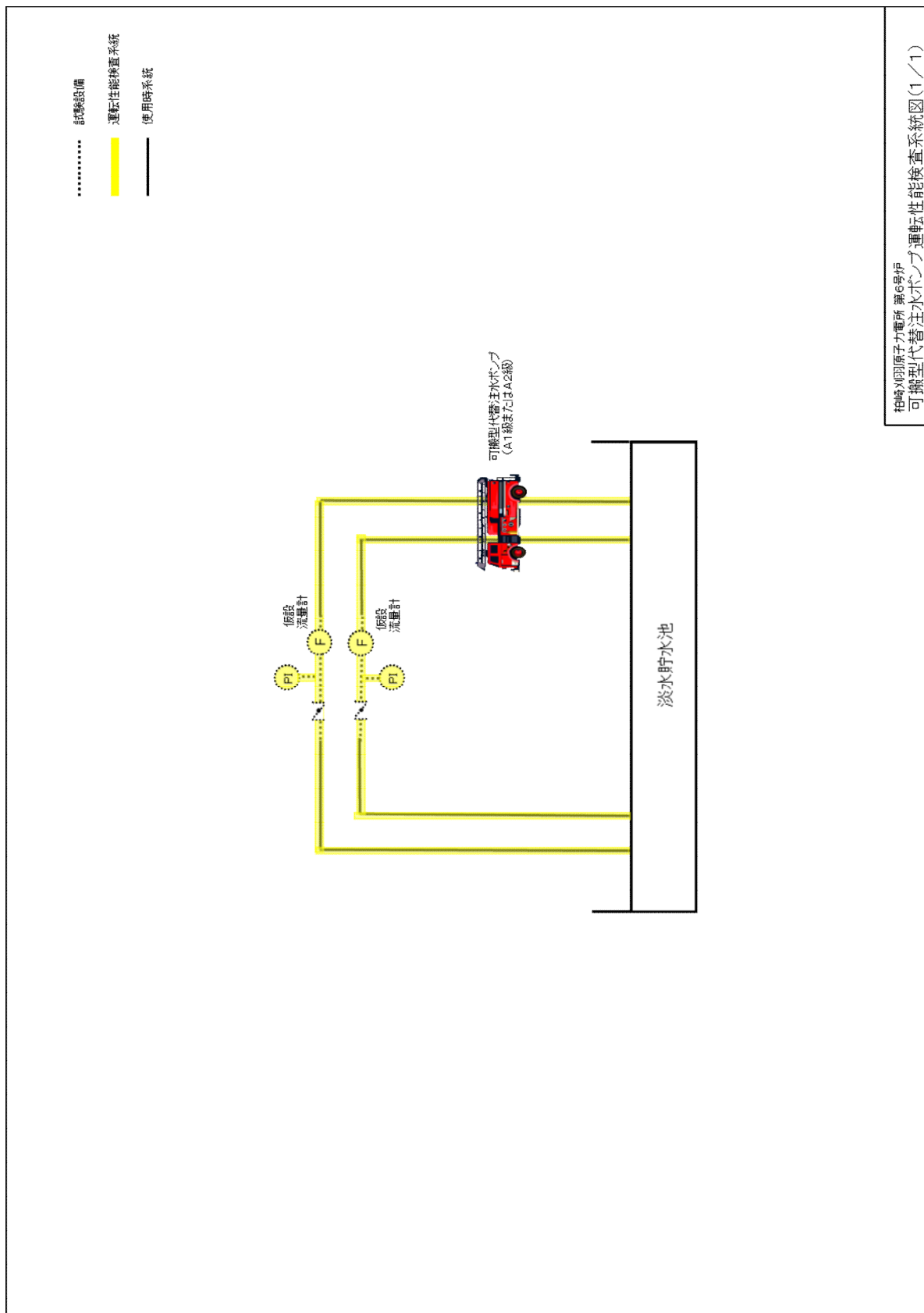
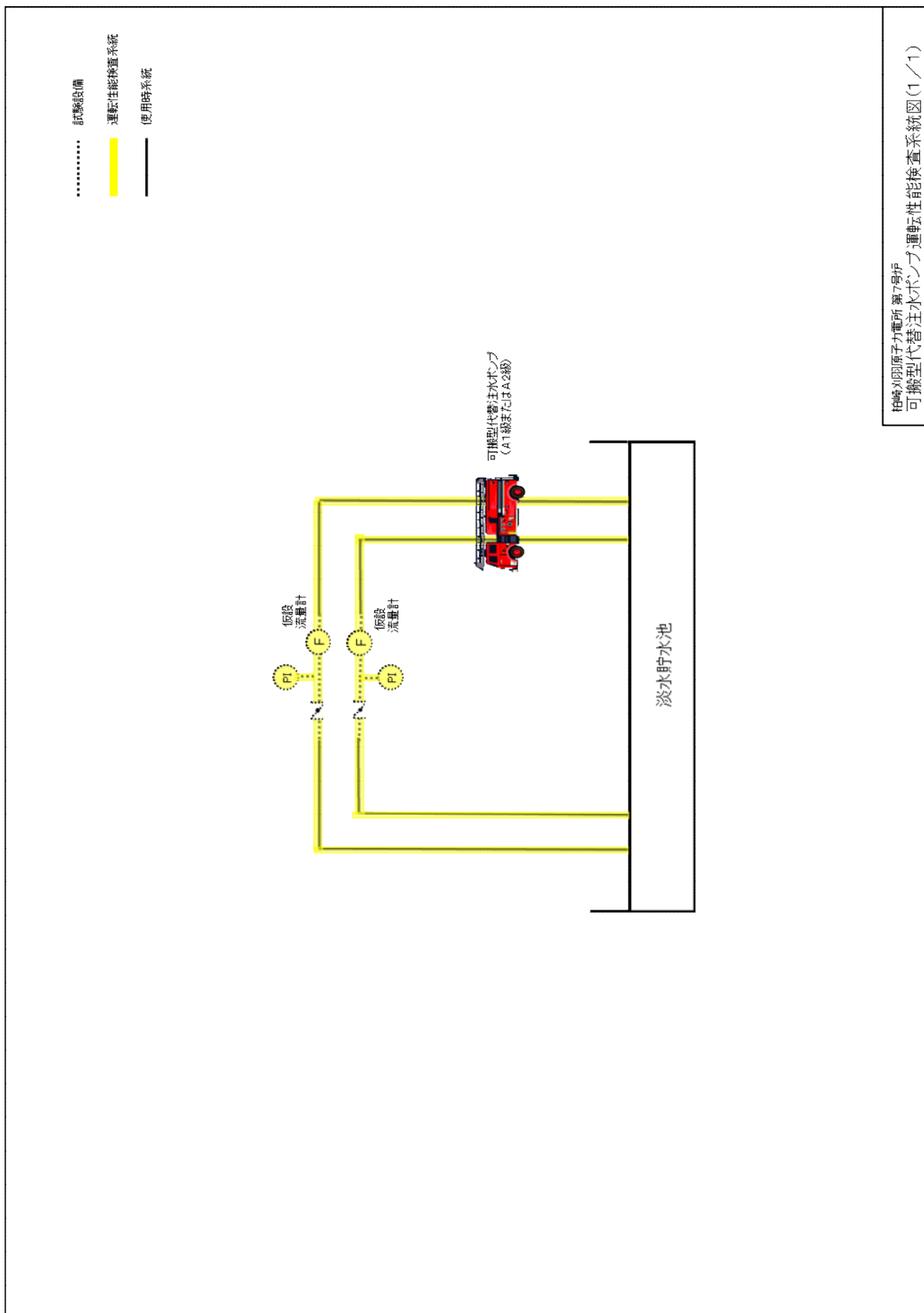


図3 運転性能検査系統図（格納容器下部注水系（常設）（7号炉））



柏崎刈羽原子力発電所 第6号炉
可搬型代替注水ポンプ運転性能検査系統図(1/1)

図4 運転性能検査系統図 (6号炉可搬型代替注水ポンプ)



柏崎刈羽原子力発電所 第7号炉
可搬型代替注水ポンプ運転性能検査系統図(1/1)

図5 運転性能検査系統図 (7号炉可搬型代替注水ポンプ)

51-6
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		復水移送ポンプ
容量	m ³ /h	90 以上 (注 1) (125 (注 2))
全揚程	m	6 号炉 : 82 以上, 7 号炉 : 74 以上 (注 1) (85 (注 2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW	6 号炉 : <input type="text"/> 以上, 7 号炉 : <input type="text"/> 以上 (注 1) (55 (注 2))
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す
<p>() 内は格納容器下部注水時の使用条件を示す。</p> <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。</p> <p>格納容器下部注水系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、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故対処設備を設置する。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。</p> <p>なお、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、1 プラントあたり 3 台設置しており、このうち必要台数は 1 台であり、2 台を予備として確保する。</p>		

1. 容量 90 m³/h 以上 (注1) (125 m³/h (注2))

格納容器下部注水する場合の復水移送ポンプの容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注入流量が約2時間で180m³であることから、1時間あたり90m³/h必要とする。

したがって、設計基準対処施設で使用する復水移送ポンプの公称値125m³/hの内数であることから格納容器下部注水する場合の公称値も同様に125m³/hとする。

なお、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、原子炉格納容器破損前の0.62MPa(2Pd)を超える前に、格納容器下部には2mの水位を確保することとしている。

2. 揚程 6号炉：82m、7号炉：74m (注1) (85 (注2))

原子炉格納容器下部注水する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差（大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力差）、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

【6号炉】

<格納容器圧力が約2Pd（約0.62MPa）の場合>

水源と移送先の圧力差	約	□	m
静水頭	約		m
機器及び配管・弁類圧損	約		m

合計 約 82 m

【7号炉】

<格納容器圧力が約 2Pd (約 0.62MPa) の場合>

水源と移送先の圧力差	約	□	m
静水頭	約	□	m
機器及び配管・弁類圧損	約	□	m

合計約 74 m

以上より、格納容器下部注水する場合の復水移送ポンプの揚程は6号炉で82m、7号炉で74mである。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締め切り運転時の揚程約□ m (約□ MPa) に静水頭約□ m (約□ MPa) を加えた約□ MPa を上回る圧力として 1.37 MPa としており、重大事故時に原子炉格納容器下部注水系として原子炉に注入する場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、水源の復水貯蔵槽の最高使用温度に合わせ 66℃としており、重大事故等時に原子炉格納容器下部注水系として原子炉に注入する場合の温度もこれと同様である。

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

5. 原動機出力 6号炉： kW 以上，7号炉： kW 以上（注1）（55 kW（注2））

【6号炉】

格納容器下部注水系として使用する復水移送ポンプの容量90m³/h，揚程82m，
のときの必要軸動力は，以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((90/3,600) \times 82) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} = \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 90

H : ポンプ揚程 (m) = 82

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = 約 (図1 参照)

(参考文献：「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より，設計基準対処施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の
公称値は 55kW であり，格納容器下部注水系として使用する復水移送ポンプの
揚程はこの内数であることから同様の 55kW とする。

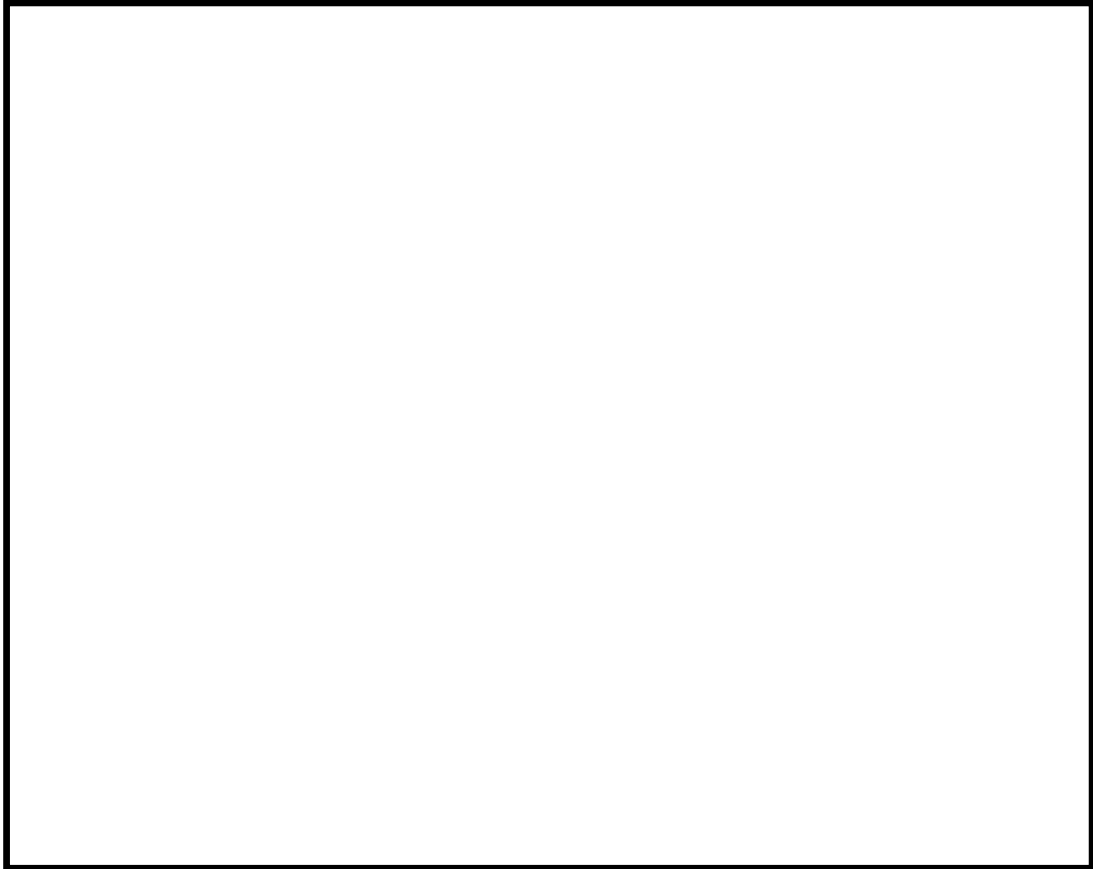


図1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

【7号炉】

格納容器下部注水系として使用する復水移送ポンプの容量90m³/h, 揚程74m, のときの必要軸動力は, 以下のとおり約□ kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((90/3,600) \times 74) / (\square / 100) \\ &= \square \text{ kW} = \square \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 90
H : ポンプ揚程 (m) = 74
η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = 約 □ (図1参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より, 設計基準対処施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の公称値は55kWであり, 格納容器下部注水系として使用する復水移送ポンプの揚程はこの内数であることから同様の55kWとする。

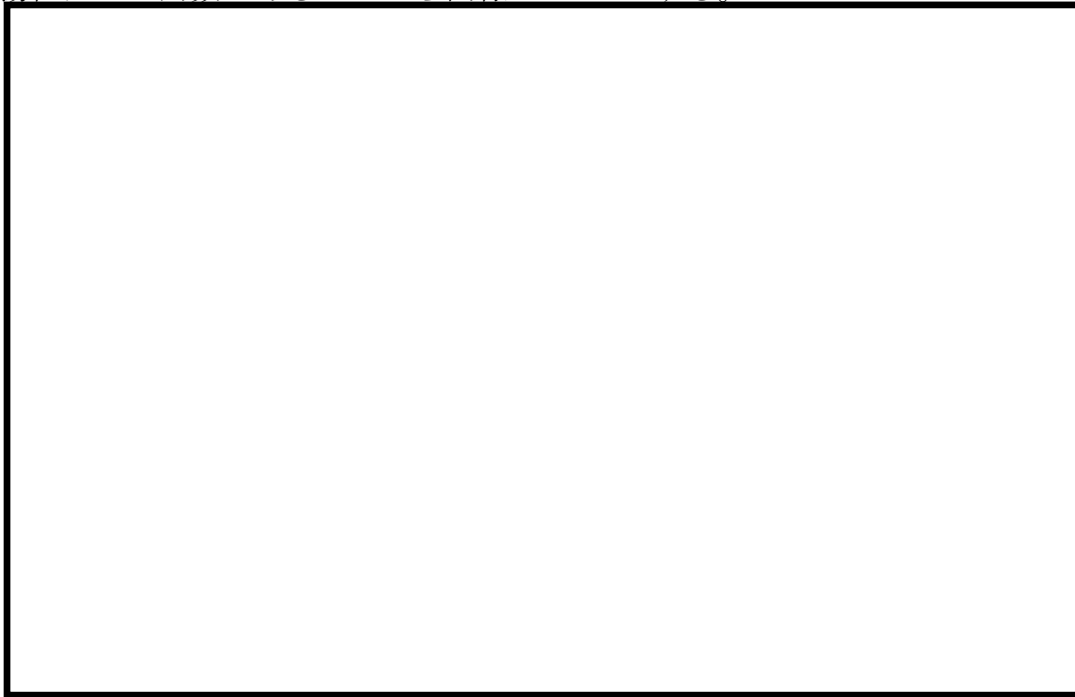


図2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

名 称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m ³ /h	90 以上 (注 1) (120 (注 2))
吐出圧力	MPa	1.74 (注 1) (0.85 (注 2))
最高使用圧力	MPa	1.74
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW	110
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

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故時等に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系 (可搬) として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故対処設備を設置する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、防火水槽を水源として原子炉建屋外壁に設置されている複数の接続口に接続し、復水補給水系配管及び格納容器下部注水系配管を経由して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。

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時において、格納容器下部注水に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 セット 3 台使用する。保有数は 1 基あたり 2 セットで 6 号炉及び 7 号炉を合わせて 12 台、また、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台 (共用) の合計 13 台を分散して保管する。

1. 容量 90 m³/h (注1) (120 m³/h (注2))

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付資料十) において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注入流量が 90m³/h である。

これを上回るものとして、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 120m³/h (注2) 以上とする。

2. 吐出圧力 6号炉 : 1.74 MPa (注1) (0.85 (注2))

格納容器下部注水系として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の揚程は、淡水又は海水を原子炉に注入する場合の、水源と移送先の圧力差 (大気開放である防火水槽等と移送先の圧力の圧力差)、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を基に設定する。

6号炉及び7号炉の複数ある接続口のうち、使用する消防ホースの圧損、ホース湾曲の影響、建屋内配管圧損等を考慮し、最も保守的となる、6号炉原子炉建屋東側の接続口へ接続した場合の揚程を以下に示す。

【6号炉 (東側)】

<格納容器圧力が約 2Pd (約 0.62MPa) >

・MUWC 可搬型接続口 (東) (屋内ホース引き回し) の場合

最終吐出端必要圧力	約		MPa
静水頭	約		MPa
ホース圧損	約		MPa※1
ホース湾曲による影響	約		MPa※1
機器類圧損	約		MPa

合計 約 1.74 MPa

※1 ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については 51-6-11, 12 参照。

詳細設計においては、重大事故時のホースの取り回し、作業性、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。

以上より、格納容器下部注水する場合に必要な吐出圧力は約 1.74MPa となるが、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、公称値は規格値の 0.85MPa とする。



上記の揚程の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため、NPSHの評価を行った。

<接続口側可搬型代替注水ポンプ>

格納容器下部注水に必要な流量 (90m³/h) 及び揚程 (1.74MPa) から、ポンプの必要回転数を 3200rpm とする。この回転数において、所定の流量を確保するためのNPSH (必要NPSH) は、図 4 の水頭に余裕を見込み、 m とする。



図4 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）NPSH

一方、有効NPSHは、水源となる防火水槽の設置条件から、下記のとおり算出する。

$$\text{有効NPSH} = H_a + H_s - H_l - h_s$$

ここで、 H_a ：元車からの吐出圧力

H_s ：揚程

H_l ：吸込圧損

h_s ：飽和蒸気圧水頭

ポンプにおいてキャビテーションの発生を防ぐため、有効NPSH > 必要NPSHとなる H_a を設定すると、 H_a は0.37MPaとなる。

<防火水槽側可搬型代替注水ポンプ>

接続口側可搬型代替注水ポンプに必要な流量(45m³/h/台)及び揚程(0.37MPa)から、ポンプの必要回転数を2200rpmとする。この回転数において、所定の流量を確保するためのNPSH(必要NPSH)は、図4の水頭に余裕を見込み、mとする。

一方、有効NPSHは、水源となる防火水槽の設置条件から、下記のとおり算出する。

$$\begin{aligned} \text{有効NPSH} &= H_a' + H_s' - H_l' - h_s' \\ &= 10.3 - 4.6 - \text{} - 0.8 \\ &= \text{} \text{m} \end{aligned}$$

ここで、 H_a' ：大気圧

H_s' ：吸込揚程

H_l' ：吸管圧損

h_s' ：飽和蒸気圧水頭

これらの算出結果から、有効NPSH (m) > 必要NPSH (m) を満足するため、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

格納容器下部注水に必要となる吐出圧力は 1.74MPa であり、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いた注水先への注水シナリオのうち、吐出圧が最大となることから、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の最高使用圧力は 1.74MPa とする。

4. 最高使用温度 40℃

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の最高使用温度は、水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため、40℃とする。

5. 原動機出力 約 110kW/台

原子炉格納容器下部注水系 (可搬) として使用する可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の原動機については、必要な性能 (消防法に基づく技術上の規格) を発揮する出力を有するものとして約 110kW とする。

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である、『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

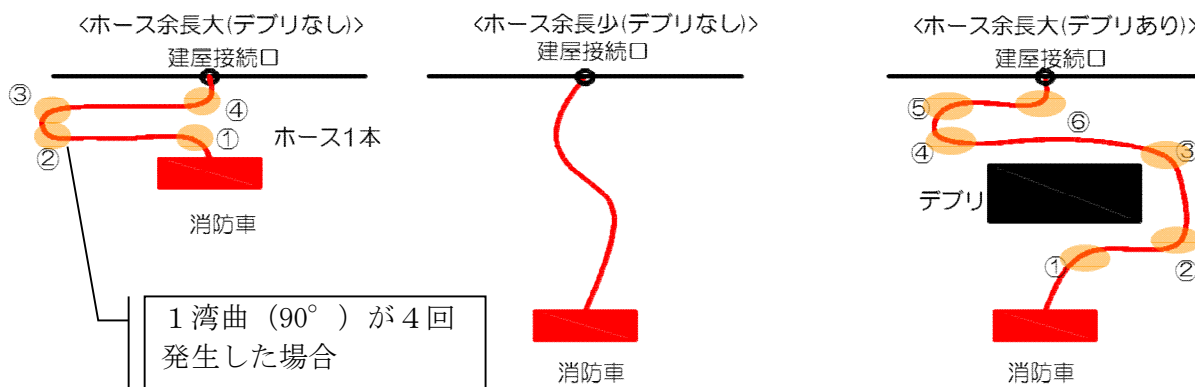


図1 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 h_c >

$$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$$

○損失ヘッド f_c

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧に記載されている曲率半径 1000mm における 90° 湾曲時の損失ヘッドである

$$f_c = 0.068 \dots [\text{MPa}] (i)$$

を引用する。

○流速 v

$$v = Q/A$$

・ Q = 流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

ここでは、例示として、90 [m³/h] の場合の計算を示す。

ホース 2 線で送水した場合、1 線あたり 45 [m³/h] = 0.75 [m³/min] となる。

・ A = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから、75A のホースを使用した場合を想定すると、 $r = 0.038$ [m] となる。よって、 $A = 0.00454$ [m²]

・流速 $v=Q/A$ より

$$v=165.1982[\text{m}/\text{min}]$$
$$= \underline{2.7533[\text{m}/\text{s}] \cdots (\text{ii})}$$

○上記(i)(ii)より, 1湾曲(90°)あたりの圧力損失を求める。

$hc=fc \times v^2 / (2g)$ より, 重力加速度 $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$ を用いて

$$hc=0.068 \times (2.7533^2 / (2 \times 9.8)) \times 3$$

$$= \underline{0.079[\text{m}]}$$

格納容器下部注水と代替格納容器スプレイ冷却の同時使用について

格納容器下部注水は、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイと同時に行われることを想定している。格納容器下部注水を行う場合において、原子炉压力容器の破損前は、格納容器下部注水系により $90\text{m}^3/\text{h}$ で格納容器下部に注水し水位 2m の水張りを実施し、同時に代替格納容器スプレイ冷却系により $70\text{m}^3/\text{h}$ で原子炉格納容器内にスプレイすることで原子炉格納容器温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。

また、原子炉压力容器の破損後は、格納容器下部注水系（常設）により崩壊熱相当（注水開始時期を考慮すると最大 $50\text{m}^3/\text{h}$ ）の注水を行い、原子炉格納容器圧力が $465\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系の流量を $130\text{m}^3/\text{h}$ 以上にすることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。

従って、格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイは表 1 の通り同時に注水することを考慮している。注水系統図を図 1～2 に示すが、いずれの系統も復水移送ポンプを用いるため、表 1 で示す通りに格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイを同時に注水する能力があることを評価により確認する。評価にあたっては、格納容器圧力が高く注水特性評価が保守的となる原子炉压力容器の破損後のケースを用いる。従って、格納容器下部注水 $50\text{m}^3/\text{h}$ と代替格納容器スプレイ $130\text{m}^3/\text{h}$ の同時注水の成立性を確認するために、復水移送ポンプ特性と格納容器下部注水系及び代替格納容器スプレイ系の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図 4 の通りであり、格納容器下部注水が $50\text{m}^3/\text{h}$ である場合、原子炉格納容器圧力が 2Pd ($620\text{kPa}[\text{gage}]$) 時においても、代替格納容器スプレイは $130\text{m}^3/\text{h}$ でスプレイできることが確認できた。

よって、格納容器下部注水時に必要となる格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイ系の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

なお、代替循環冷却による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱も可能であり、図 3 に注水系統図を示す。この場合、代替循環冷却ラインの循環流量は、原子炉格納容器上部に約 $140\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉格納容器下部に約 $50\text{m}^3/\text{h}$ でそれぞれ連続スプレイ及び連続注水する必要があり、これらの流量についても注水可能な設計とする。

表 1 格納容器下部注水，代替格納容器スプレイの同時注水時の必要流量

系統	格納容器下部注水	代替格納容器スプレイ
原子炉压力容器の破損前	$90\text{m}^3/\text{h}$	$70\text{m}^3/\text{h}$
原子炉压力容器の破損後	崩壊熱相当 (最大 $50\text{m}^3/\text{h}$)	$130\text{m}^3/\text{h}$

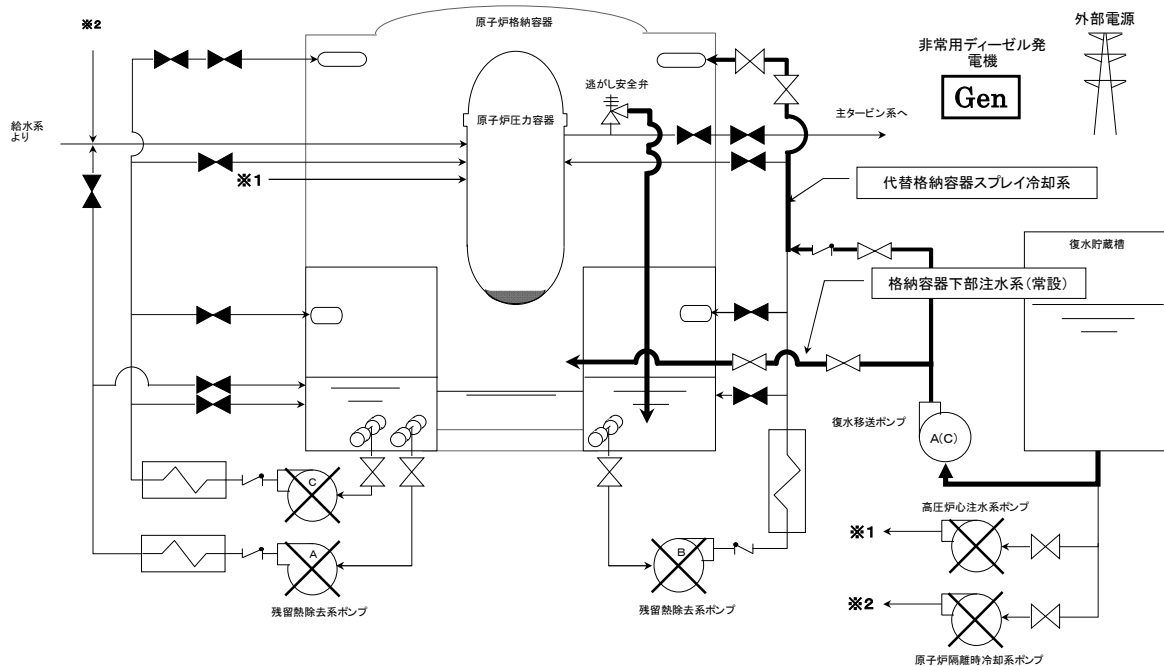


図1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

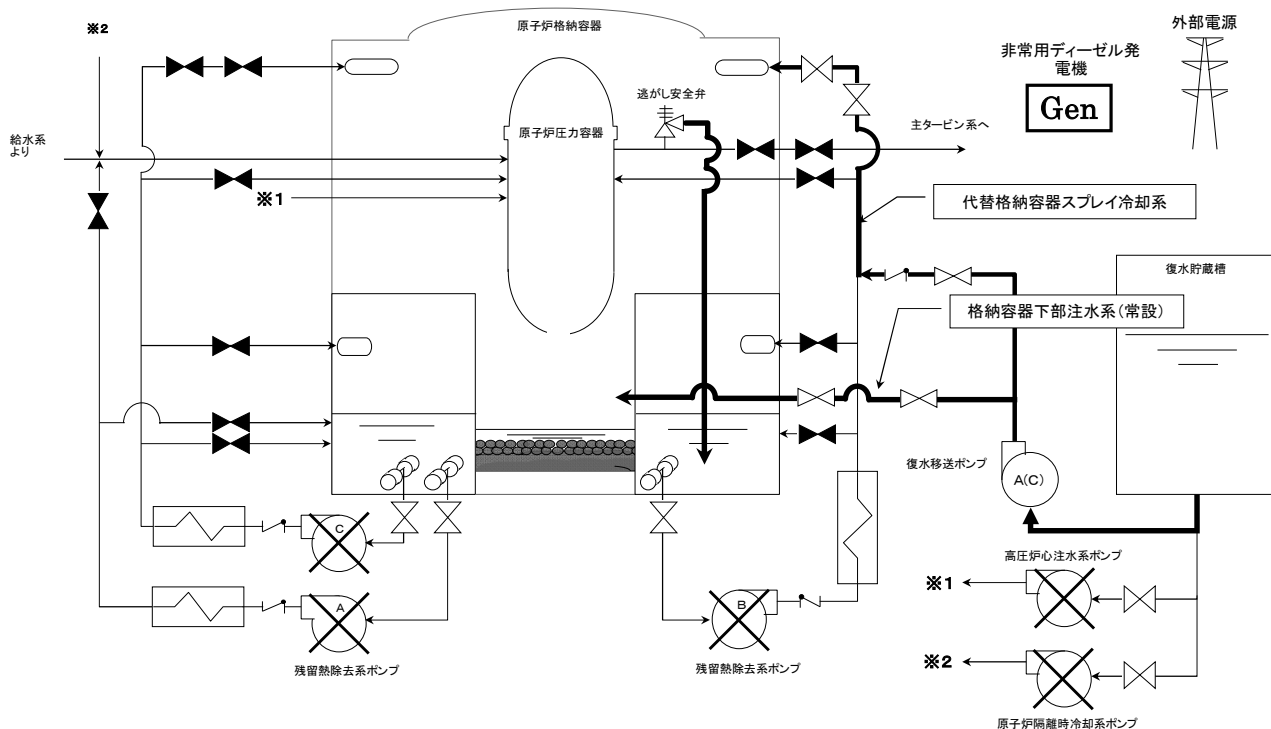


図2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉圧力容器破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

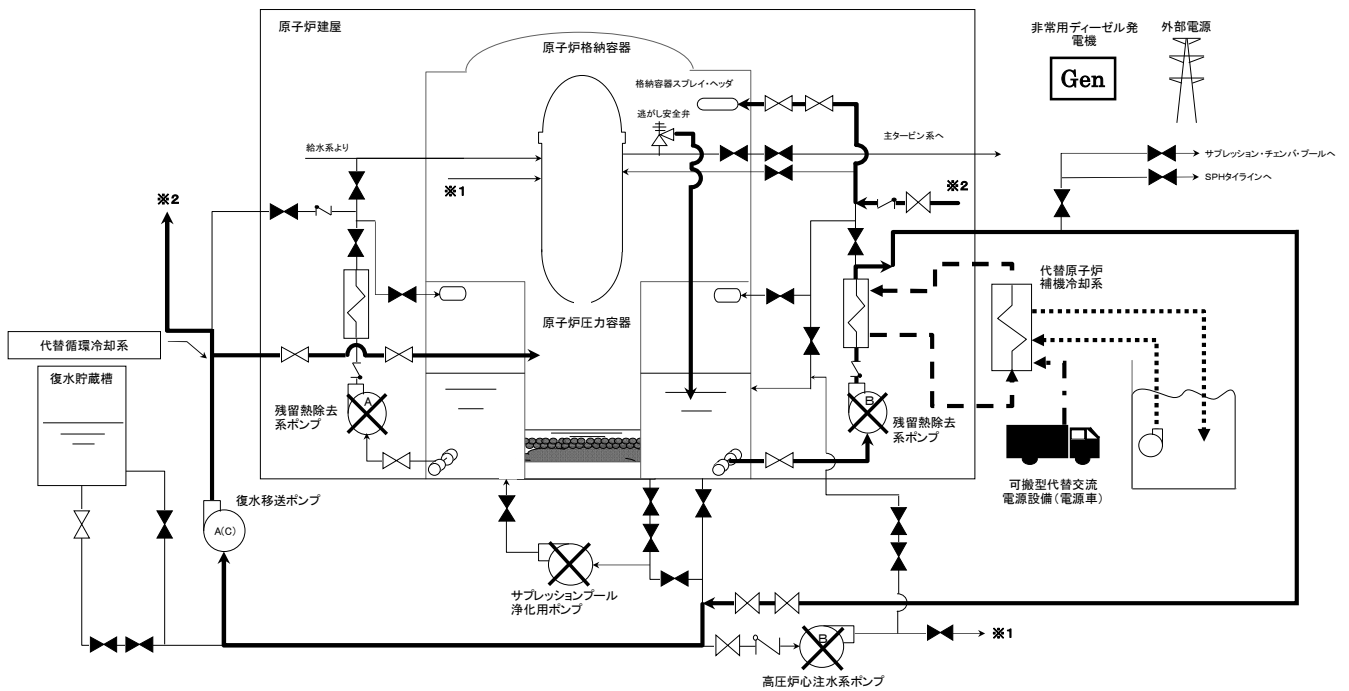


図3 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(代替循環冷却による溶融炉心冷却，原子炉格納容器除熱)

※復水移送ポンプ2台運転の注水特性

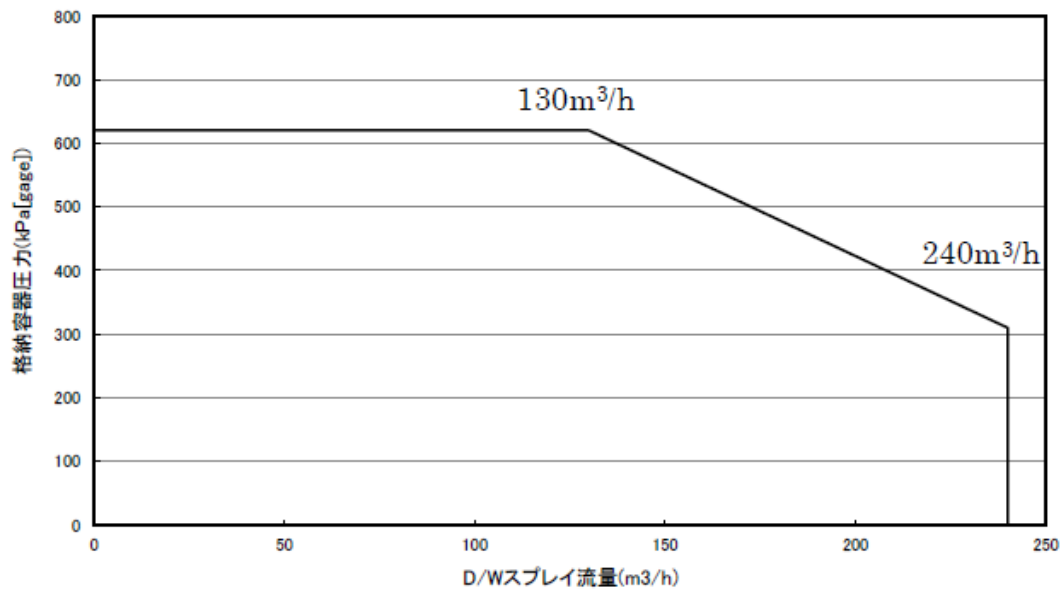


図4 D/W スプレー注水特性 (ペDESTAL 50m³/h 同時注水時)

51-7
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

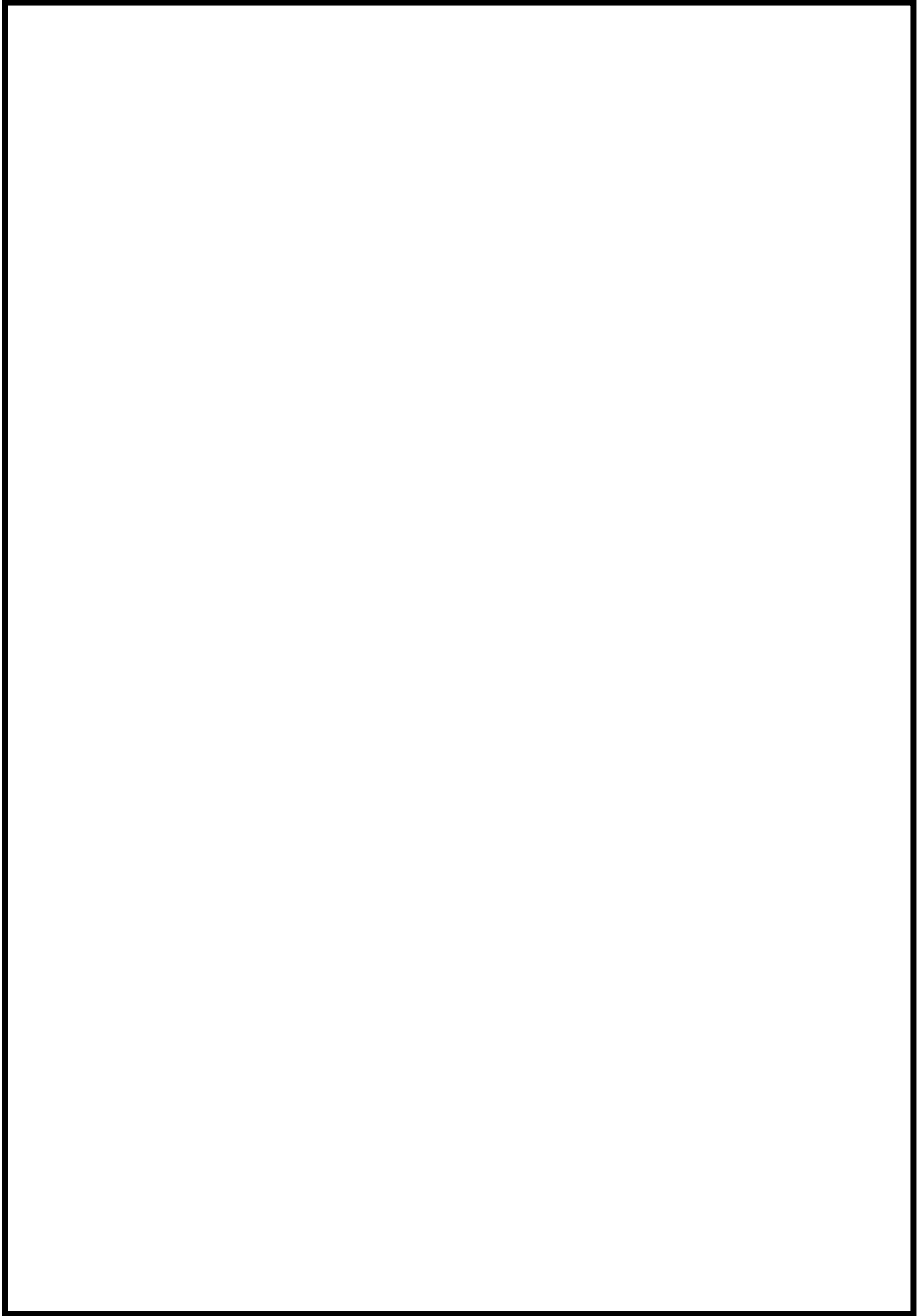


図1 接続図 (防火水槽から接続口)

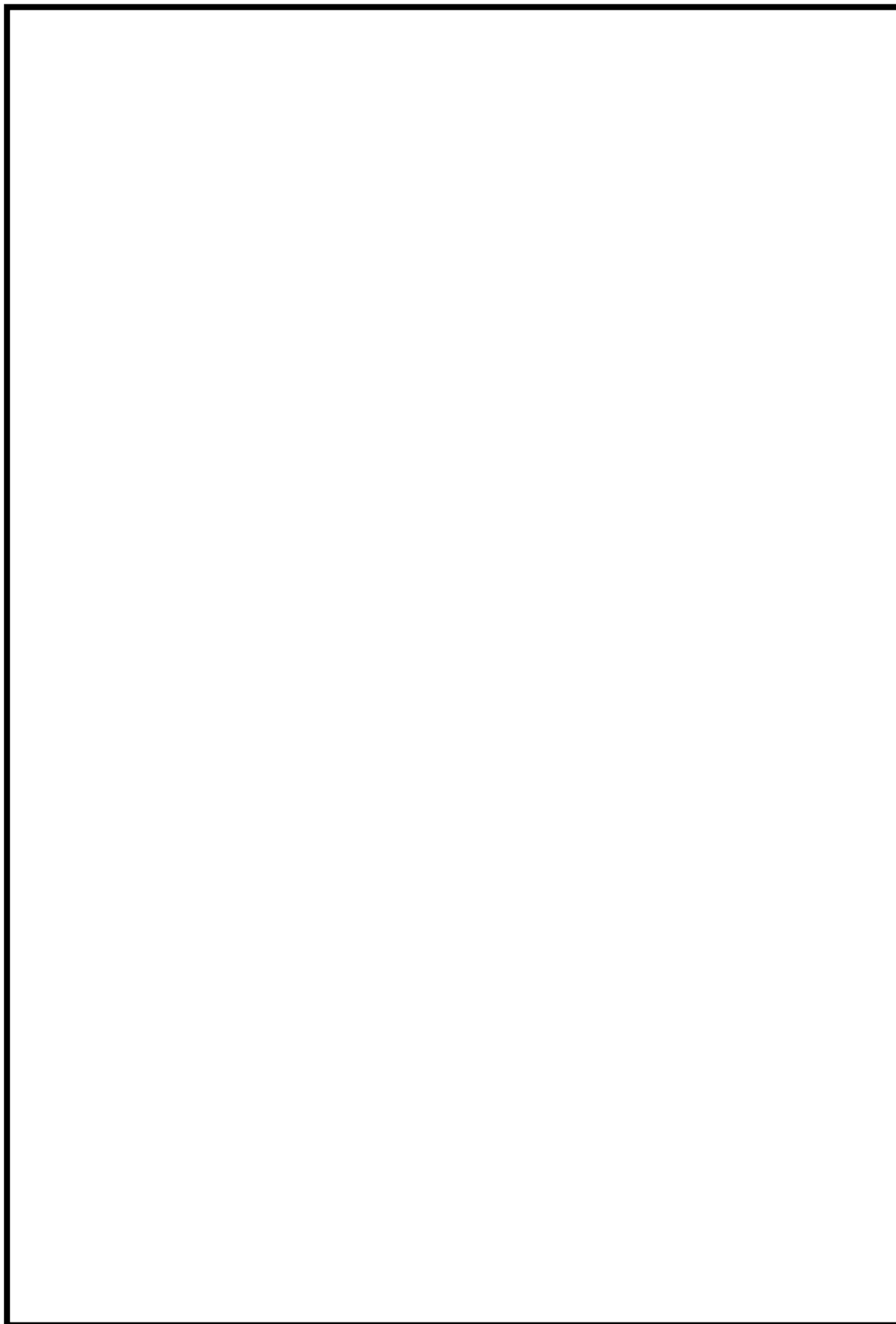


図 2 接続図 (建屋内接続図 6号炉原子炉建屋地上1階)

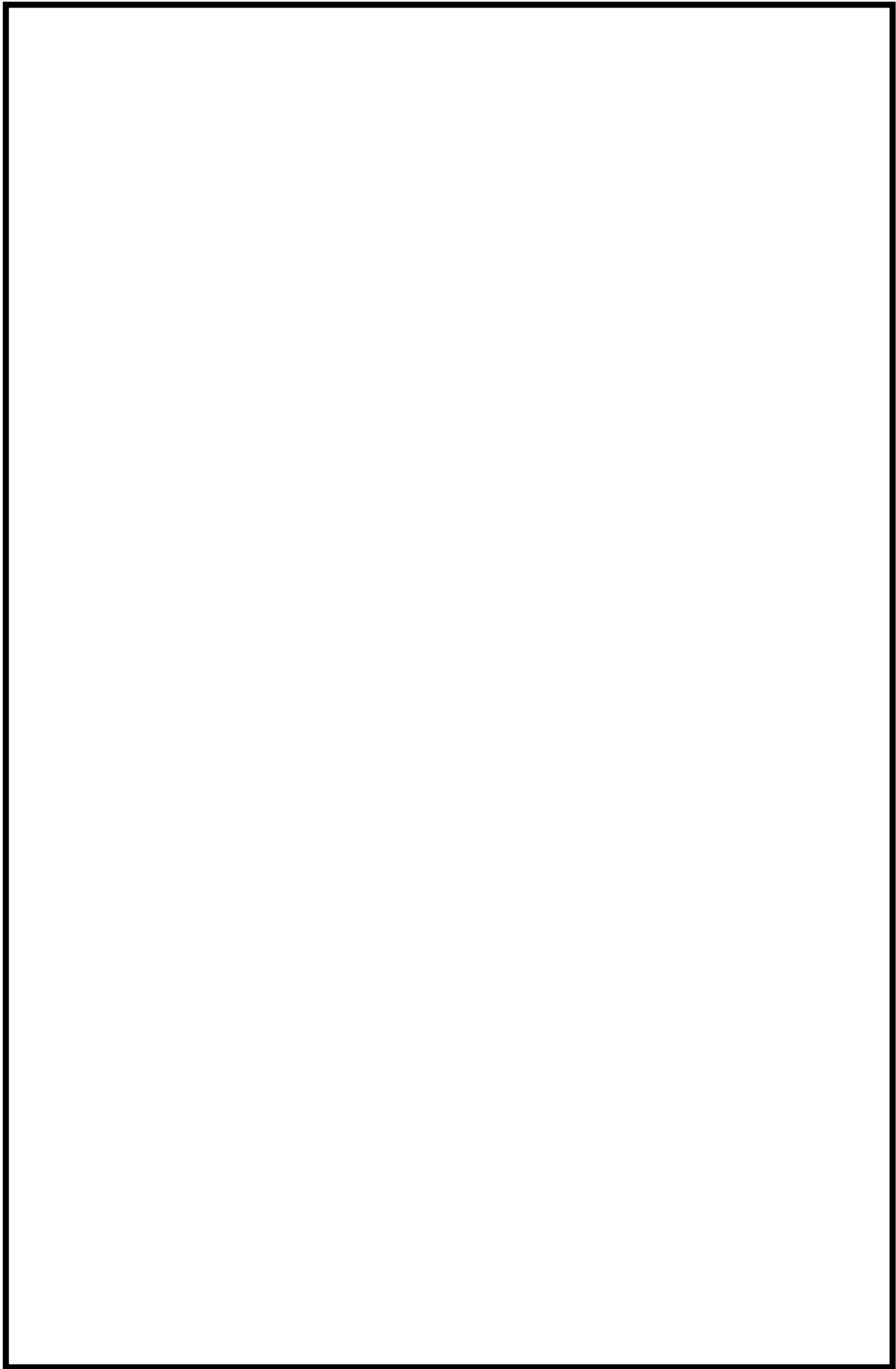


図3 接続図（建屋内接続図 6号炉原子炉建屋地上2階）

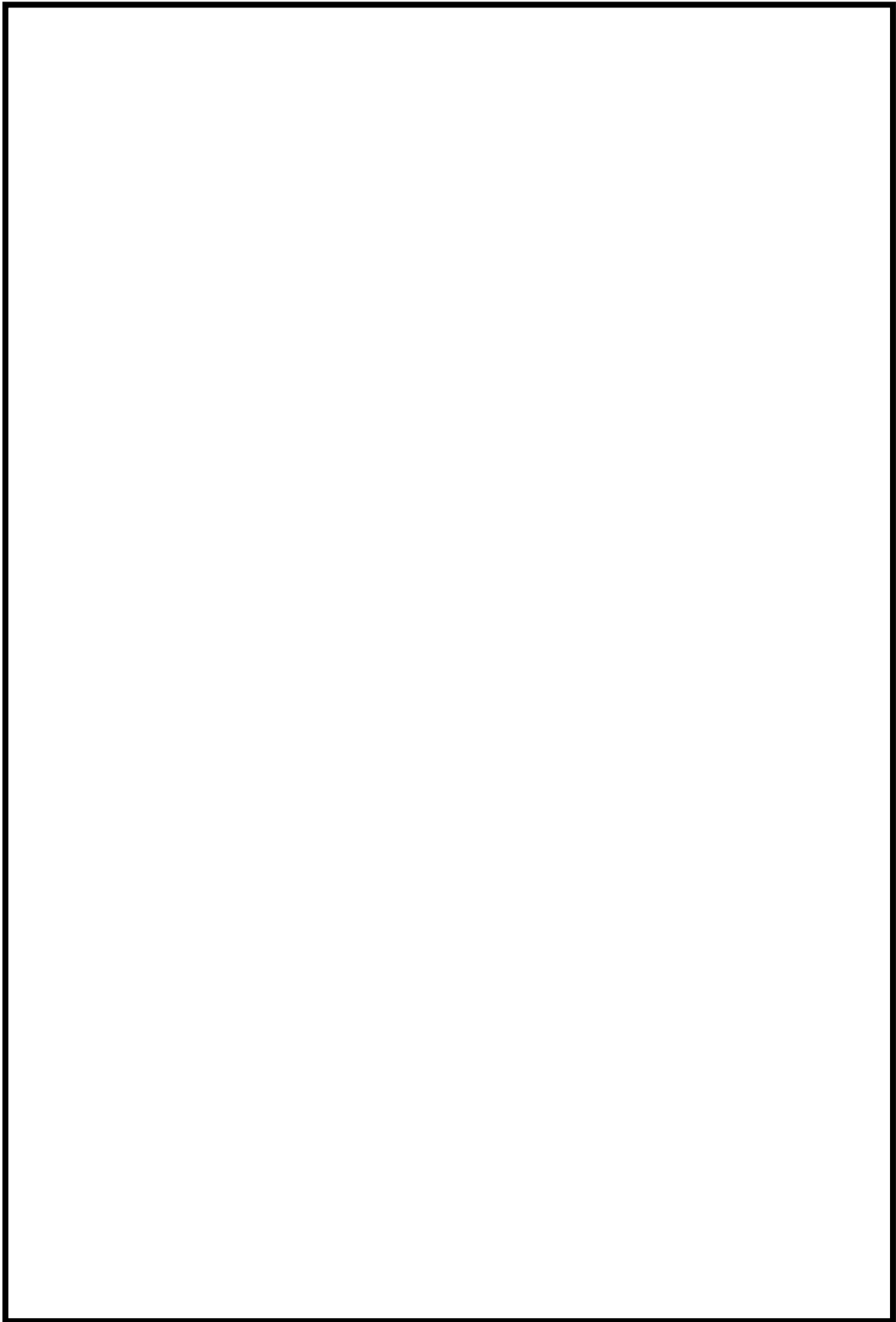


図 4 接続図（建屋内接続図 7号炉原子炉建屋地上1階）

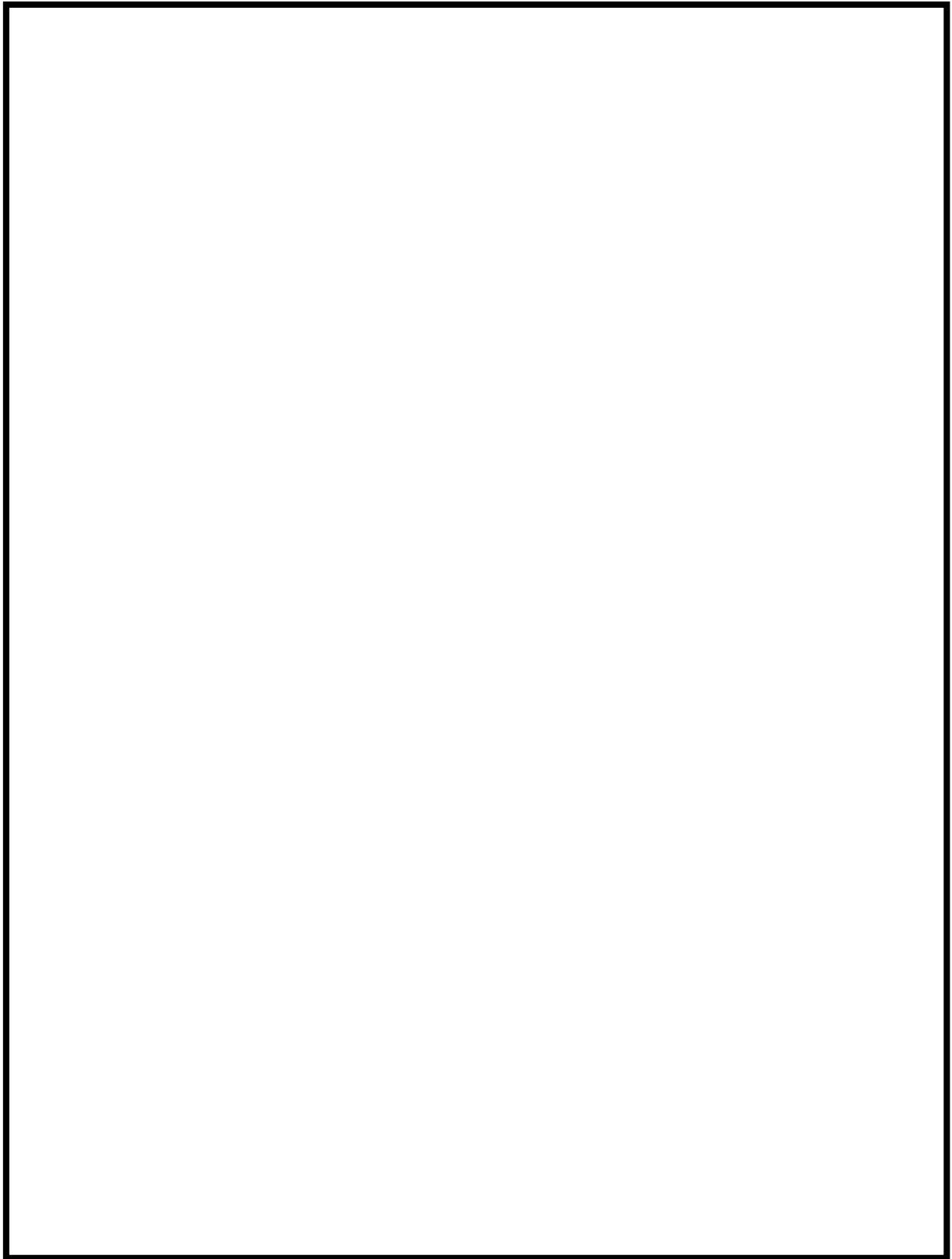


図5 接続図（建屋内接続図 7号炉原子炉建屋地上2階）

51-8
保管場所図

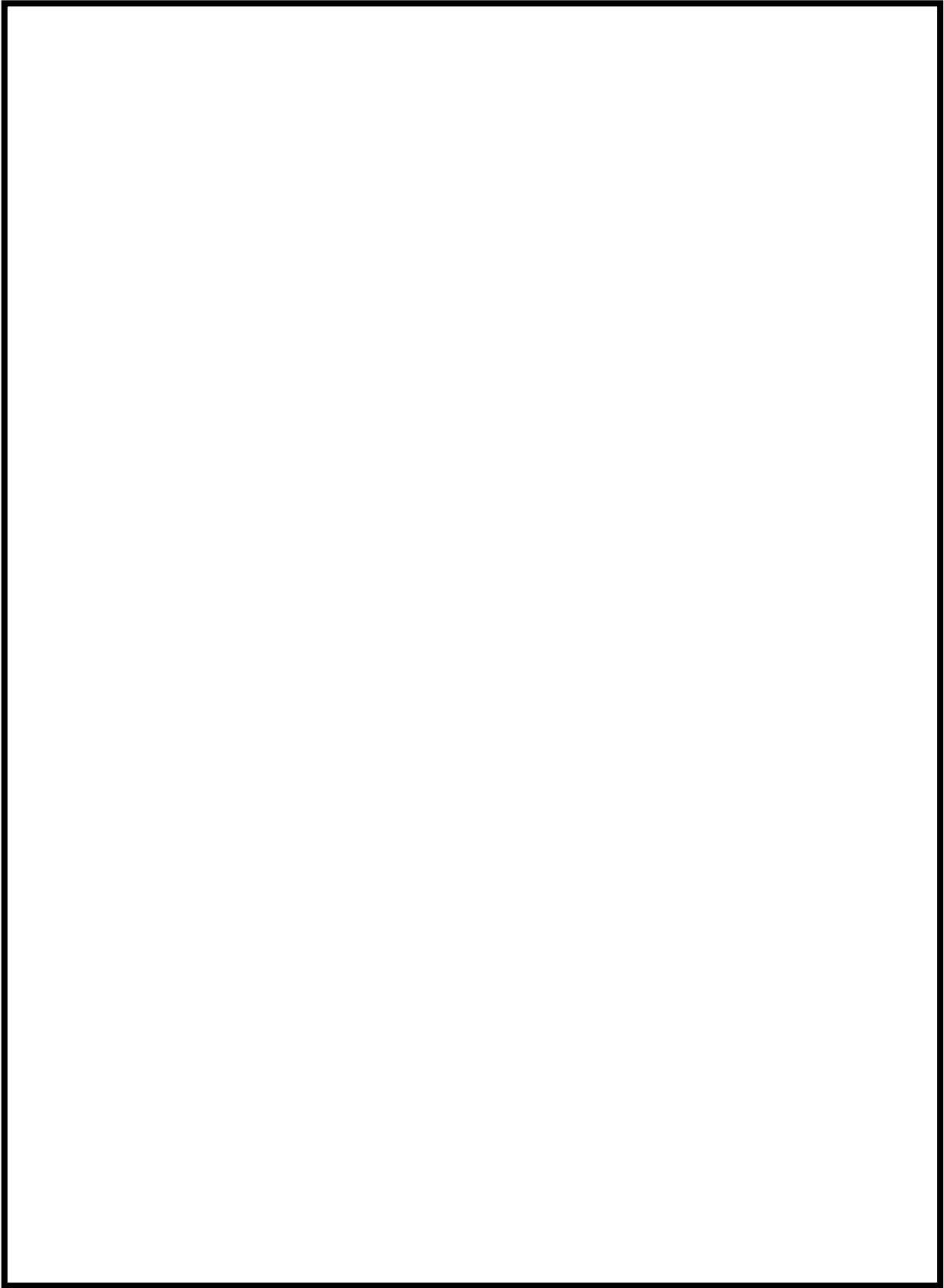


図 1 保管場所図(位置の分散)

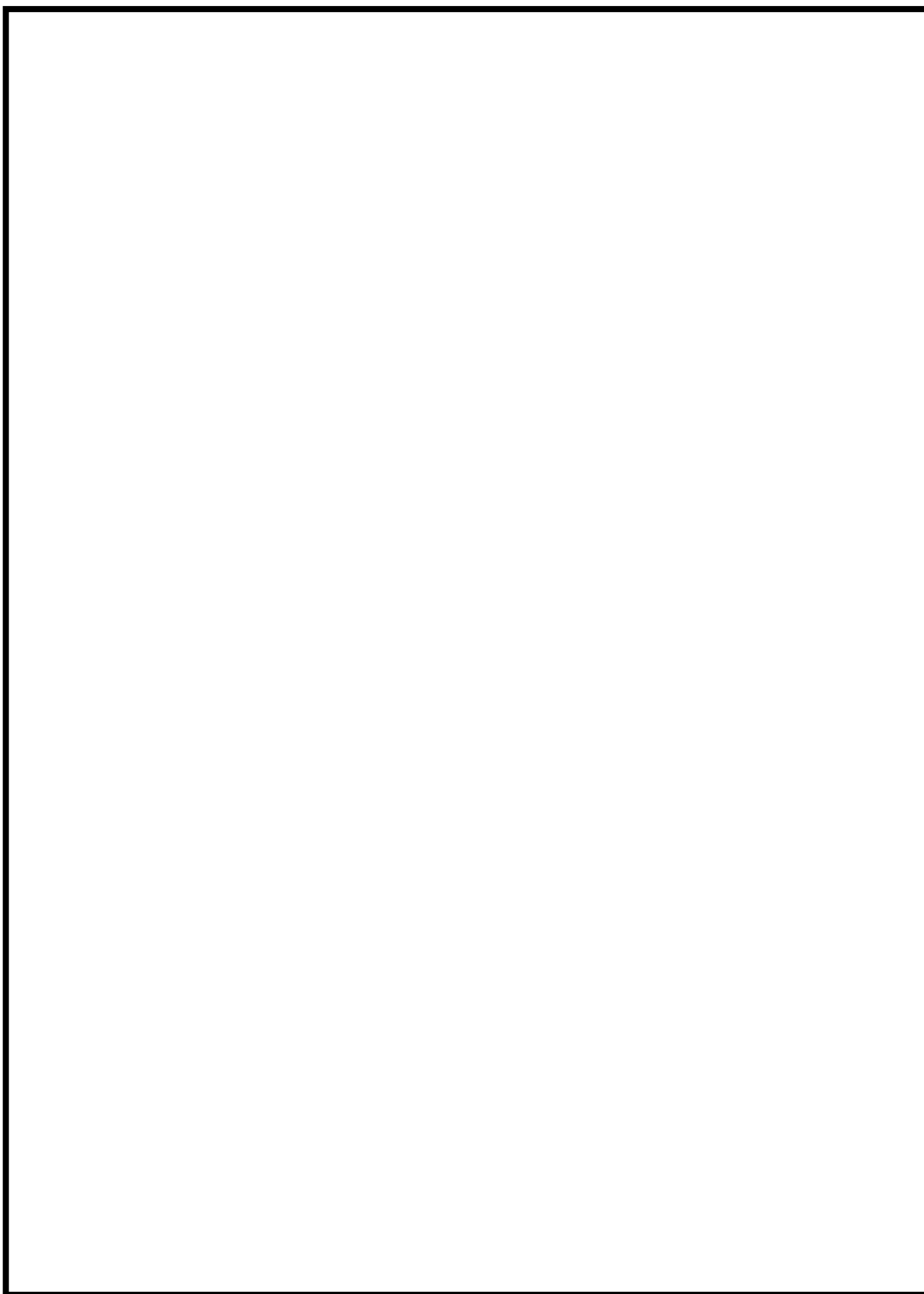


図2 保管場所図（機器配置）

51-9
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋



図 1 保管場所およびアクセスルート図



図 2 地震・津波発生時のアクセスルート

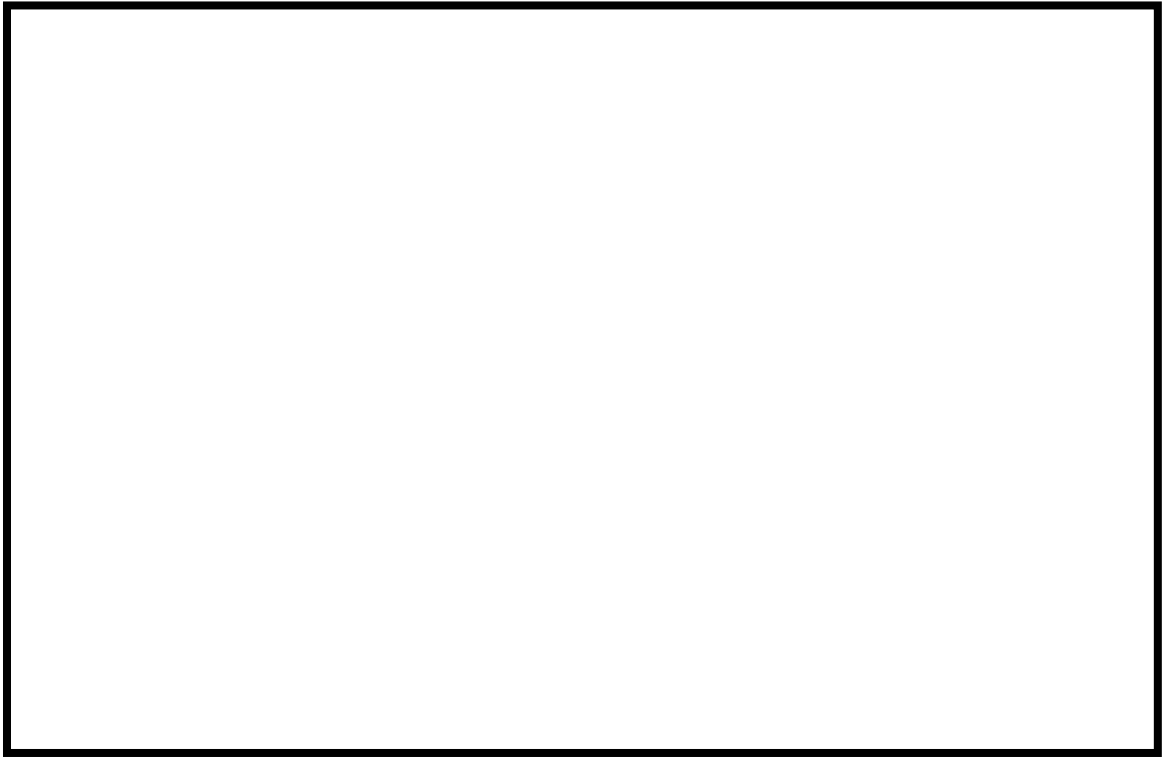


図3 森林火災発生時のアクセスルート

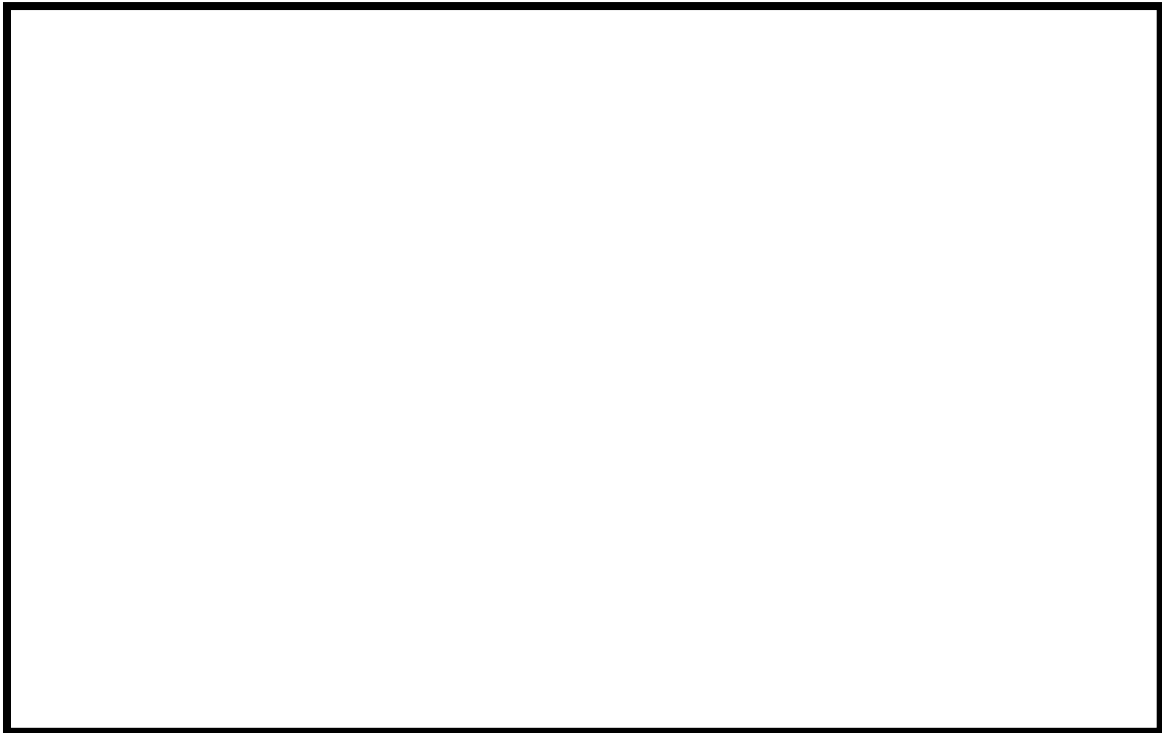


図4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

51-10
その他設備

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

以下に、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、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必要な重大事故等対処施設を選定する。

重大事故等対処施設の選定にあたっては、以下を原則とする。

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

1. 設備概要（自主対策設備）

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、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自主対策設備として、表1に纏めた。以下に、各設備について設備概要を示す。

表1 各系統の位置付け

系統	設計基準対処設備	重大事故時に活用する 設計基準対処設備	重大事故対処設備	自主対策設備
格納容器下部注水系 (常設)	—	—	○	—
格納容器下部注水系 (可搬型)	—	—	○	—
ディーゼル駆動 消火ポンプ	—	—	—	○
コリウム シールド	—	—	—	○

(1) 消火系による原子炉格納容器下部注水

消火系により原子炉格納容器下部へ注水する設備概要を図1に示す。
 消火系による原子炉格納容器下部への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い、全交流動力電源が喪失した場合でも、高台に配備した代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から遠隔で弁操作し、ろ過水タンクを水源として、消火系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心を冷却する機能を有する。

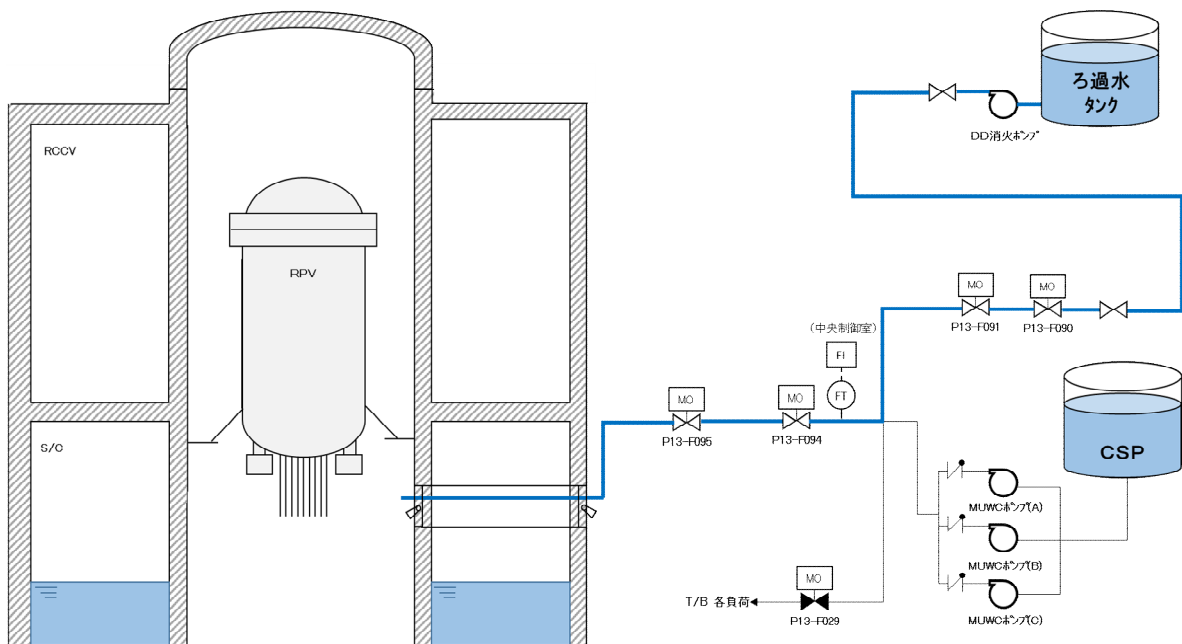


図1 消火系によるデブリ冷却手順の概要図
 (柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(2) コリウムシールド

1. 設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部ドライウェルへの溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶融炉心がドライウェル高電導度廃液サンプル及びドライウェル低電導度廃液サンプル(以下、「ドライウェルサンプル」という。)内に流入する場合、ドライウェルサンプル底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離が小さいことから、サンプル底面コンクリートの浸食により溶融炉心が鋼製ライナに接触し、原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。ドライウェルサンプルへの溶融炉心の流入を防ぎ、かつ原子炉格納容器下部注水設備と合わせて、サンプル底面のコンクリートの浸食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、自主対策設備として原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

図2にコリウムシールド概要図を、表2にコリウムシールド仕様を示す。

コリウムシールドの耐熱材には、高い融点(約2700℃)を有するジルコニアを用い、またコリウムシールドの形状については、全溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下したとしても、コリウムシールドが破損することなく、かつコリウムシールドを乗り越えて溶融炉心がサンプルへ流入することがない設計としている。

更に、次項以降に示すとおり、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することによって、原子炉格納容器並びに原子炉格納容器下部注水設備の機能に及ぼす悪影響が無いことを確認している。

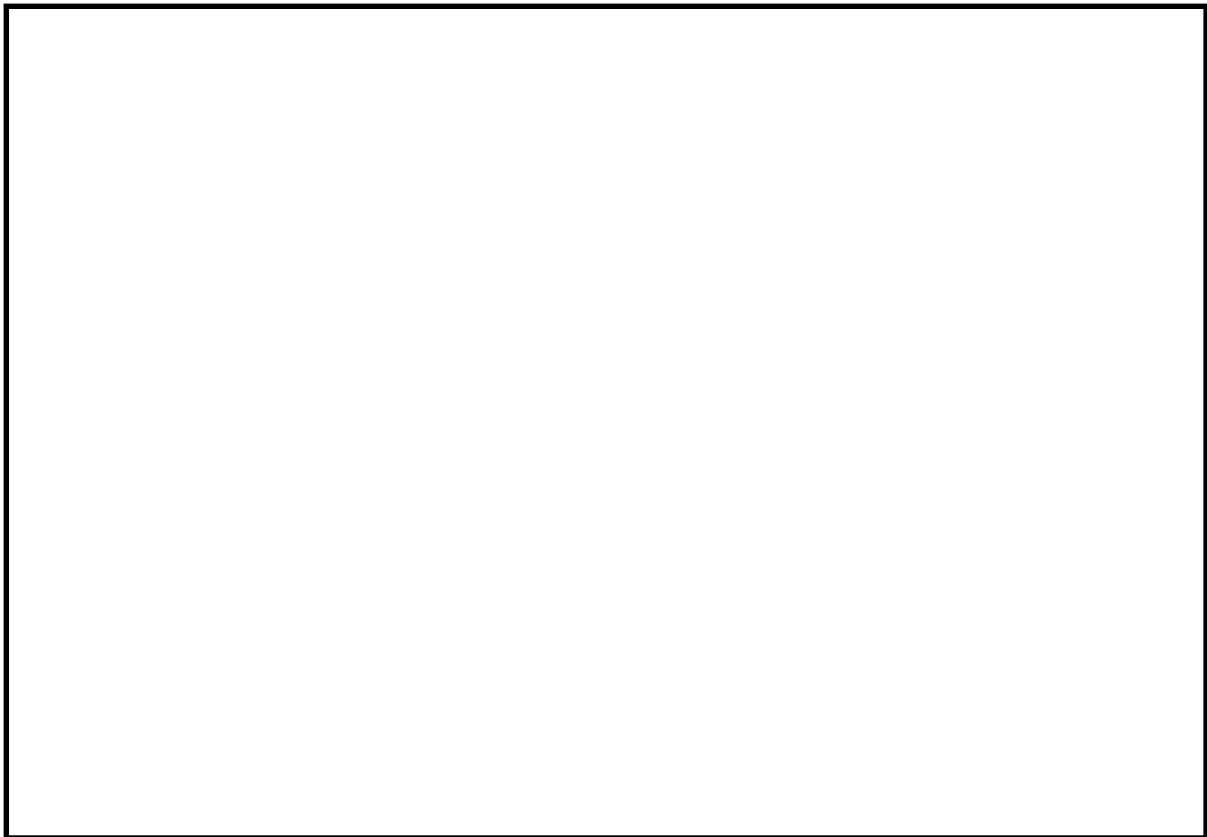
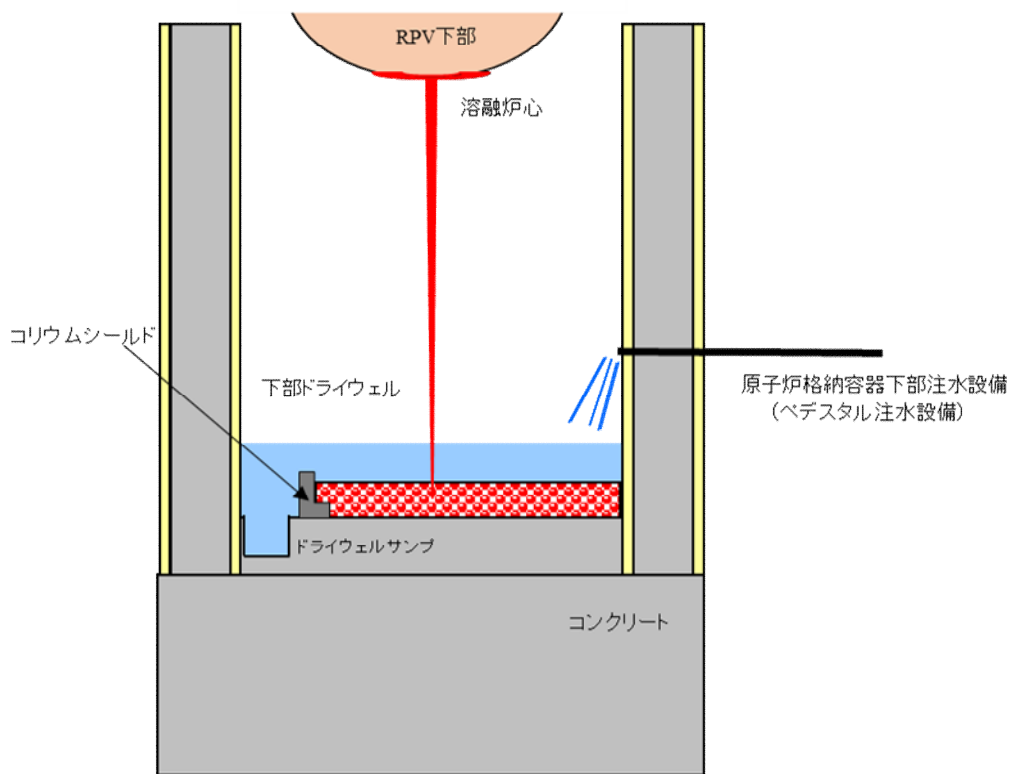


図2 コリウムシールド概要図 (7号炉を例示)

表2 コリウムシールド仕様

	6号炉	7号炉
耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO ₂)	ジルコニア (ZrO ₂)
高さ		
厚さ		

2. コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無について

コリウムシールドの設置により設計基準事故対処設備並びに重大事故等対処設備に対し悪影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールドの設置による悪影響の有無について確認を行った。

2. 1 設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

2. 1. 1 原子炉格納容器機能への悪影響の有無について

原子炉格納容器機能への影響評価として、空間容積、耐震性、強度、フランジ部開口量の4つの観点から検討を行い、原子炉格納容器機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表3に示す。

表3 原子炉格納容器機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
空間容積	悪影響なし	
耐震性	悪影響なし	
強度	悪影響なし	コリウムシールドは原子炉格納容器の閉じ込め機能に係る箇所に設置される設備ではなく、かつ事故時の原子炉格納容器内温度、圧力を増大させる設備ではないことから、原子炉格納容器強度への悪影響なし。
フランジ部 開口量	悪影響なし	コリウムシールドは事故時の原子炉格納容器フランジ部の開口量を増大させる設備ではないことから、原子炉格納容器フランジ部開口量への悪影響なし。

2. 1. 2 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について

コリウムシールドは、原子炉冷却材漏えい検出機能を有するドライウエル高電導度廃液サンプを囲うように設置され、原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールド設置による漏えい検出機能への影響について検討を行い、原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表4に示す。

表4 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉冷却材漏えい検出機能	悪影響なし	コリウムシールドは、コリウムシールド下部に、漏えいした原子炉冷却材をドライウエル高電導度廃液サンプへ導くためのスリットを複数設ける設計となっていることから、原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響なし。

ドライウエル高電導度廃液サンプへの漏えい水の流入量が [] 以上となった場合に、原子炉冷却材の漏えいが検出される*設計となっていることから、コリウムシールド下部に設置したスリットを通過する漏えい水の流量が、スリット一箇所あたりで [] 以上となるよう、スリットの幅、高さを設定した。スリットは床面高さに [] 箇所（幅×高さ： []）設置し、かつ、何らかの原因により床面高さのスリットが全て閉塞する場合を鑑み、床面から [] 上に更に [] 箇所（幅×高さ： []）を設置する。なお、床面高さのスリットが閉塞し、床面から [] 上に設置するスリットにて漏えい検出を行う場合の検出遅れ時間は、下部ドライウエルへの漏えい水の流入量が漏えい検出限界の [] の場合でも約 3 時間程度であり、プラントの安全性に影響はない。

※LBB(Leak Before Brake)の概念より

加えて、スリットが熔融炉心のドライウエル高電導度廃液サンプへの有意な流入経路となることがないように、スリットに熔融炉心が侵入したとしても、スリット内で熔融炉心が凝固しドライウエル高電導度廃液サンプへ流入しないスリット長さを設定した。なお、熔融炉心のスリット内での凝固評価にあたっては、実際に熔融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、純金属の凝固評価を行う [] モデル及び [] モデル、また合金の凝固評価を行う [] モデルを用いて凝固距離評価を行い、各々の評価結果を包絡するようにスリット長さを設定した。（6号炉： [] ，7号炉： [] ）

2. 3 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

2. 3. 1 原子炉格納容器下部注水設備への悪影響の有無について

コリウムシールドが設置される原子炉格納容器下部には原子炉格納容器下部注水設備の放水口が設置されており，コリウムシールド設置により，原子炉格納容器下部注水設備の機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，コリウムシールド設置による注水機能への影響について検討を行い，原子炉格納容器下部注水設備への悪影響がないことを確認した。確認結果を表5に示す。

表5 原子炉格納容器下部注水設備機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉格納容器下部注水設備機能	悪影響なし	コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水設備放水口の設置位置は水平方向で約□，鉛直方向で約□離れており，コリウムシールドが注水を妨げることはないことから，原子炉格納容器下部注水設備機能への悪影響なし。

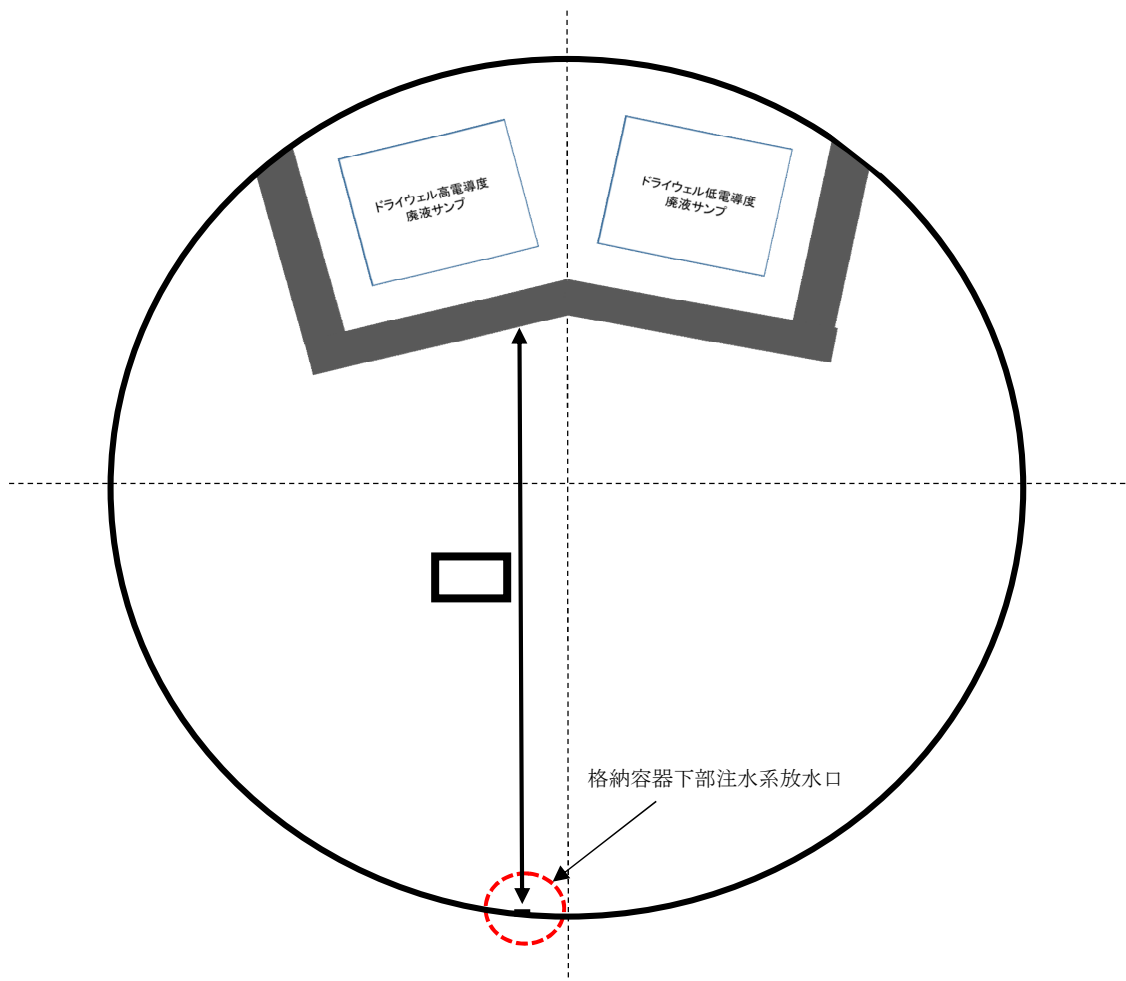


図3 コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水設備放水口との設置位置概要図

51-11

機器名称覧に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表の通り整理する。

表1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
下部ドライウエル注水流量調節弁	下部 D/W 注水流量調節弁	P13-M0-F028	下部 D/W 注水流量調節弁	P13-M0-F094
下部ドライウエル注水ライン隔離弁	下部 D/W 注水ライン隔離弁	P13-M0-F031	下部 D/W 注水ライン隔離弁	P13-M0-F095
タービン建屋負荷遮断弁	T/B 負荷遮断弁	P13-M0-F150	MUWC T/B 負荷遮断弁	P13-M0-F029
復水補給水系 常／非常用連絡管一次止め弁	復水貯蔵槽常用，非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	MUWC 常／非常用連絡管1次止め弁	P13-F019
復水補給水系 常／非常用連絡管二次止め弁	復水貯蔵槽常用，非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	MUWC 常／非常用連絡管2次止め弁	P13-F020
各接続口エクステンションジョイント付操作弁（屋外）	RHR (B) 経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F135	MUWC 建屋内北側外部送水ライン止め弁1	P13-F133
各接続口付属の弁（屋外）	RHR (B) 経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	P13-F134	MUWC 建屋外北側外部送水ライン止め弁1	P13-F132
	RHR (B) 経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	P13-F139	MUWC 建屋外北側外部送水ライン止め弁2	P13-F140
各接続口エクステンションジョイント付操作弁（屋内）	RHR (A) 経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F131	MUWC 建屋内南側外部送水ライン止め弁1	P13-F137
各接続口付属の弁（屋外）	RHR (A) 経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	P13-F130	MUWC 建屋外南側外部送水ライン止め弁1	P13-F136
	RHR (A) 経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	P13-F138	MUWC 建屋外南側外部送水ライン止め弁2	P13-F141
各接続口付属の弁（屋内）	外部注水入口弁	P13-F190	MUWC 建屋内北側外部送水ライン元弁	P13-F124
	R/B 外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F193	MUWC 建屋内東側貫通接続口元弁	P13-F131
各接続口付属の弁（屋外）	R/B 外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F192	MUWC 建屋外東側貫通接続口元弁	P13-F129

52 条

52-1 SA 設備基準適合性 一覧表

52-2 単線結線図

52-3 配置図

52-4 系統図

52-5 試験及び検査

52-6 容量設定根拠

52-7 計装設備の測定原理

52-8 水素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 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器内水素濃度 (SA)		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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器、ヒューズによる 電気的な分離を行う)	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設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	—	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器内水素濃度		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分	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(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	—	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器内酸素濃度		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分	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設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	—	

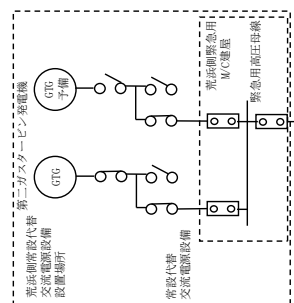
52-2
単線結線図

【凡例】

- TG : ガスタービン発電機
- MG : 非常用ディーゼル発電機
- : 遮断器
- : 断路器
- : 配線目録断路器
- : 接続装置
- : 電動切替装置
- : 切替装置

【略号】

- R/B : 原子炉建屋
- C/B : コントロールセンター
- MCC : モータ・コントロール・センタ



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

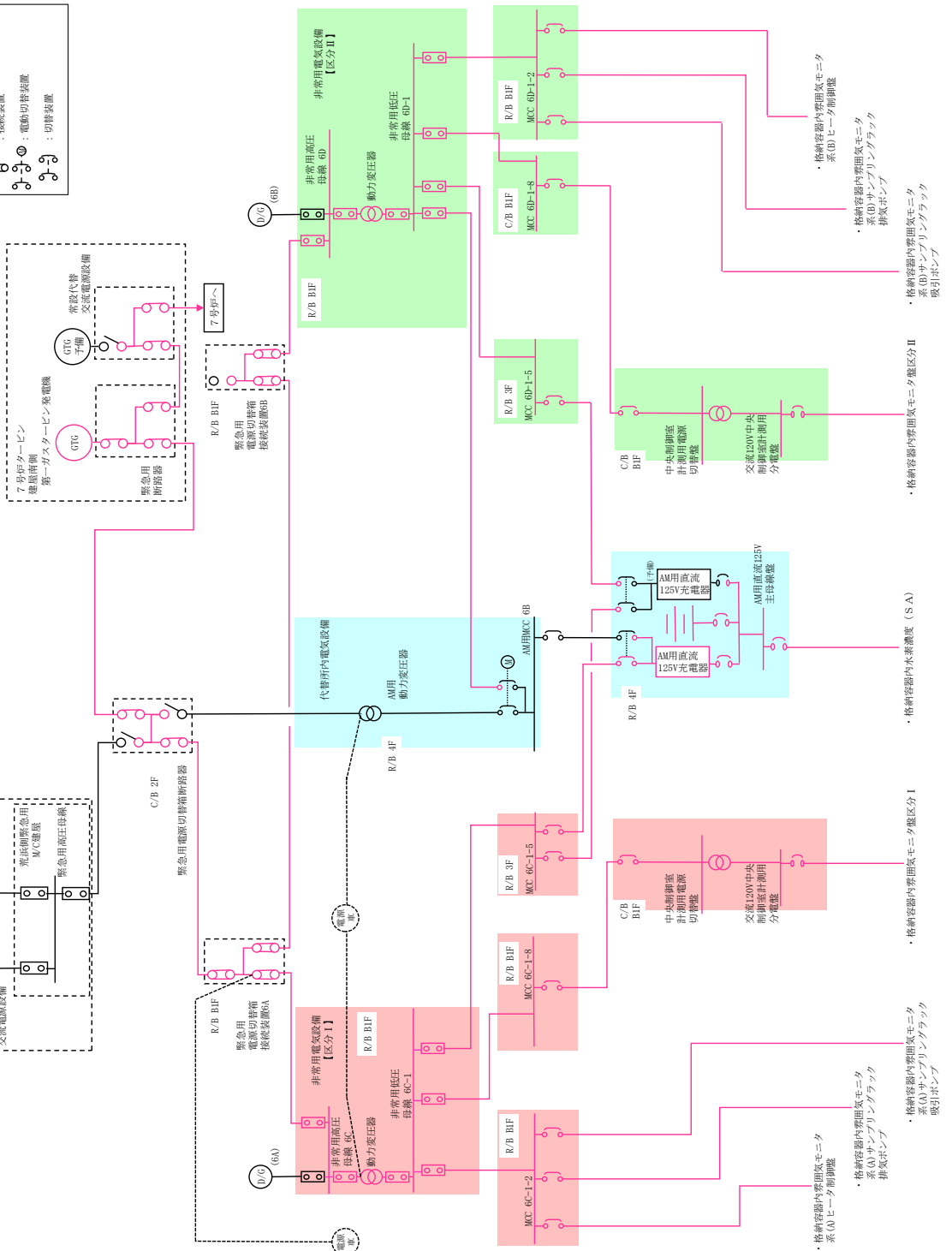


図 52-2-1 単線結線図 (6号炉)

52-3
配置図

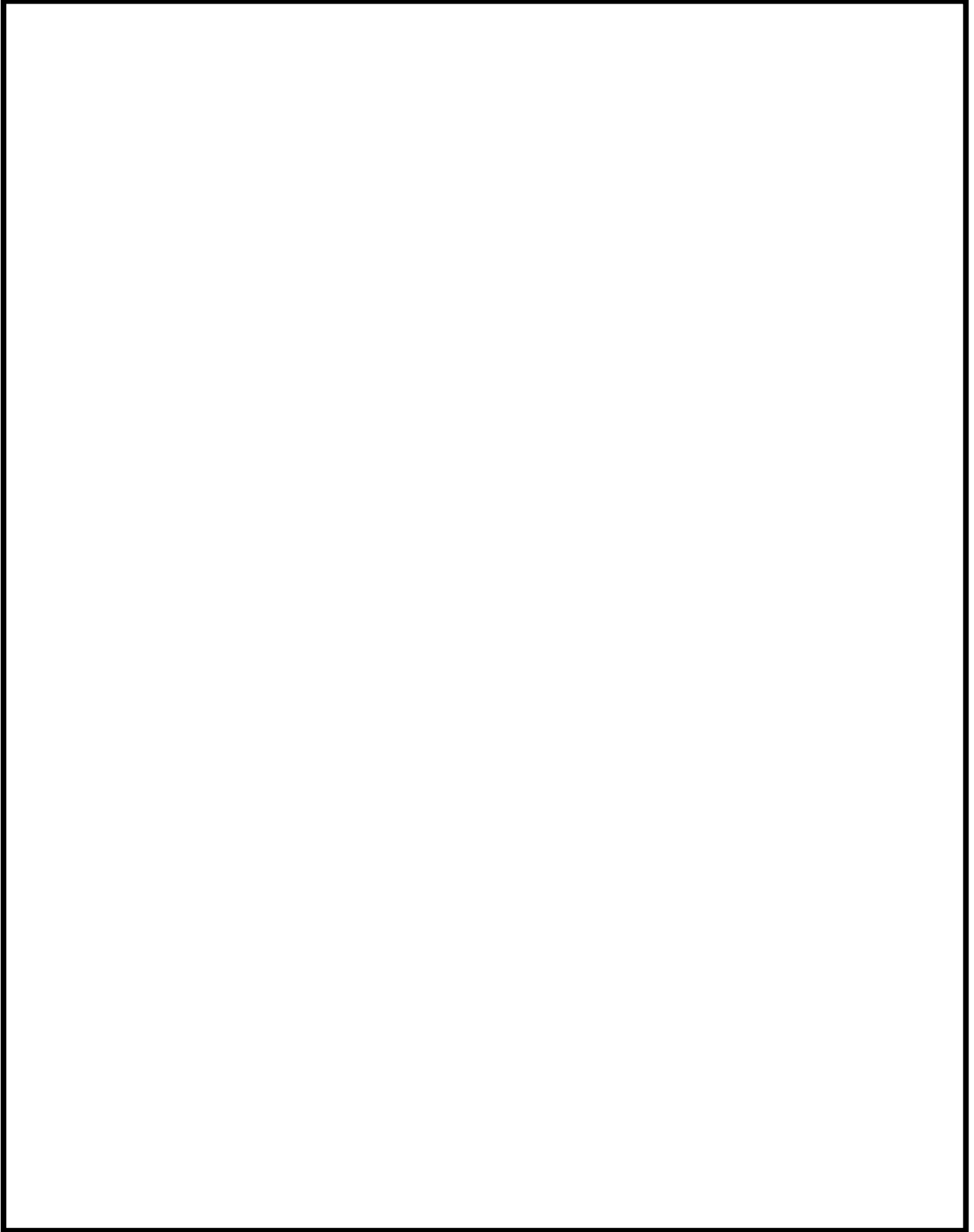


図 52-3-1 機器配置図 (6 号炉地下中 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

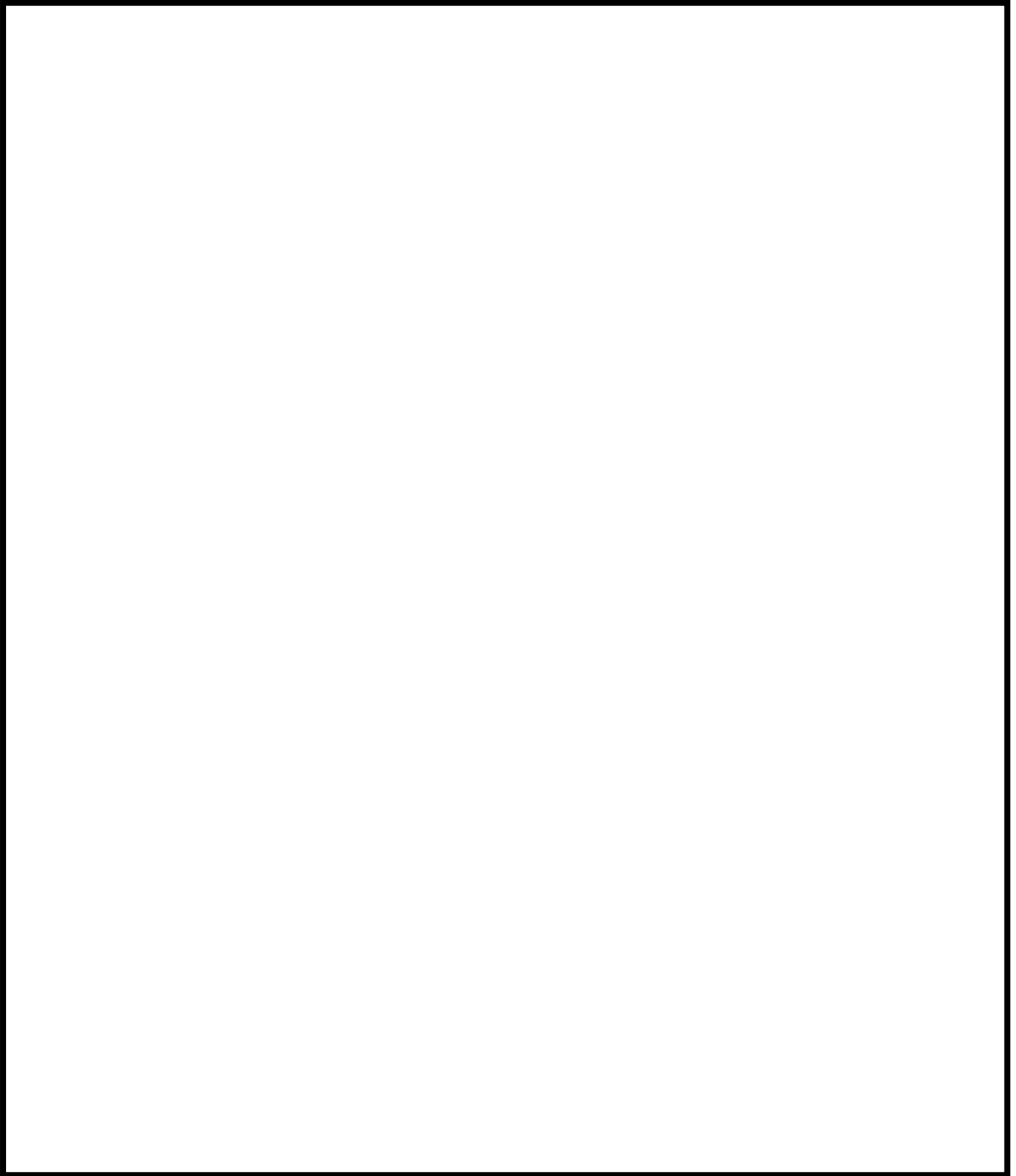


図 52-3-2 機器配置図 (6号炉地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

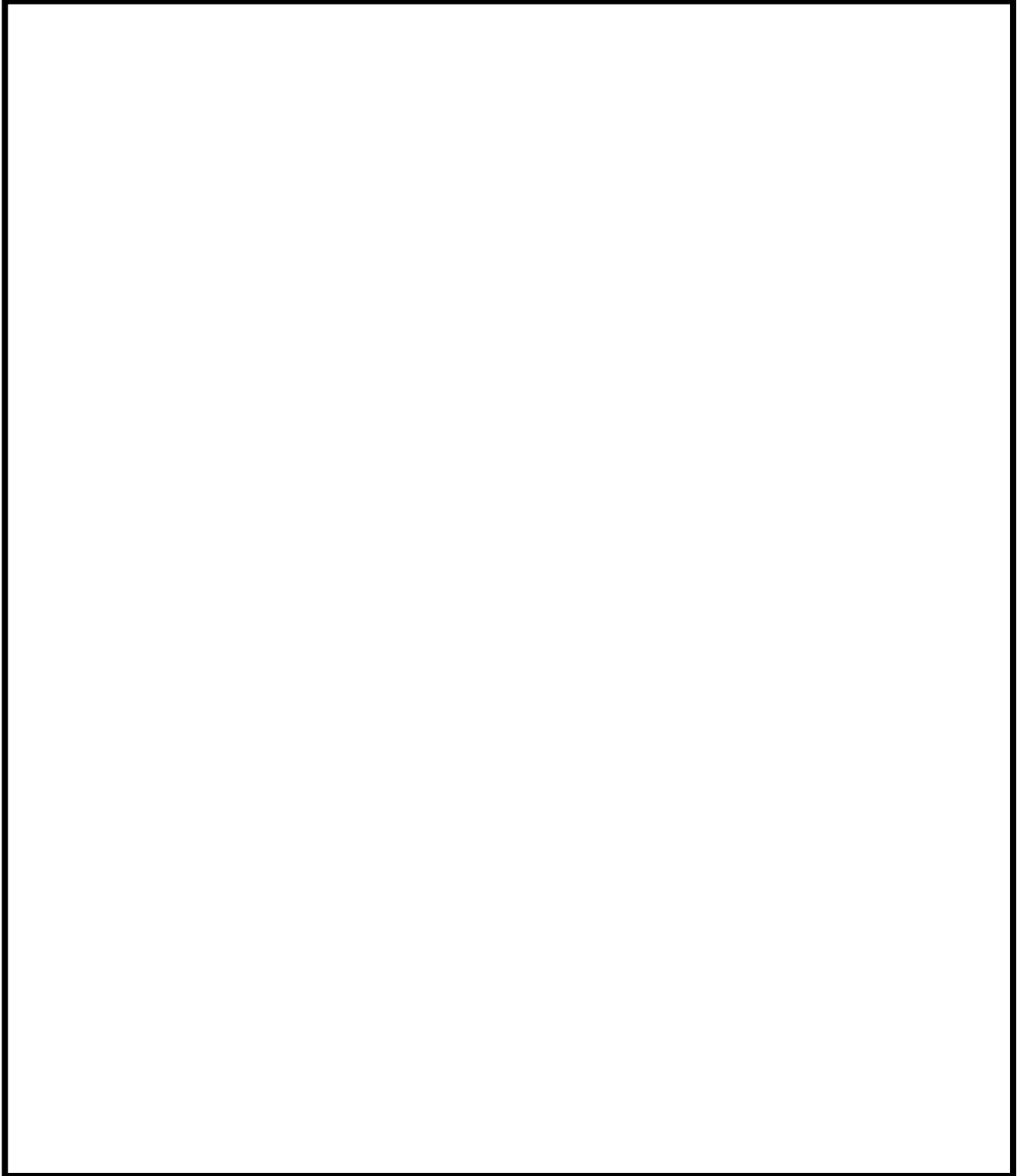


図 52-3-3 機器配置図 (6号炉地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

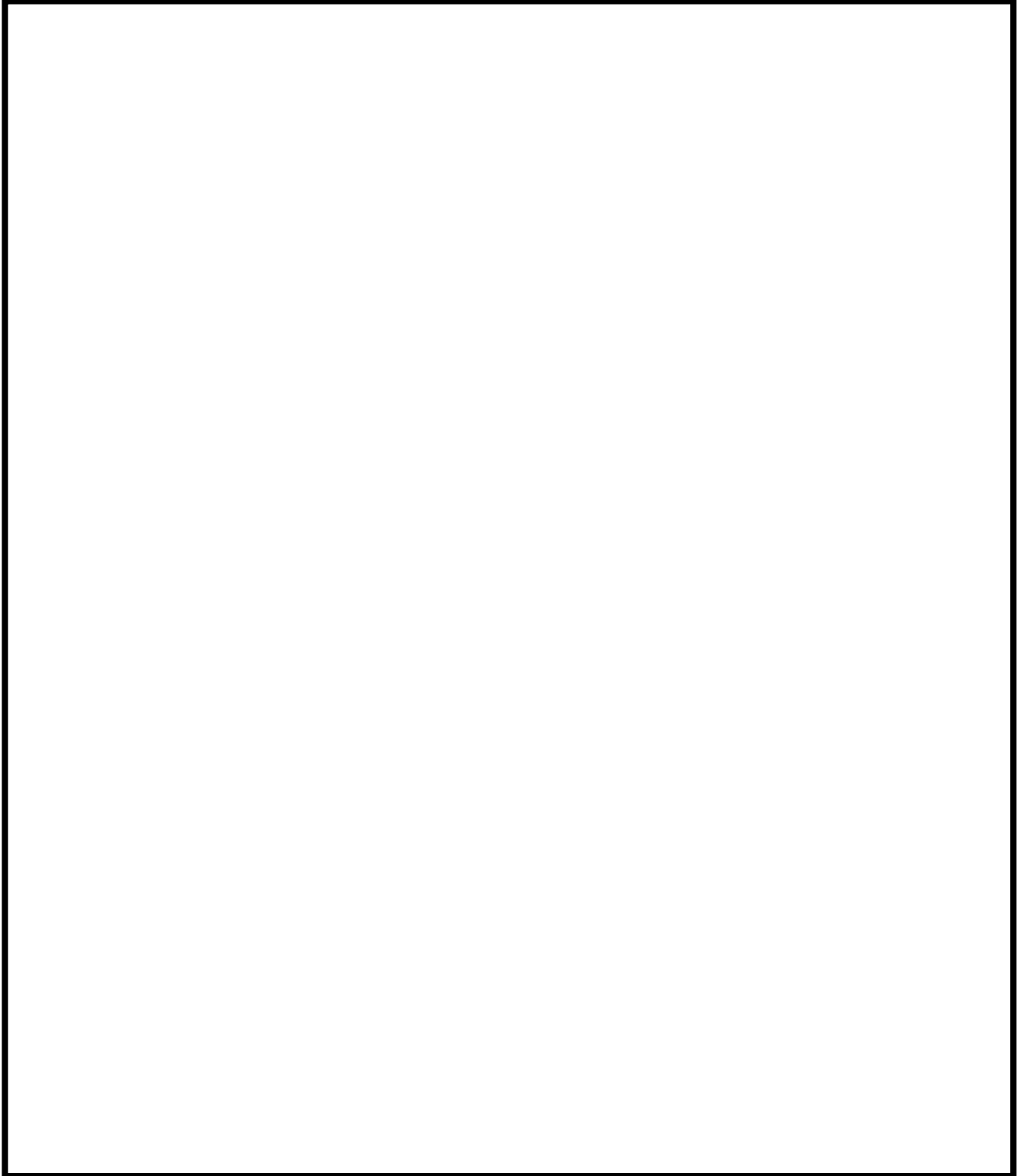


図 52-3-4 機器配置図 (6号炉地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

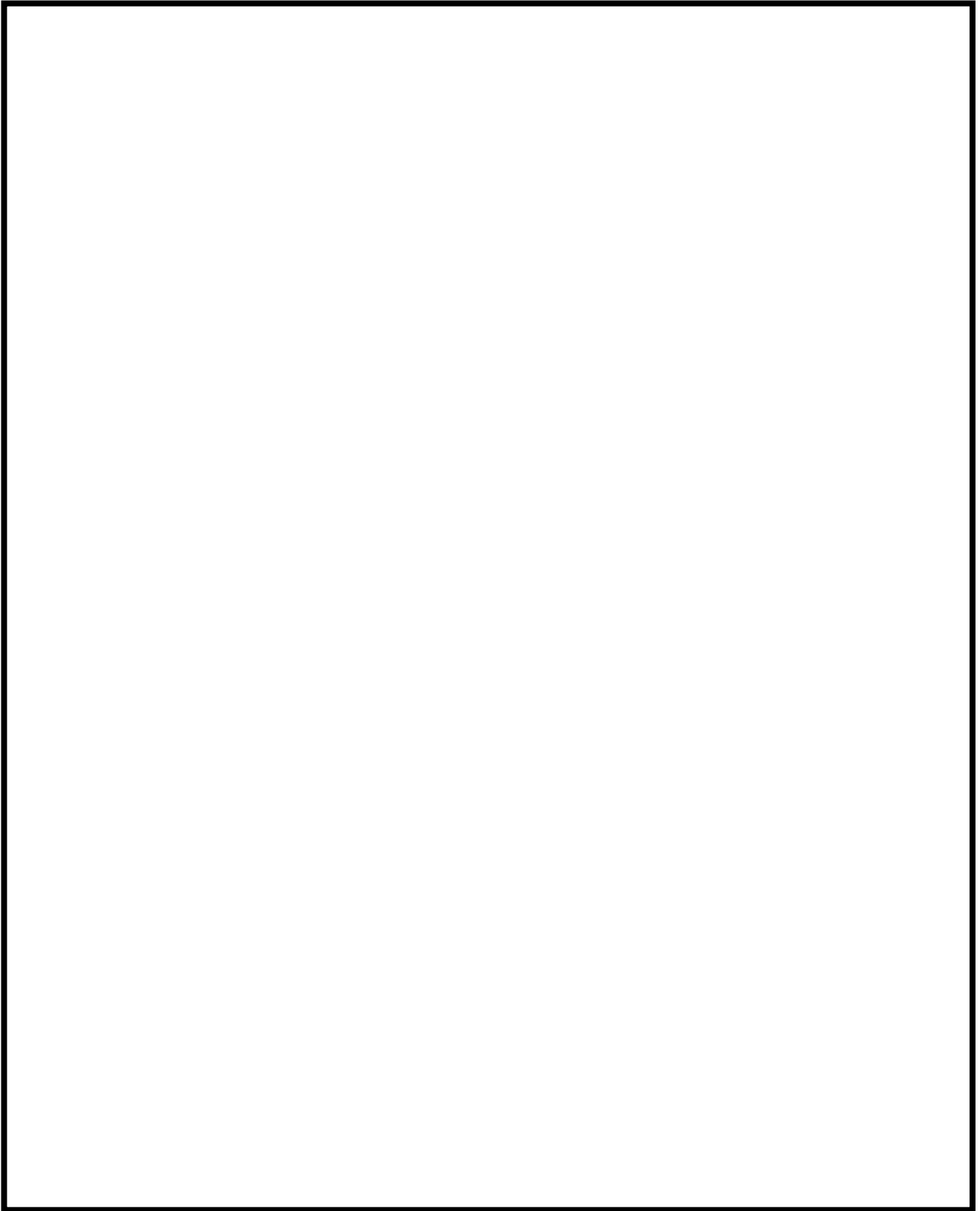


図 52-3-5 機器配置図 (7 号炉地下 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

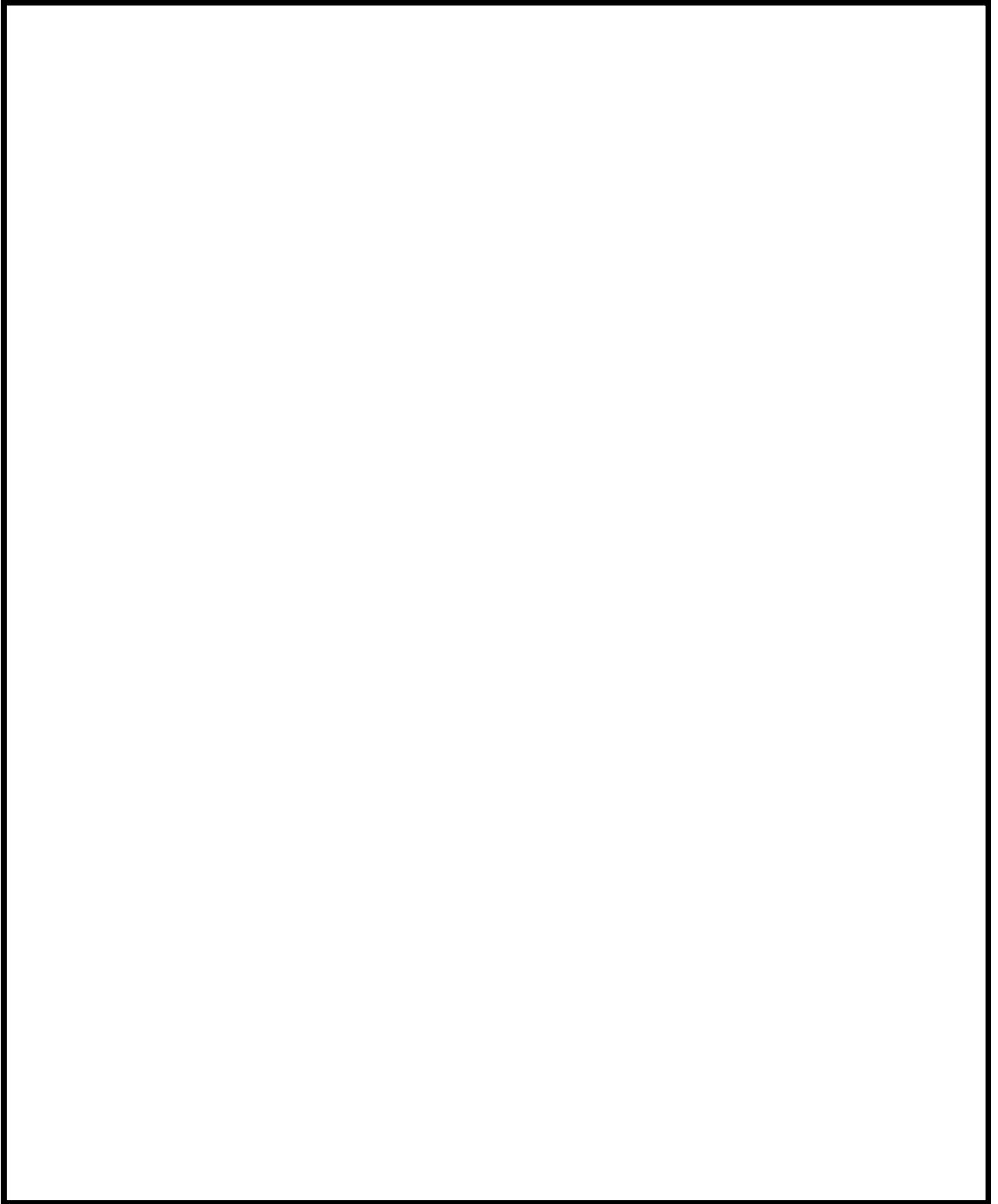


図 52-3-6 機器配置図 (7号炉地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

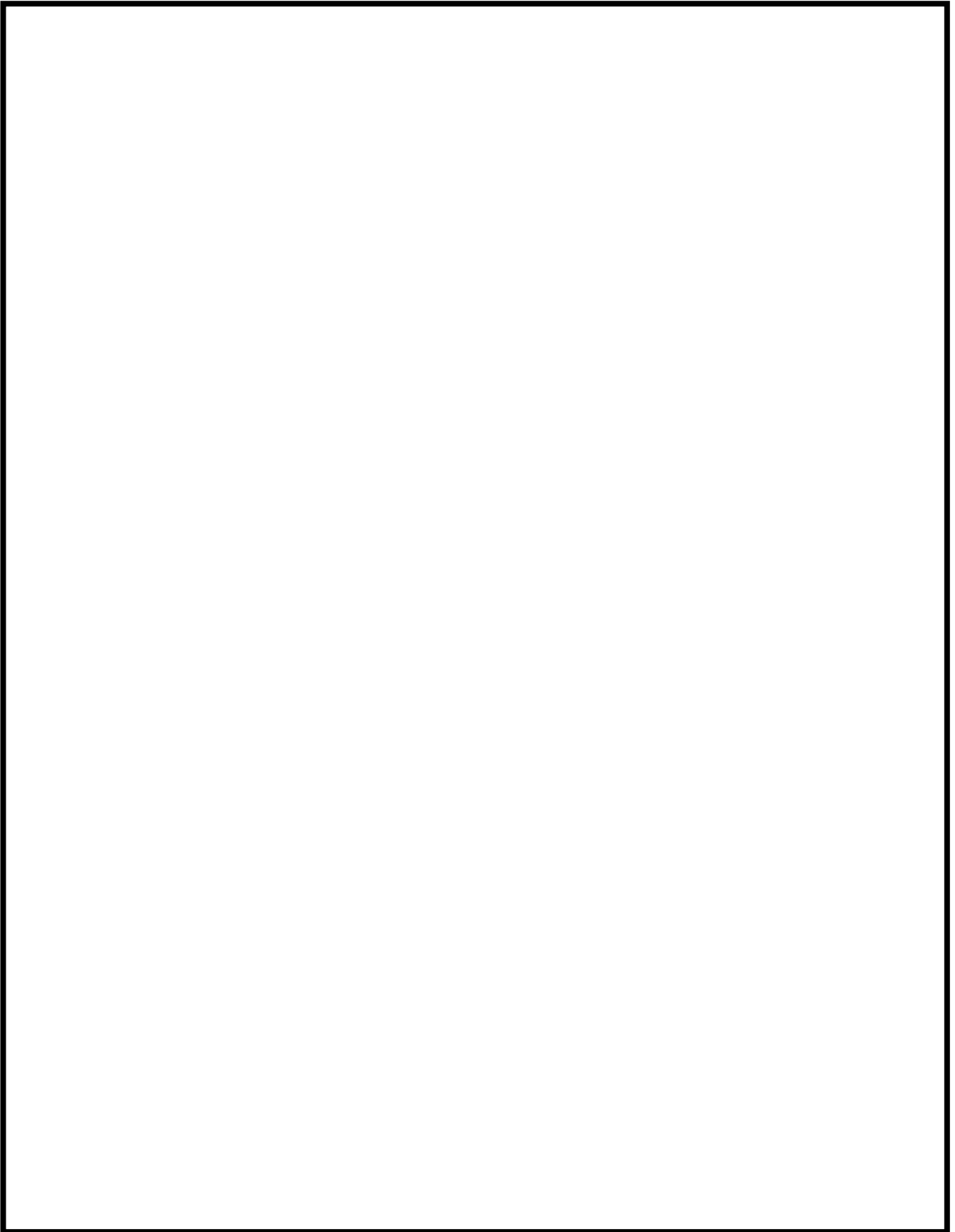


図 52-3-7 機器配置図 (7号炉地上中3階)

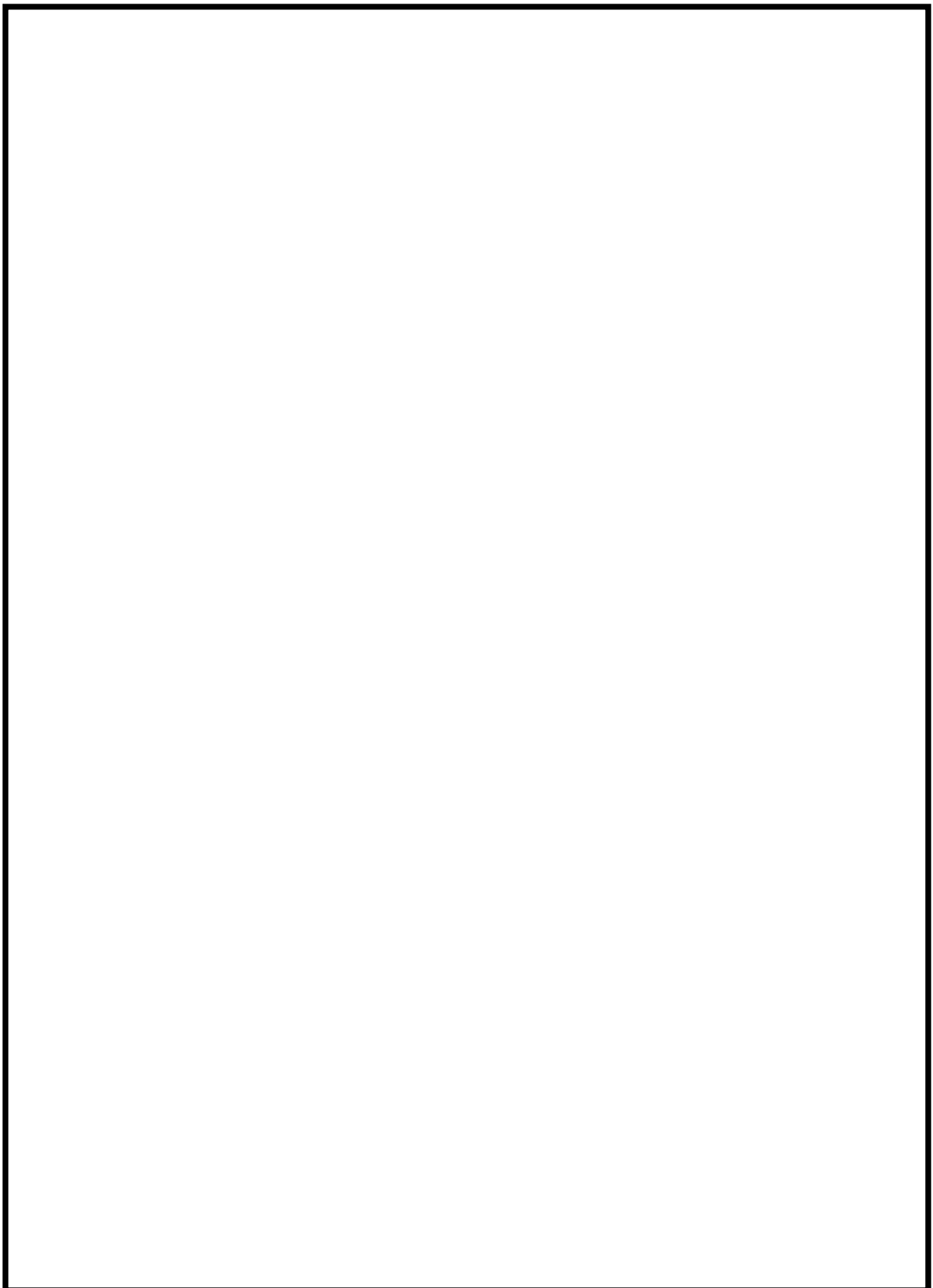


図 52-3-8 コントロール建屋 (6/7 号炉 地上 2 階) 中央制御室

52-4
系統図

1. 計装設備の系統概要図

格納容器内水素濃度 (SA) , 格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の系統概要図を図 52-4-1 に示す。

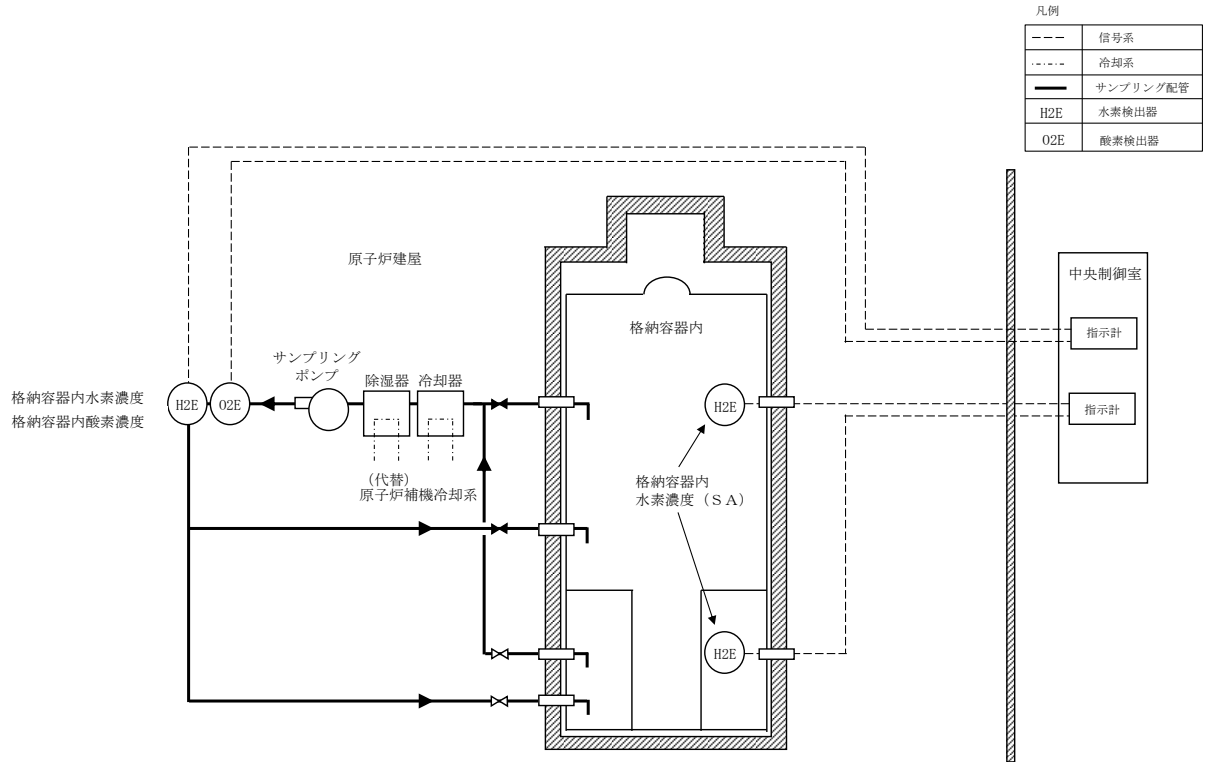
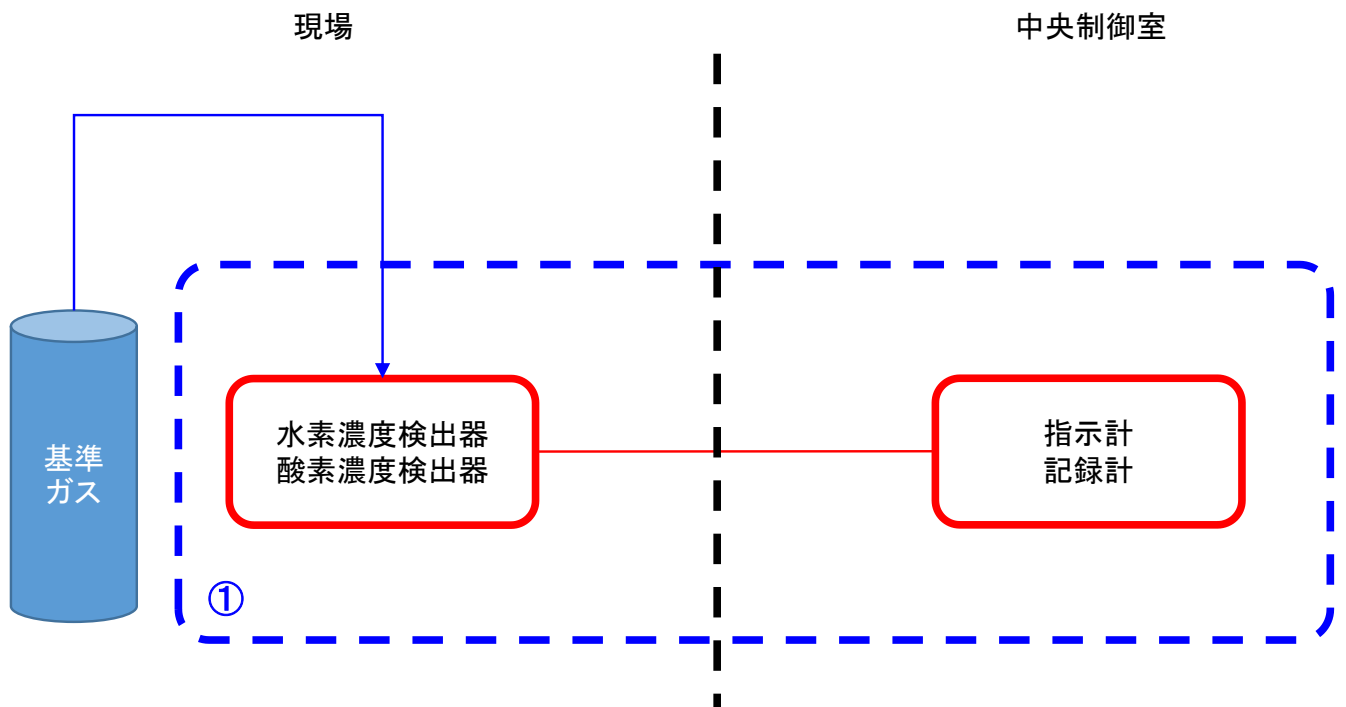


図 52-4-1 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

52-5
試験及び検査



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

図 52-5-1 計装設備の試験及び検査

52-6
容量設定根拠

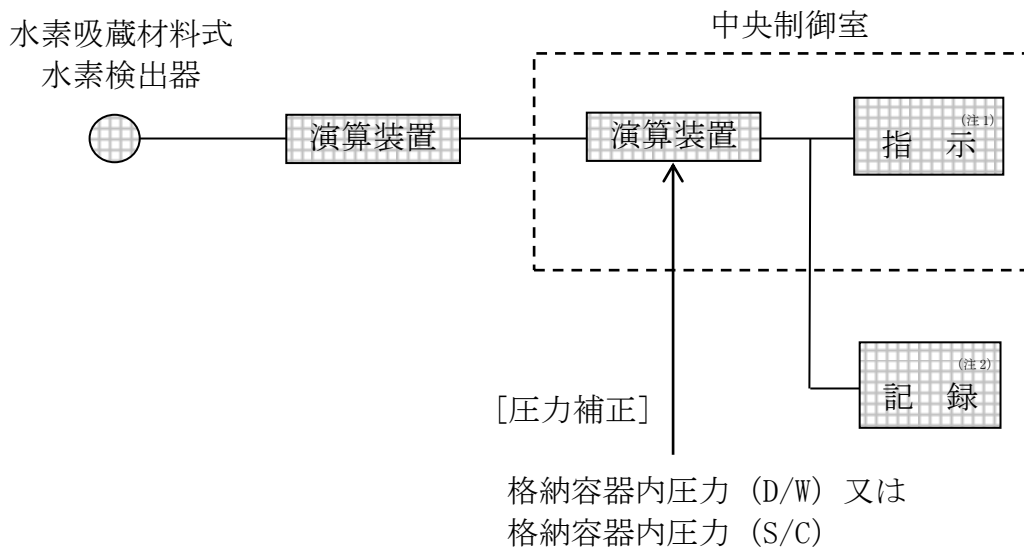
1. 格納容器内水素濃度 (SA)

(1) 設置目的

格納容器内水素濃度 (SA) は、**重大事故等**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 (SA) は、**重大事故等**対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (SA) の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図 52-6-1「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

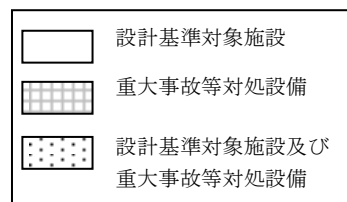


図 52-6-1 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度 (SA) 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 (SA) 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 (SA)	水素吸蔵材料式	0~100vol%	2	原子炉格納容器

表 52-6-2 格納容器内水素濃度 (SA) の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	6.2vol%以下	—	38vol% 以下	重大事故等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%) を計測可能な範囲とする。

*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

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

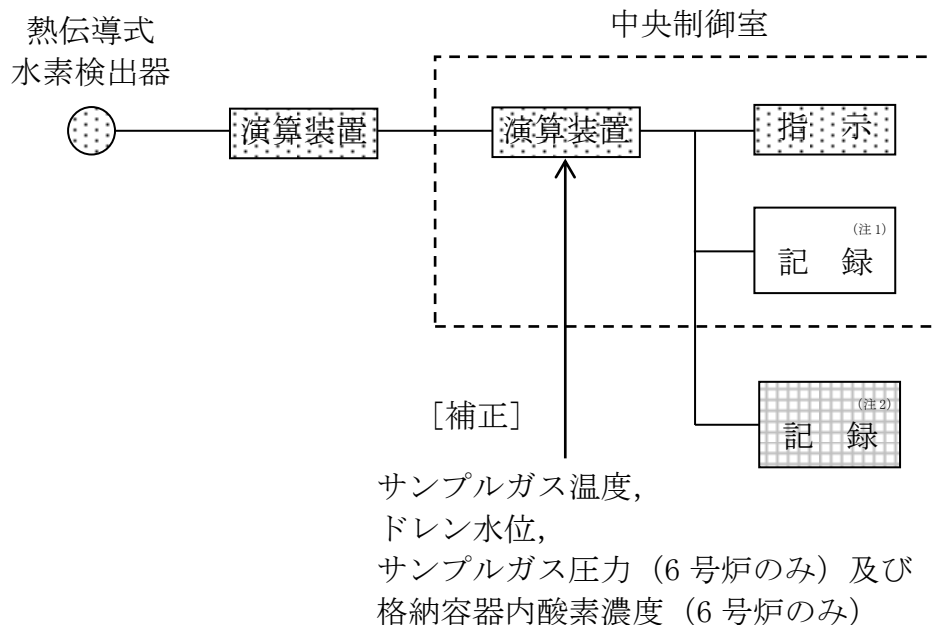
2. 格納容器内水素濃度

(1) 設置目的

格納容器内水素濃度は、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合、格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって格納容器内が水素爆発することを防止するため、格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため、格納容器内水素濃度の監視を目的として二次格納施設内に検出器を設置し、格納容器内のガスをサンプリングすることで格納容器内の水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内水素濃度は、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、格納容器内水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（図 52-6-2「格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

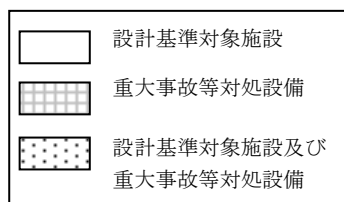


図 52-6-2 格納容器内水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内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
格納容器内水素濃度	熱伝導式	0～30vol% (6号炉) 0～20vol%/0～100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)

表 52-6-4 格納容器内水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内水素濃度	0～30vol% (6号炉) 0～20vol% /0～100vol% (7号炉)	0vol%	6.2vol%以下	—	38vol% 以下	重大事故時において、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である。

*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

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

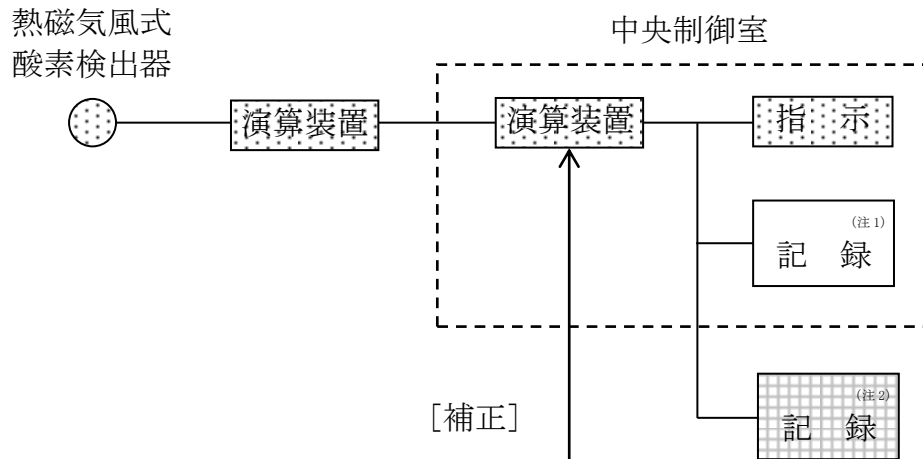
3. 格納容器内酸素濃度

(1) 設置目的

格納容器内酸素濃度は、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合、格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって格納容器内が水素爆発することを防止するため、格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため、格納容器内酸素濃度の監視を目的として二次格納施設内に検出器を設置し、格納容器内のガスをサンプリングすることで格納容器内の酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内酸素濃度は、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、格納容器内酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（図 52-6-3「格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。）



サンプルガス温度,
ドレン水位,
サンプルガス圧力 (6号炉のみ) 及び
格納容器内水素濃度 (6号炉のみ)

(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

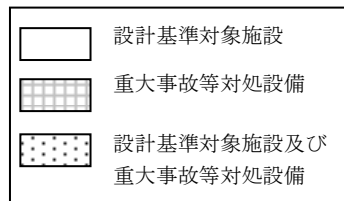


図 52-6-3 格納容器内酸素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内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
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式	0～30vol% (6号炉) 0～10vol%/0～30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)

表 52-6-6 格納容器内酸素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内酸素濃度	0～30vol% (6号炉) 0～10vol% /0～30vol% (7号炉)	3.5vol% 以下	4.9vol%以下	3.5vol% 以下	3.9vol% 以下	重大事故時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(酸素濃度:5vol%)を把握する上で監視可能である。

*1: プラント状態の定義は、以下のとおり。

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

52-7
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 (SA)

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 (SA) は、水素吸蔵材料式のものを用いる。

水素吸蔵材料式の水素検出器は、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。

水素吸蔵材料式の測定原理は、図 52-7-1 の通りである。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と分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へと侵入し、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。

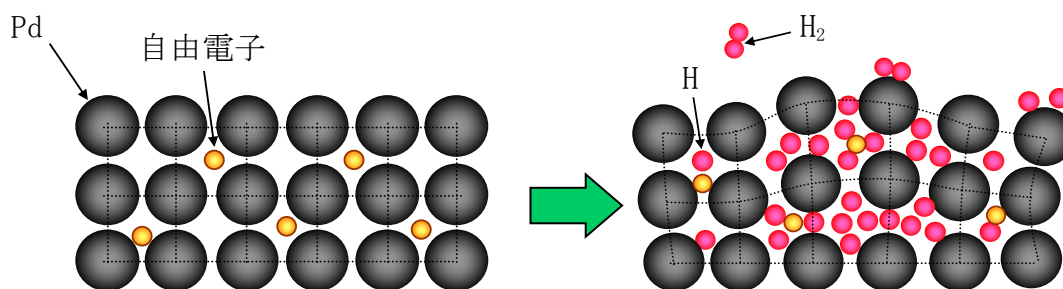


図 52-7-1 格納容器内水素濃度 (SA) の測定原理

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格納容器内ガスが接触すると、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 (SA) の計測範囲 0~100vol%において、計器仕様は最大±2vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

(2) 格納容器内水素濃度

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は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図 52-7-2 に示すとおり、検知素子と補償素子 (サーミスタ)、及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約 120°C に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図 52-7-2 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、格納容器内水素濃度の計測範囲 0~30vol% (6 号炉)、0~20vol%/0~100vol% (7 号炉) において、計器仕様は最大±0.6vol% (6 号炉)、±0.4vol%/±2.0vol% (7 号炉) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

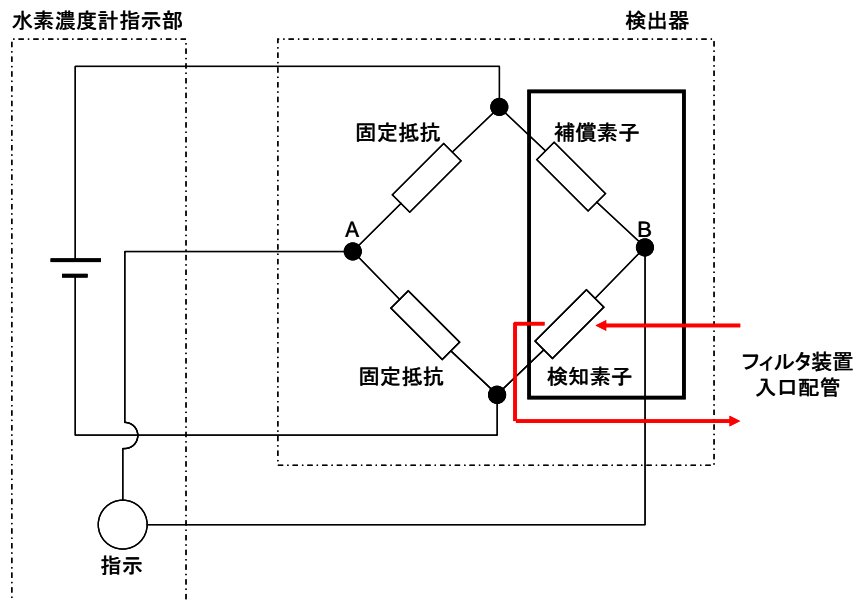


図 52-7-2 水素濃度計検出回路の概要図

(3) 格納容器内酸素濃度

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、熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図 52-7-3 に示す通り、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おり、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

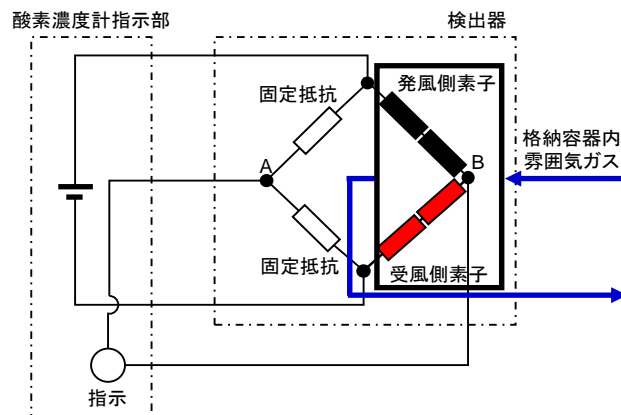


図 52-7-3 酸素濃度計検出回路の概要図

酸素含有ガスの流れを図 52-7-4 に示す。酸素濃度計は 2 層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプル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ル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ルガスにより、高温となったサンプル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ル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。

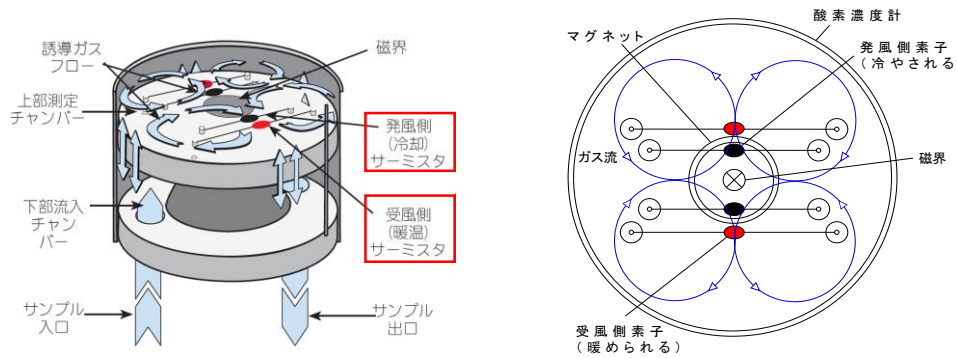


図 52-7-4 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む格納容器内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変化し、図 52-7-3 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、格納容器内酸素濃度の計測範囲 0～30vol% (6号炉)、0～10vol%/0～30vol% (7号炉) において、計器仕様は最大±0.6vol% (6号炉)、±0.2vol%/±0.6vol% (7号炉) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、格納容器内の酸素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

1. サンプルング装置について

(1) 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評価

a) 温度

サンプルングされた原子炉格納容器内のガスは、十分な除熱性能を有している冷却器を通り、原子炉補機冷却水系と熱交換されることで約 40℃以下まで冷却することができ*、その後の検出器までの配管での放熱もあることから十分に検出器の適用温度範囲内（10℃～40℃）まで冷却され、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。また、標準空気が密封された補償素子の周囲にもサンプルングガスが流れることで、標準空気の温度がサンプルングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから、使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計とする。なお、試料ガス（水素濃度 30vol%又は酸素濃度 30vol%）において、周囲温度を 0℃～50℃の範囲で変化させて試験を行い、有意な変化が認められないことを確認している。

b) 流量

検出器へ流れるサンプルングガスの流量は、1L/min の小流量としており、流量の変動がないよう流量制御する。なお、検出器へ流れるサンプルングガス流量を 0.5～1.6L/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指示に有意な変化は認められなかったことを確認している。

c) 湿度

検出器へ流れるガスサンプルングの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ガスは冷却器により原子炉補機冷却水と熱交換されることで約 40℃以下まで冷却され*、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、上記の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、十分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 166℃とし、原子炉補機冷却水の温度を夏場の 35℃とした場合でも、冷却器により約 40℃に冷却できる。

2. サンプル装置内における水素ガスの滞留について

(1) 水素燃焼及び爆轟が生じる可能性について

6号及び7号炉のサンプル装置では、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3.5vol%以下に維持されており，常時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で示している通り，水素濃度はドライ換算で6.2vol%以下，酸素濃度はドライ換算で4.9vol%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。
- ・重大事故時においては，有効性評価で示している通り，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3.9vol%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52-7-5の様子水素，空気，水蒸気の三元図が知られている。図52-7-5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。有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは，ドライ条件下で最大の酸素濃度となる，事象発生から7日後（168時間後）のサプレッション・チェンバの酸素濃度が約3.9vol%である。一般に空気中の酸素の割合が約21vol%であることから，酸素濃度が約3.9vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約19vol%以下となる。これは図で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。

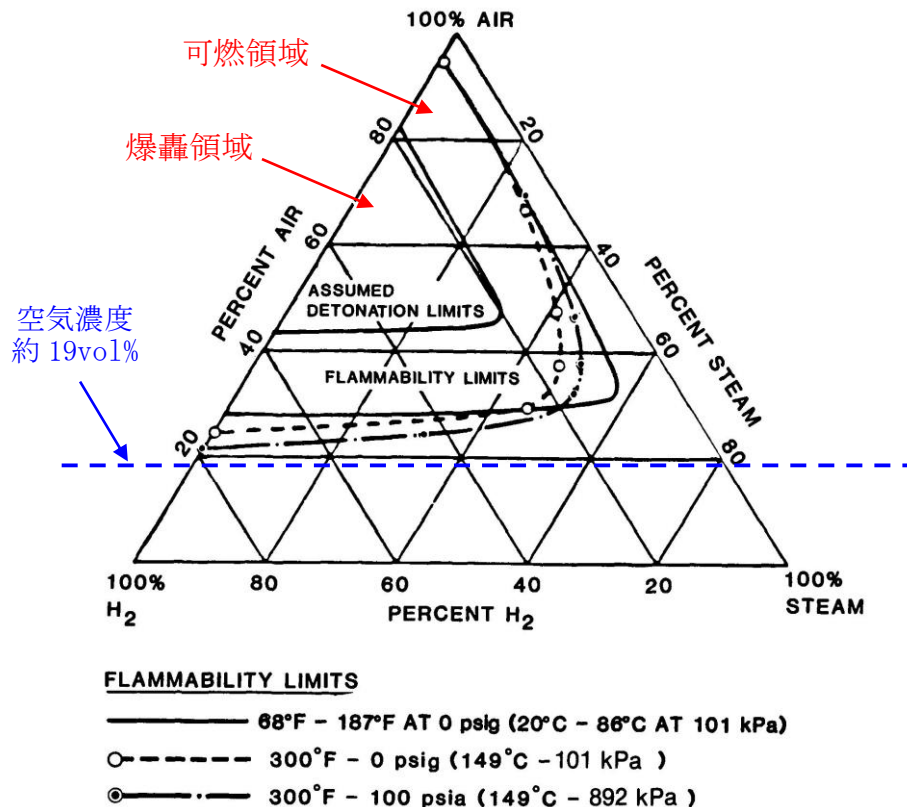


図 52-7-5 水素，空気，水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

3. 格納容器内水素濃度及び格納容器酸素濃度計測に伴うサンプルガスの冷却について

6号及び7号炉の重大事故等対策の有効性評価（格納容器過圧・過温シナリオ）における原子炉格納容器雰囲気温度（サンプリング装置をインサービスする事故後20時間後）は、最大で約162℃まで上昇する。一方、重大事故時の格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度計測では、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、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度計測のためには、サンプルガスを冷却する必要がある、その冷却は基本的に原子炉補機冷却水系にて行われる。

ただし、全交流電源喪失時においては、原子炉補機冷却水系を復旧する手順を見込んでいないため、サンプルガスの冷却は、代替原子炉補機冷却水系に頼る必要がある。

ここでは、以上の代替原子炉補機冷却系を用いた場合に、冷却性能評価が最も厳しい条件において、評価した結果を以下に纏める。

(1) 評価条件

- ・ サンプル側入口温度：170℃
- ・ サンプル側出口温度：40℃
- ・ サンプル側流量：1.49kg/h
- ・ 冷却水入口温度：35℃
- ・ 冷却水出口温度：制約なし
- ・ 冷却水流量：3200kg/h

(2) 評価条件の根拠

- ・ サンプル側入口温度：170℃
（根拠）格納容器設計限界圧力（0.62MPa）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。
- ・ サンプル側出口温度：40℃
（根拠）除湿器の吸込み温度条件（40℃以下）を設定している。
- ・ サンプル側流量：1.49kg/h
（根拠）図52-8-1より、格納容器内の水蒸気割合の最大値85vol%、サンプルガス割合：15vol%であり、サンプルガスの採取流量は1L/minなので、水蒸気の採取流量は5.67L/minとなることから、全サンプル流量は6.67L/minである。サンプルの比体積：0.2681m³/kg（0.62MPa、170℃における）を用いて、質量流量に換算すると、1.49kg/hとなる。
- ・ 冷却水入口温度：35℃
（根拠）重大事故時の代替原子炉補機冷却水温度の最大値35℃を設定している。
- ・ 冷却水出口温度：制約なし
（根拠）代替補機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。
- ・ 冷却水流量：3200kg/h
（根拠）代替補機冷却水系による通水流量（3.2m³/h）を1L≒1kgで換算。

(3) 冷却性能の評価

以上の条件においてサンプルガス出口温度を40℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要伝熱面積約0.20m²を上回る冷却器伝熱面積0.53m²を有することを確認した。

4. サンプリング装置からの水素漏えい防止対策

サンプリング装置を用いた格納容器内水素濃度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なっており、外部に対して閉じた系となっており、系外への漏えいが発生しないよう表 52-7-1 に示す通りの漏えい防止対策が取られている。

よって、サンプリング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表 52-7-1 サンプリング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁	本計測設備の配管, 弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり, 被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管及び弁は溶接構造であり, さらに, 弁はベローズ構造によりシールすることで, 漏えい防止対策をとっている。
2	冷却器	配管接続部は溶接構造となっており, 内部ガスの気密を保持している。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	配管接続部は食い込み継ぎ手を使用しており, 漏えい防止対策をとっている。食い込み継ぎ手を含む当該除湿器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
4	サンプリングポンプ	配管接続部はねじ込みシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。ねじ込みシール構造部を含む当該吸引ポンプは, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
5	減圧弁	配管接続部はいずれもシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該減圧弁は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
6	水素濃度及び酸素濃度検出器(既設)	配管接続部はシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該水素濃度及び酸素濃度検出器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
7	サンプリングラック	サンプリングラック内の配管と機器の接続部は溶接又はシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。また, ラック内は減圧弁によりほぼ大気圧(数 kPa 程度)に減圧しており, 系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。 事故時に想定される温度, 圧力条件の加わる当該サンプリングラック内の減圧弁の上流側については, その条件を包絡した仕様である。

5. サンプルング設備の計測時間遅れについて

サンプルング設備のガスのサンプルング点は、原子炉格納容器であり、そこから水素濃度及び酸素濃度検出器までの時間遅れは以下の通りである。

- サンプルング配管長（サンプルング点～検出器）：6号炉：約75m
7号炉：約86m
- サンプルング配管の断面積：6号炉： $127\text{mm}^2 (1.27 \times 10^{-4}\text{m}^2)$
7号炉： $127\text{mm}^2 (1.27 \times 10^{-4}\text{m}^2)$
- サンプルポンプの定格流量：約1L/min（約 $1 \times 10^{-3}\text{m}^3/\text{min}$ ）
- サンプルガス流量（流量÷配管断面積）：6号炉：約7.8m/min
7号炉：約7.8m/min

表 52-7-2 格納容器内水素濃度及び酸素濃度の計測時間遅れ

号炉	6号炉	7号炉
時間遅れ	約10分	約11分

52-8

水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

1. 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

a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失」のみを抽出している。更に有効性評価では、この「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失」の事故シーケンスに対して、より厳しい状況下での重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から、SBO を重畳させ、「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」への対応を確認している。

よって、この「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」へ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、重大事故時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。

b) 重大事故時の格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」事故時における各パラメータの推移は、重大事故「格納容器過圧・過温破損」における審査において示した通りである。これに加え、必要な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格納容器内の気体の組成の推移を図 52-8-1 及び図 52-8-2 に示す。

c) 重大事故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

①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、少なくとも水素濃度は 4vol%、酸素濃度は 5vol%までの測定が可能であることが必要である。

②測定が必要となる時間

図 52-8-1 及び図 52-8-2 の通り、解析上は事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol%を超えることは無く、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（代替原子炉補機冷却系）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は可能）。

除熱系（代替原子炉補機冷却系）の復旧がされない場合、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原子炉格納容器圧力は上昇し、原子炉格納容器限界圧力（2Pd）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）」では約 38 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 38 時間までは、図 52-8-1 及び図 52-8-2 の通り、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度は緩やかな上昇であることから、格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するおそれはない。

なお、「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」事故時において、G 値を設計基準事故対象設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた $G(H_2)=0.4$ 、 $G(O_2)=0.2$ とした場合についても、格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するのは、事象発生から約 51 時間後である（図 52-8-3 及び図 52-8-4 参照）。これより、除熱系の復旧がされない約 22.5 時間以前においては格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達することはない。

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となることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。

③耐環境条件

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

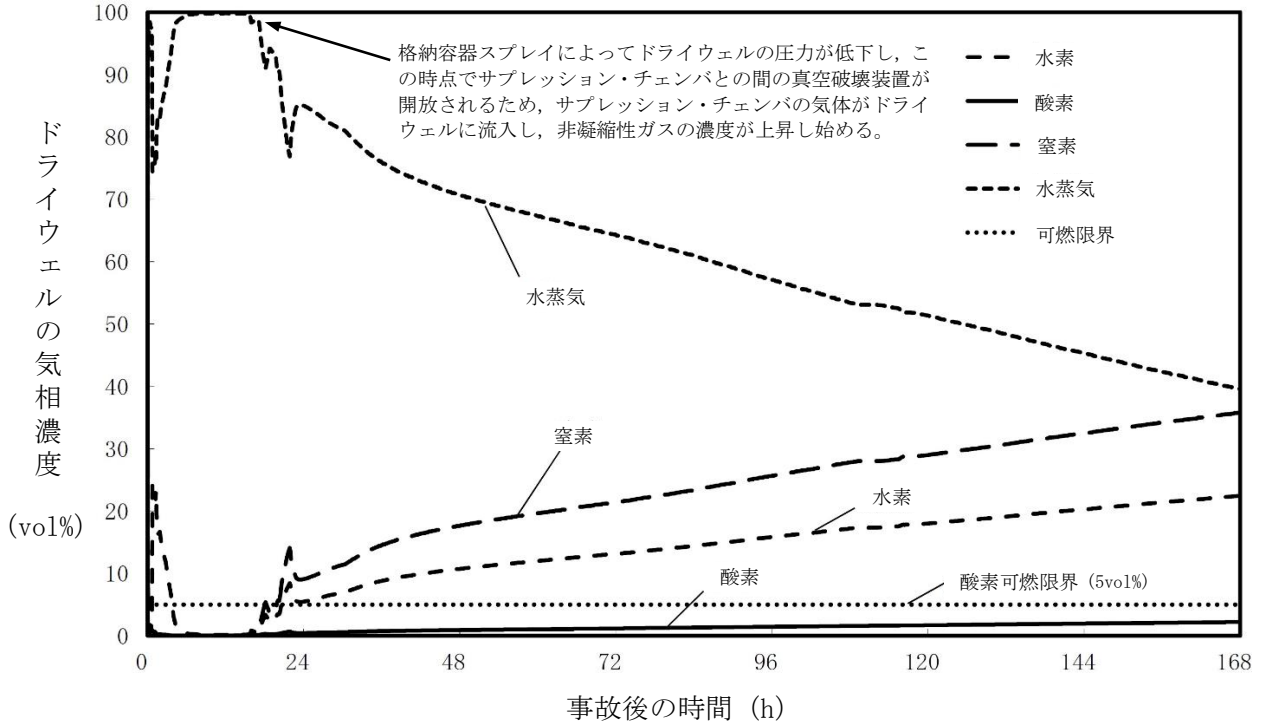


図 52-8-1 ドライウェル内の気体組成の推移(大 LOCA シナリオ+代替循環冷却)

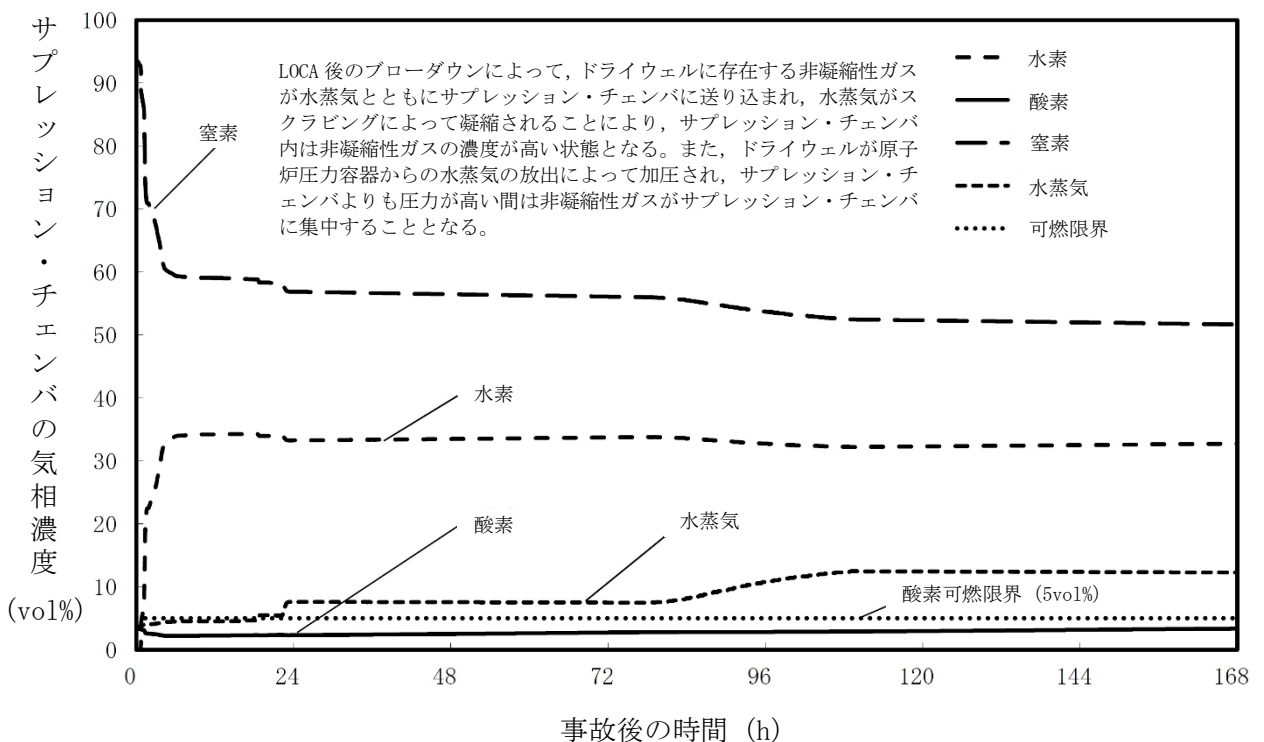


図 52-8-2 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移(大 LOCA シナリオ+代替循環冷却)

「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SBO」事故時において、設計基準事故対象設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$ を採用した場合についても、酸素濃度が可燃限界 (5vol%) に至るのは約 51 時間後となる。

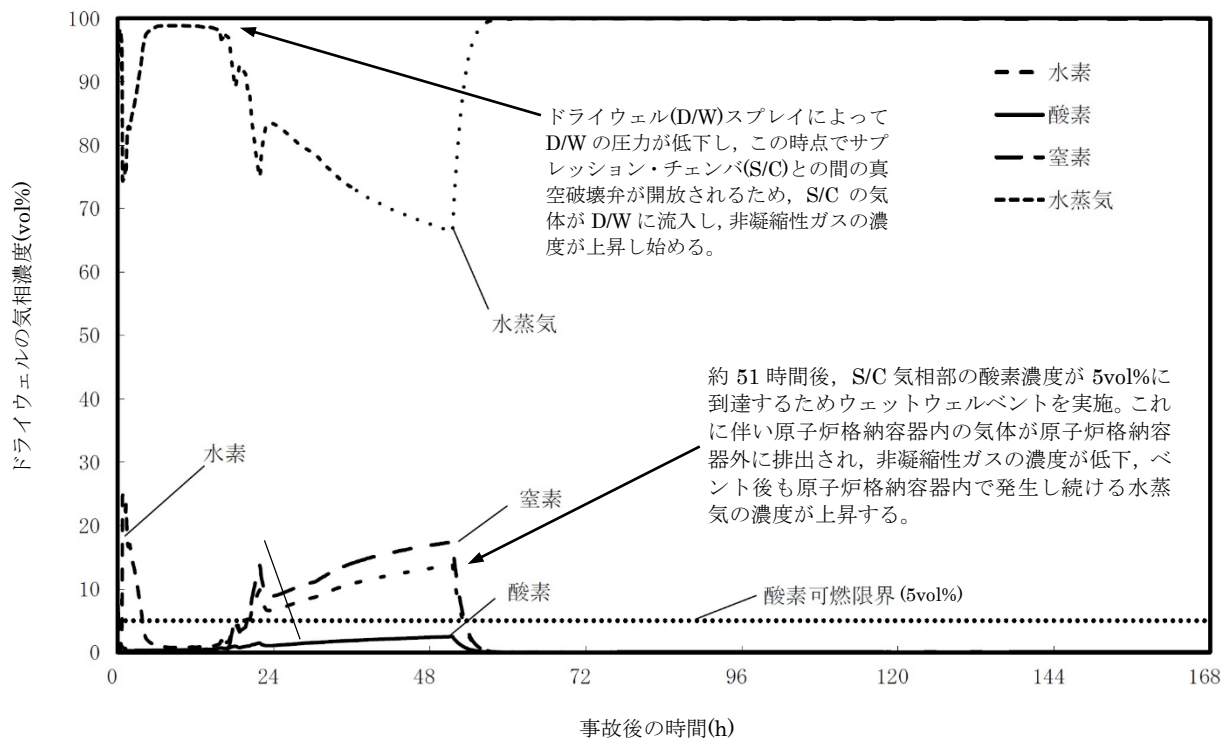


図 52-8-3 ドライウェル内の気体組成の推移 (大 LOCA シナリオ)

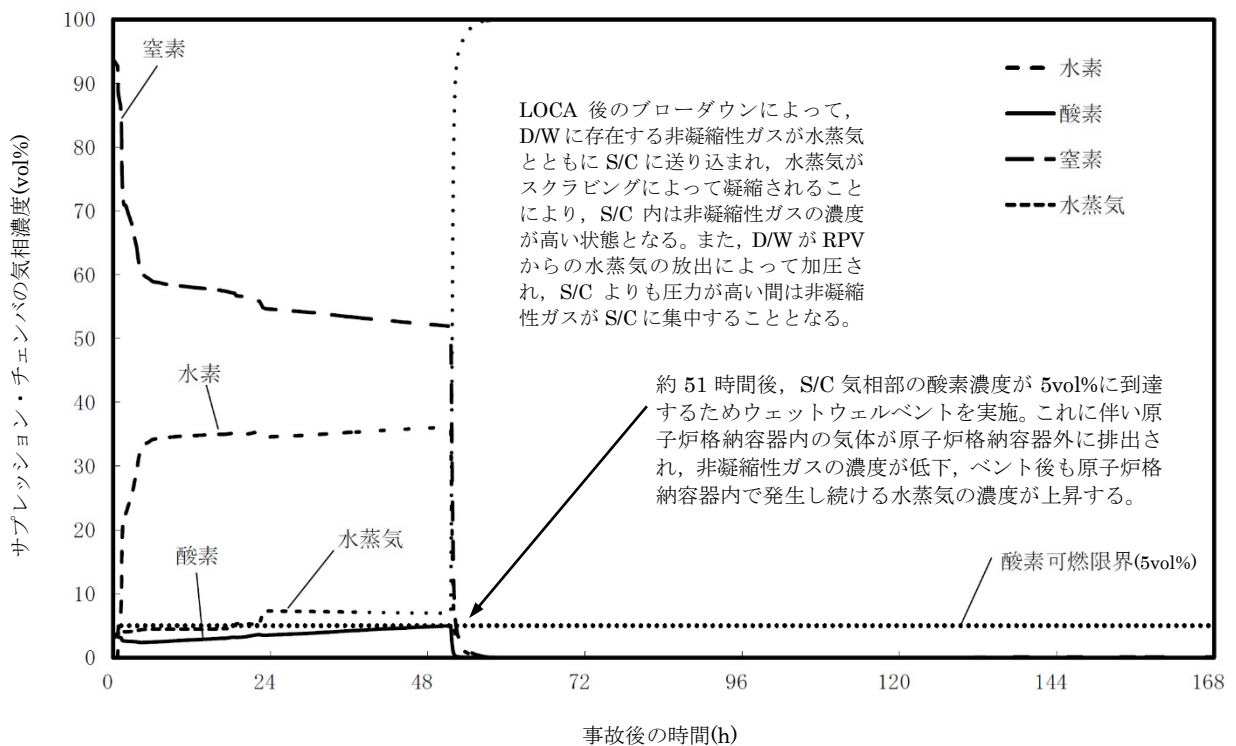


図 52-8-4 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移 (大 LOCA シナリオ)

(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%までの測定が可能であることが必要であることから、代替循環冷却時「大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+SB0」における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 (SA)	水素吸蔵材料式	0~100vol%	2	原子炉格納容器
格納容器内水素濃度	熱伝導式	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)

(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、過酷事故環境下における G 値に基づき、7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界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可燃限界に到達した場合と7 日間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。

a) 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合

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、格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は格納容器ベントによって格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5vol%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベント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。

代替原子炉補機冷却系等による除熱系が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは無視し得る程度となり、可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価について」3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.5 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響 参照）。

b) 7 日間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。

まず、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、a)と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり、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) 代替補機冷却系復旧以前における格納容器内の酸素濃度の推定

格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては、事故後の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、約22.5時間以前に格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5vol%)に至らないことを確認しているが、約22.5時間以前において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。

格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値($G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$)を入力とした評価結果(解析結果)により推定する。

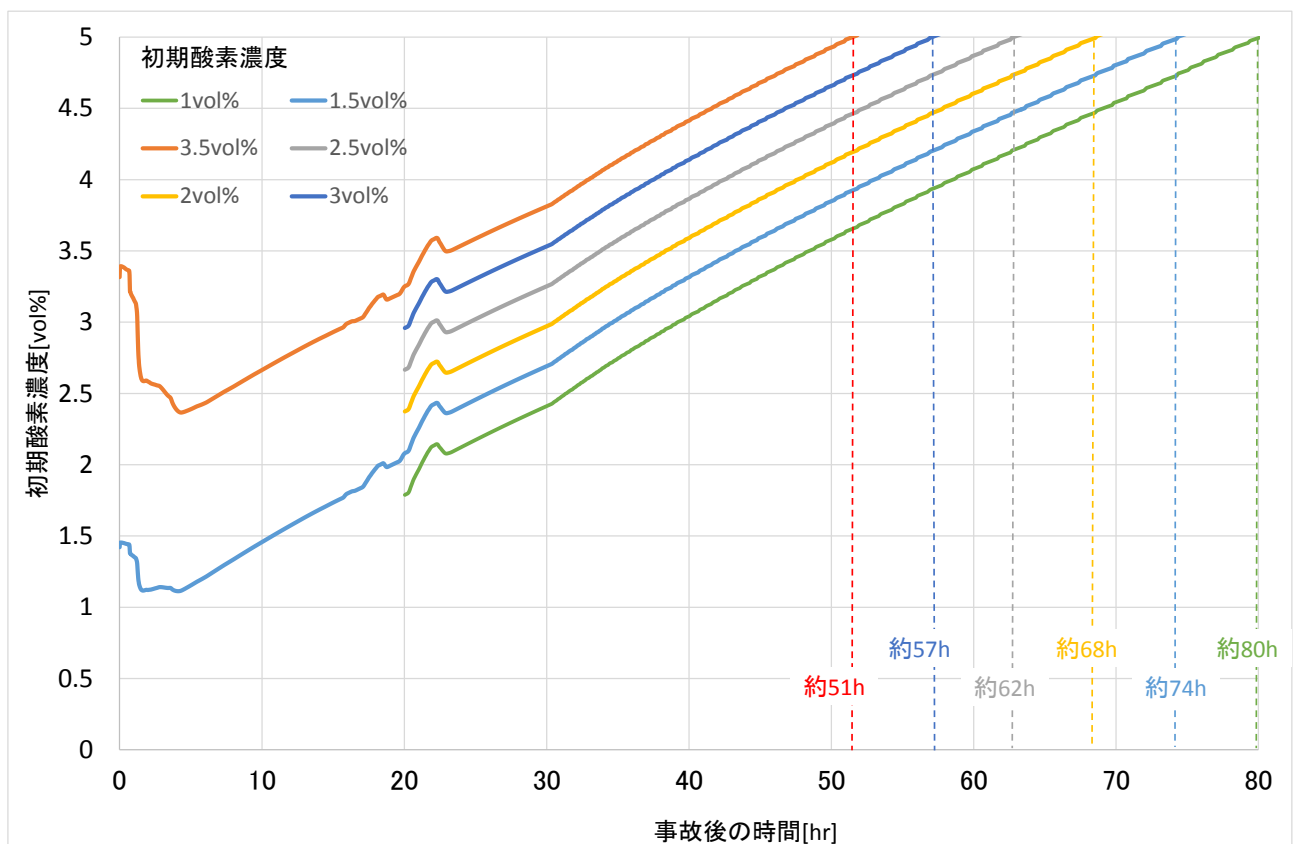


図 52-8-5 格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内酸素濃度変化

また、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、格納容器内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、事故時操作手順において、格納容器内圧力を変化させる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、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力が [] 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。

格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却を使用)の格納容器内圧力の変化を図52-8-6に示す。有効性評価の結果では、格納容器内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。

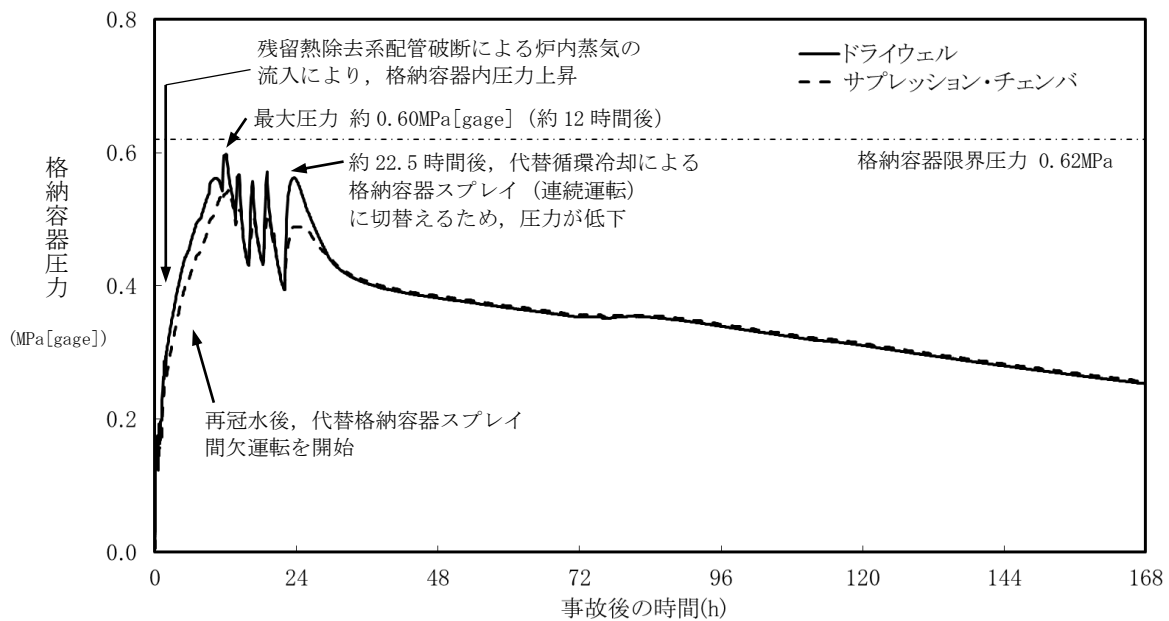


図 52-8-6 格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用）
の格納容器内圧力変化

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。

53-1 SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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		静的触媒式水素再結合器		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	53-3 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)	その他	M	
			関連資料	53-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	53-3 配置図		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	53-3 配置図 53-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
関連資料			—			
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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		静的触媒式水素再結合器動作監視装置		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	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	53-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	53-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器、ヒューズによる電気的な分離を行う)	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	53-3 配置図 53-6 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(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	53-2 単線結線図 53-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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		原子炉建屋水素濃度		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	53-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	53-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器、ヒューズによる電氣的な分離を行う)	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	53-3 配置図 53-6 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(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	53-2 単線結線図 53-3 配置図	

53-2 単線結線図

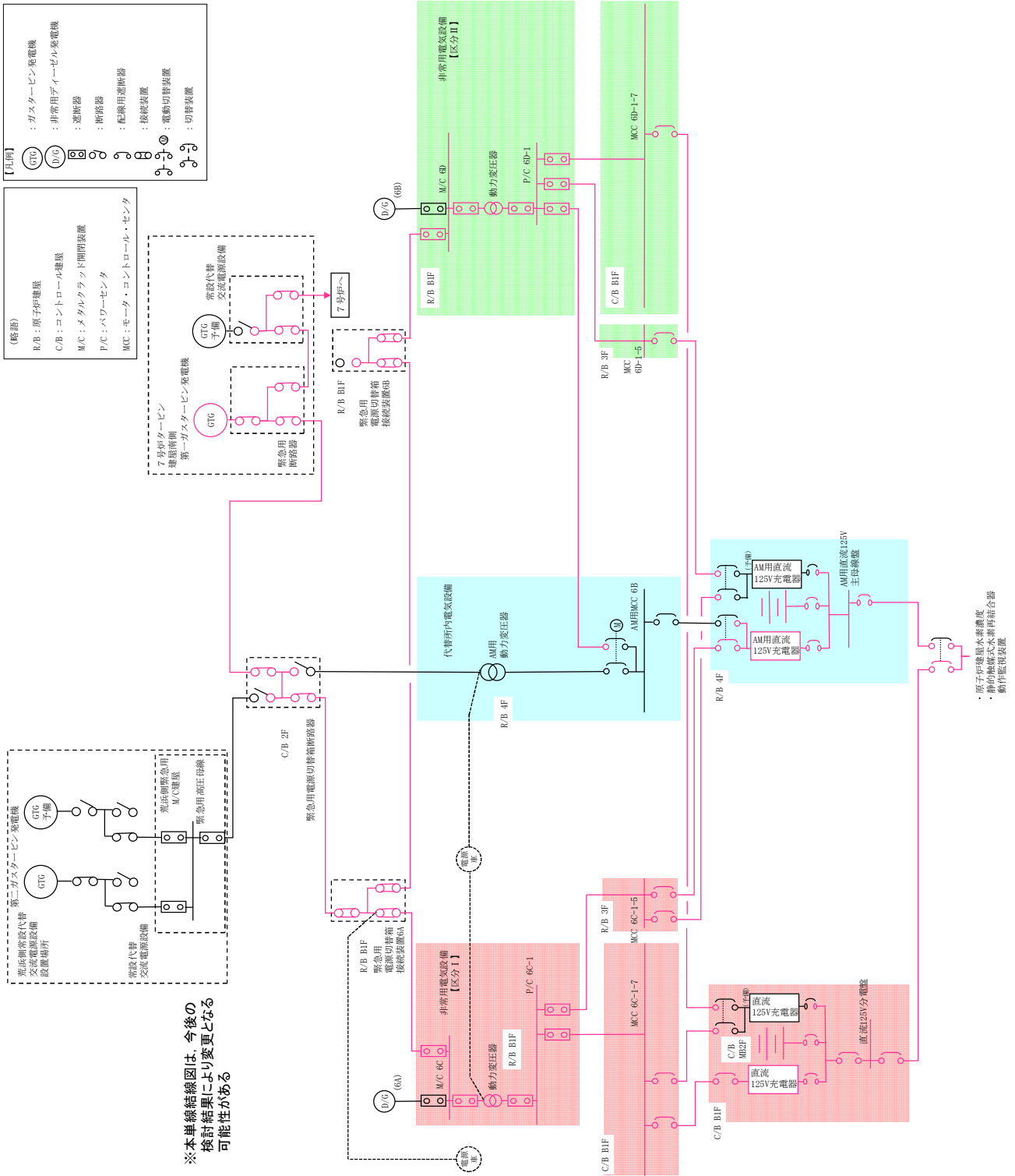


図1 単線結線図 (6号炉)

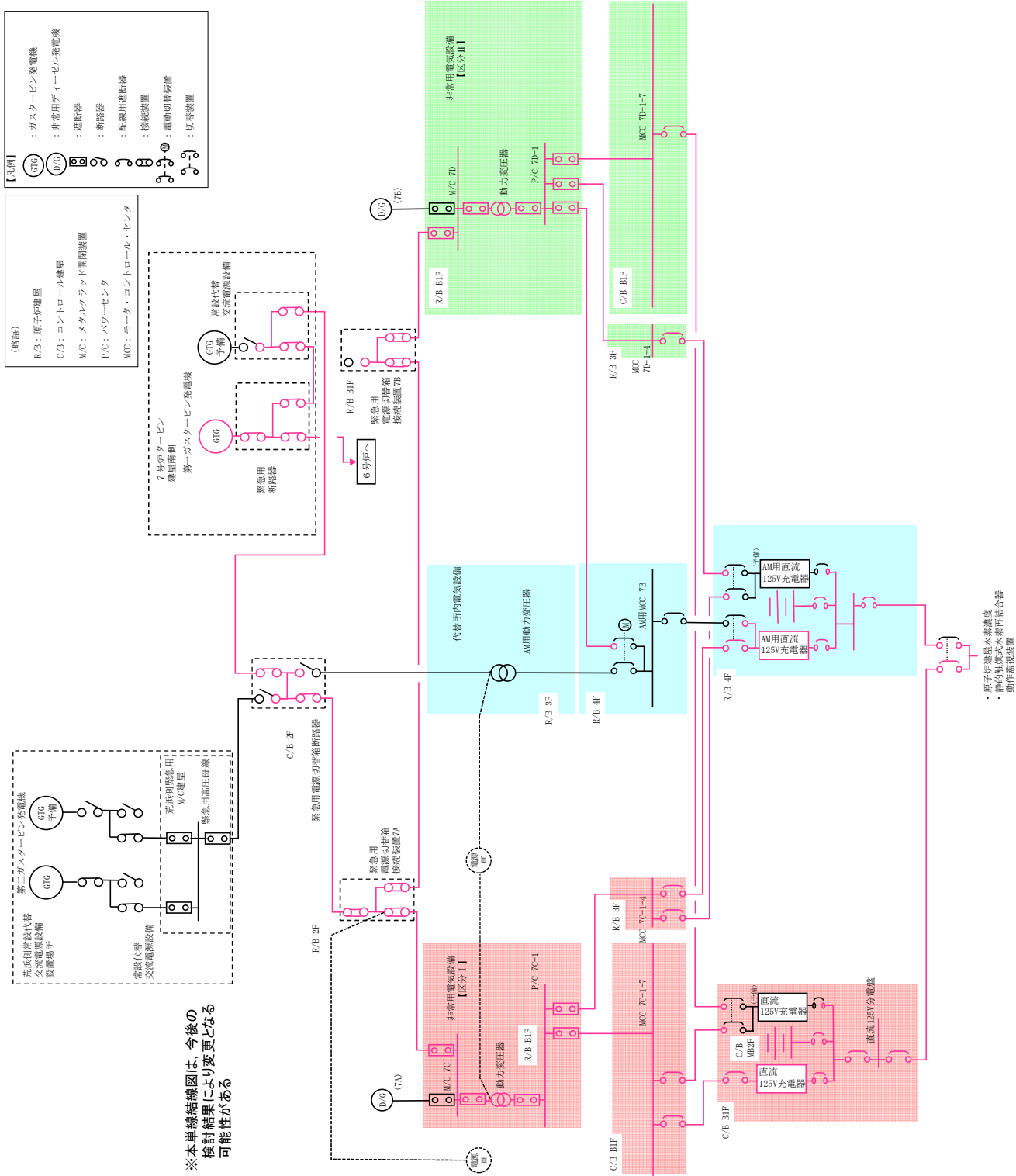


図2 単線結線図 (7号炉)

53-3 配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

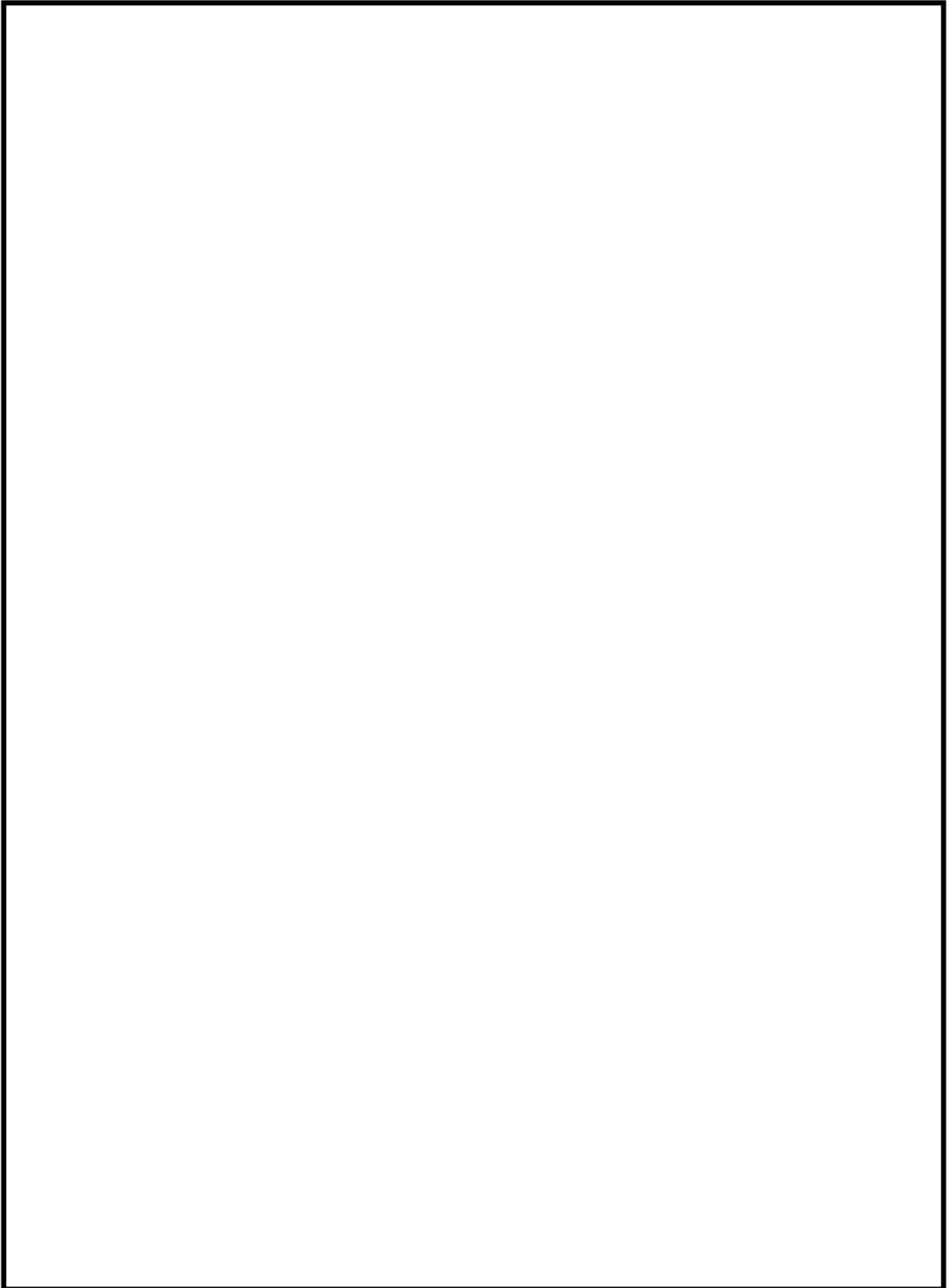


図1 機器配置図 (6号炉地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

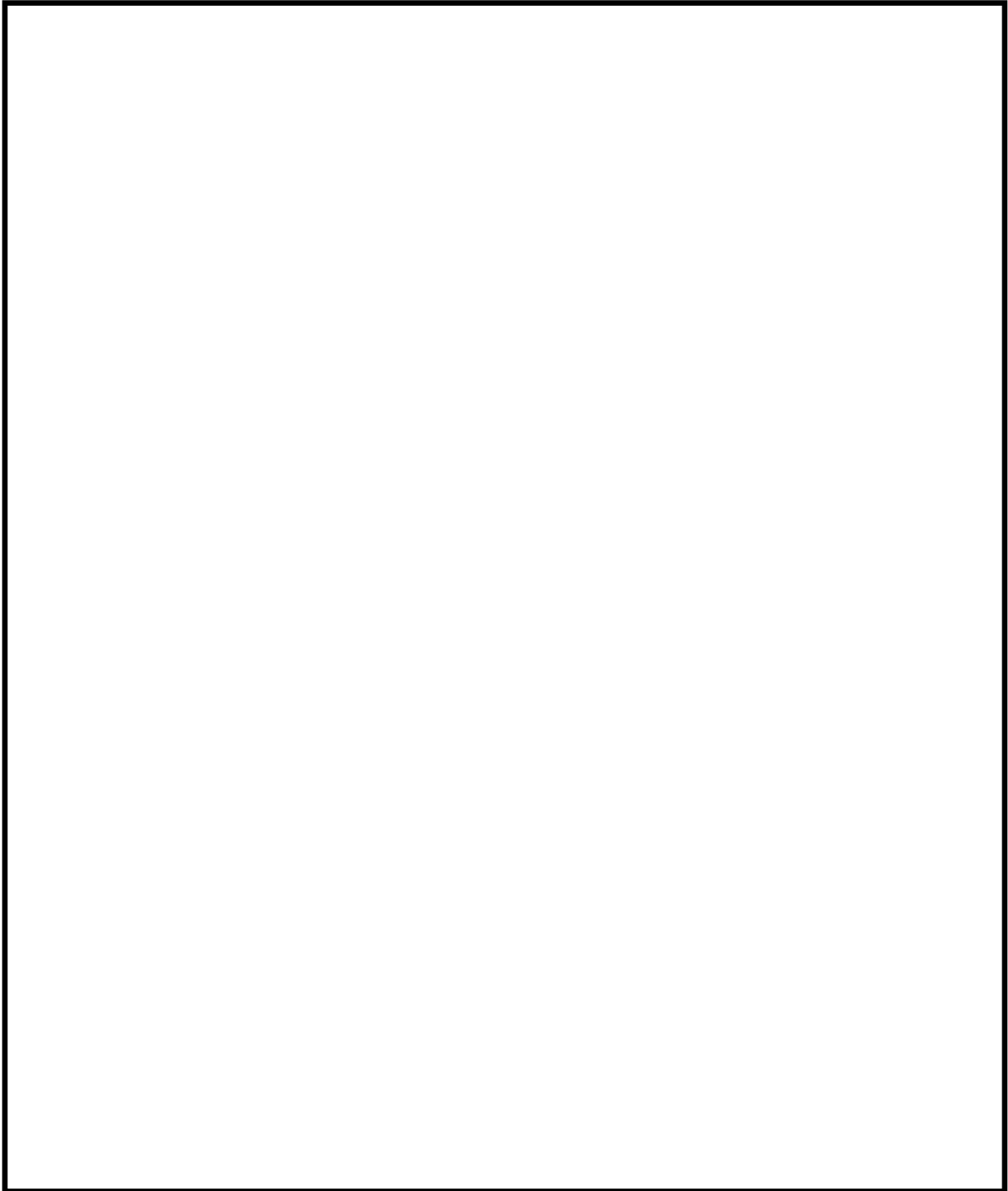


図 2 機器配置図 (6号炉地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

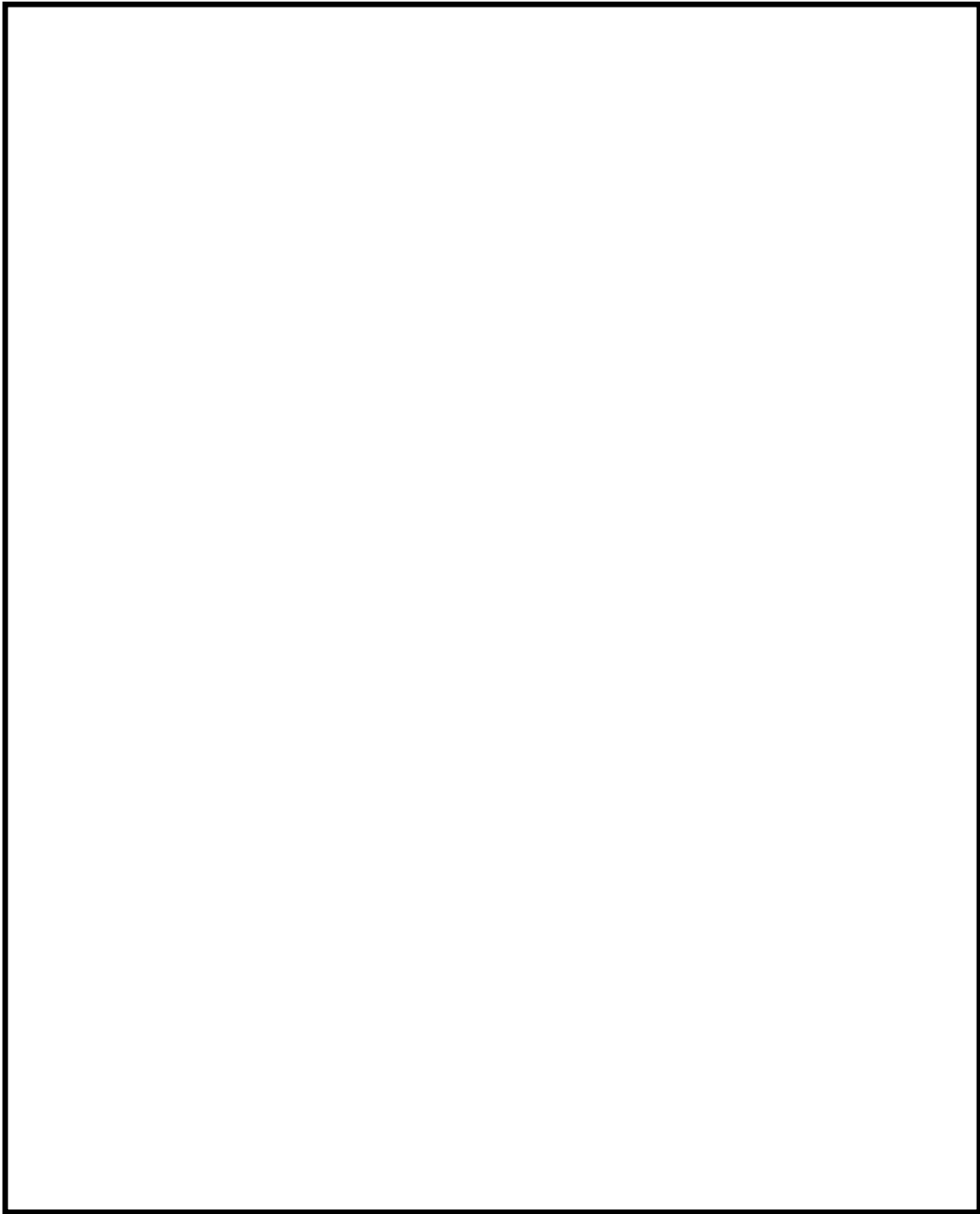


図3 機器配置図 (6号炉地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

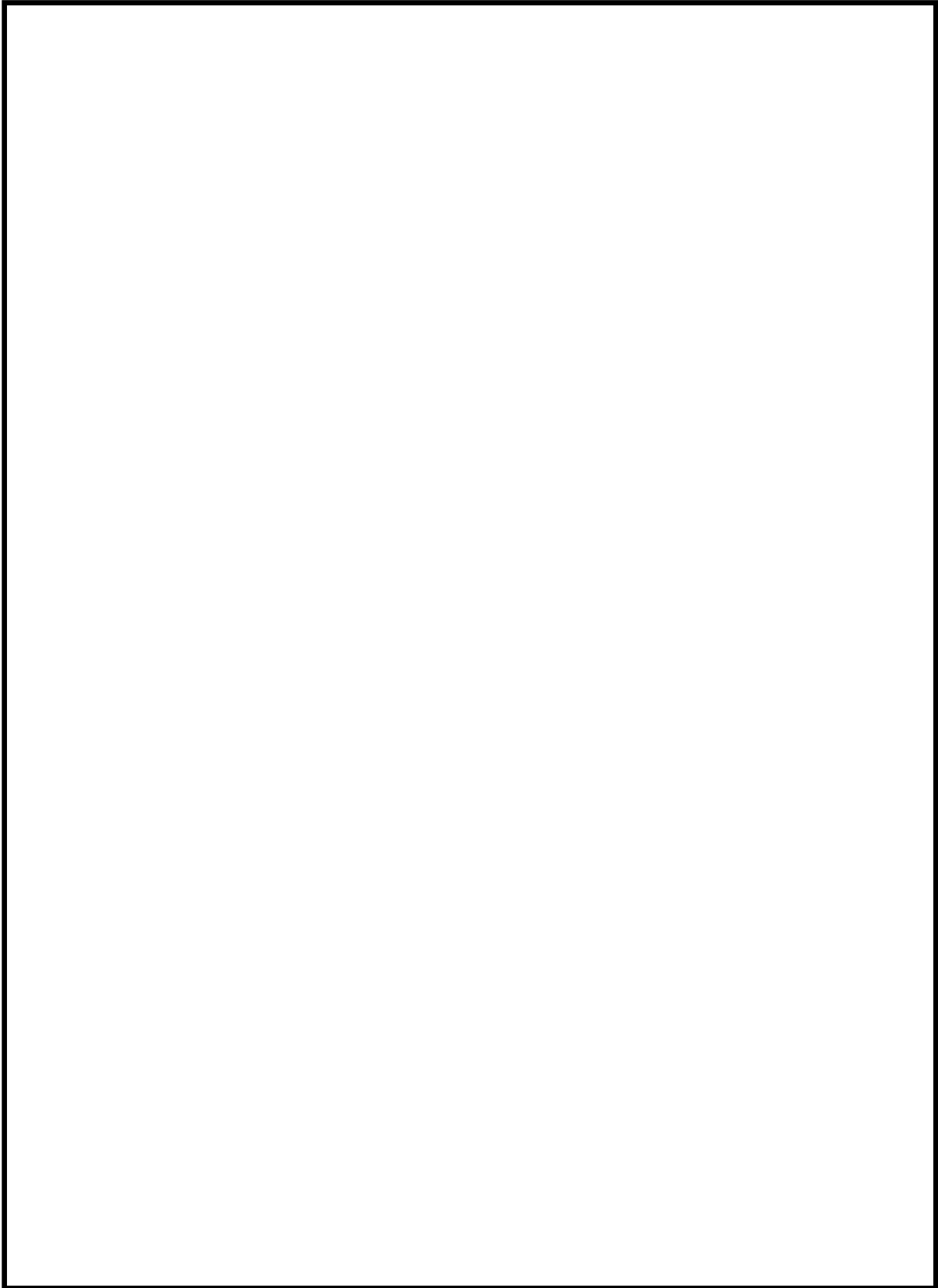


図 4 機器配置図 (6 号炉地下中 2 階及び地下 2 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

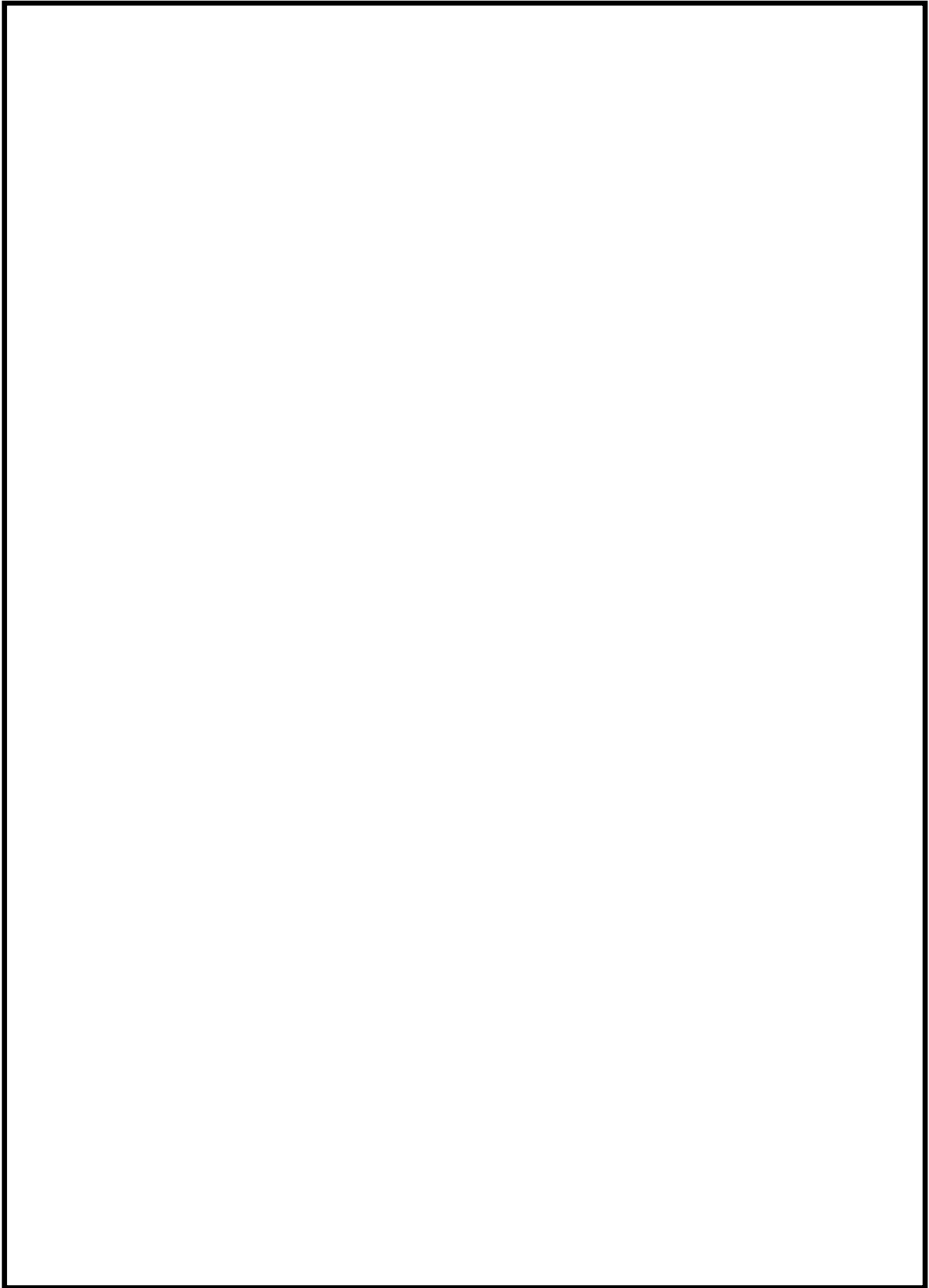


図 5 機器配置図 (7号炉地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

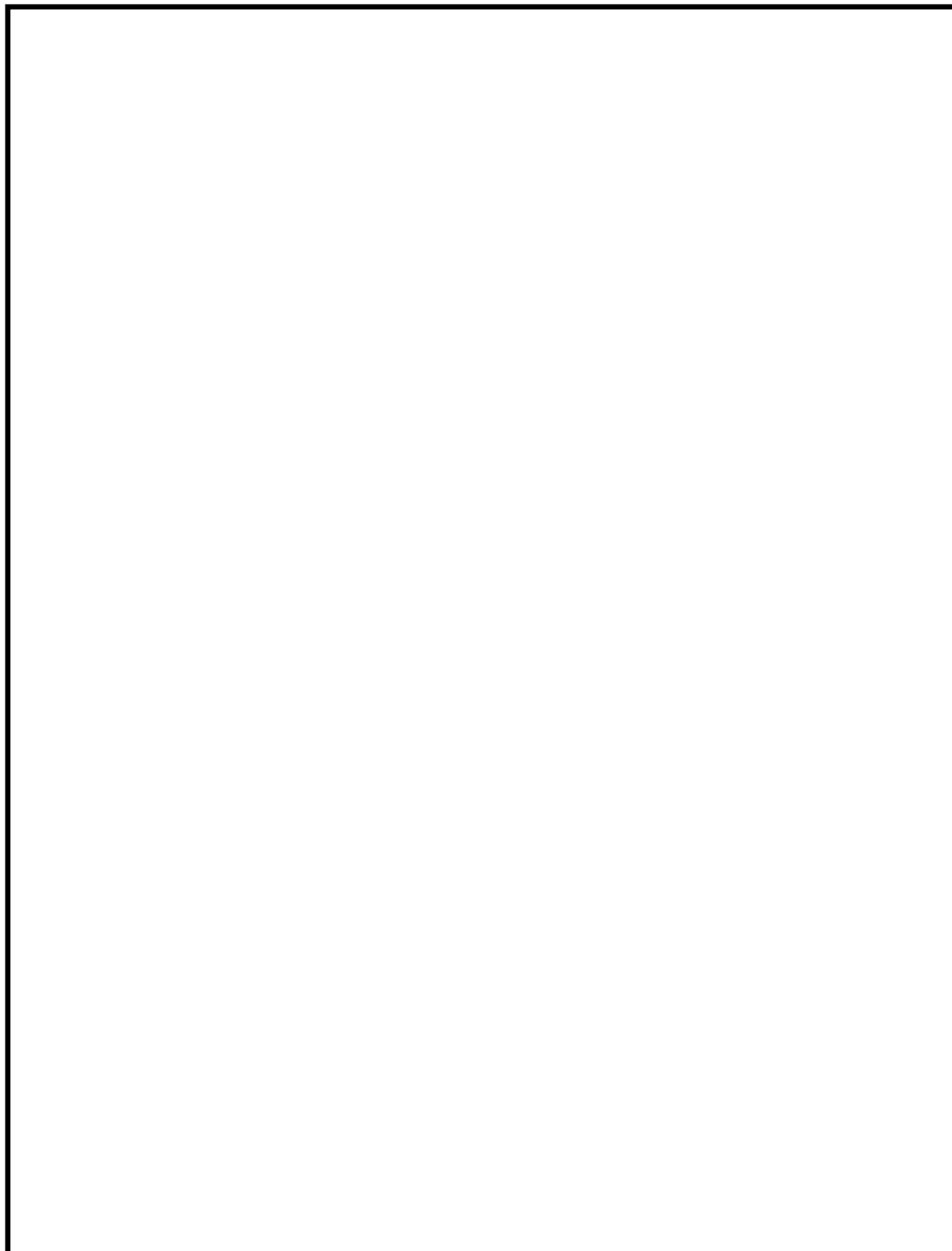


図 6 機器配置図 (7号炉地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

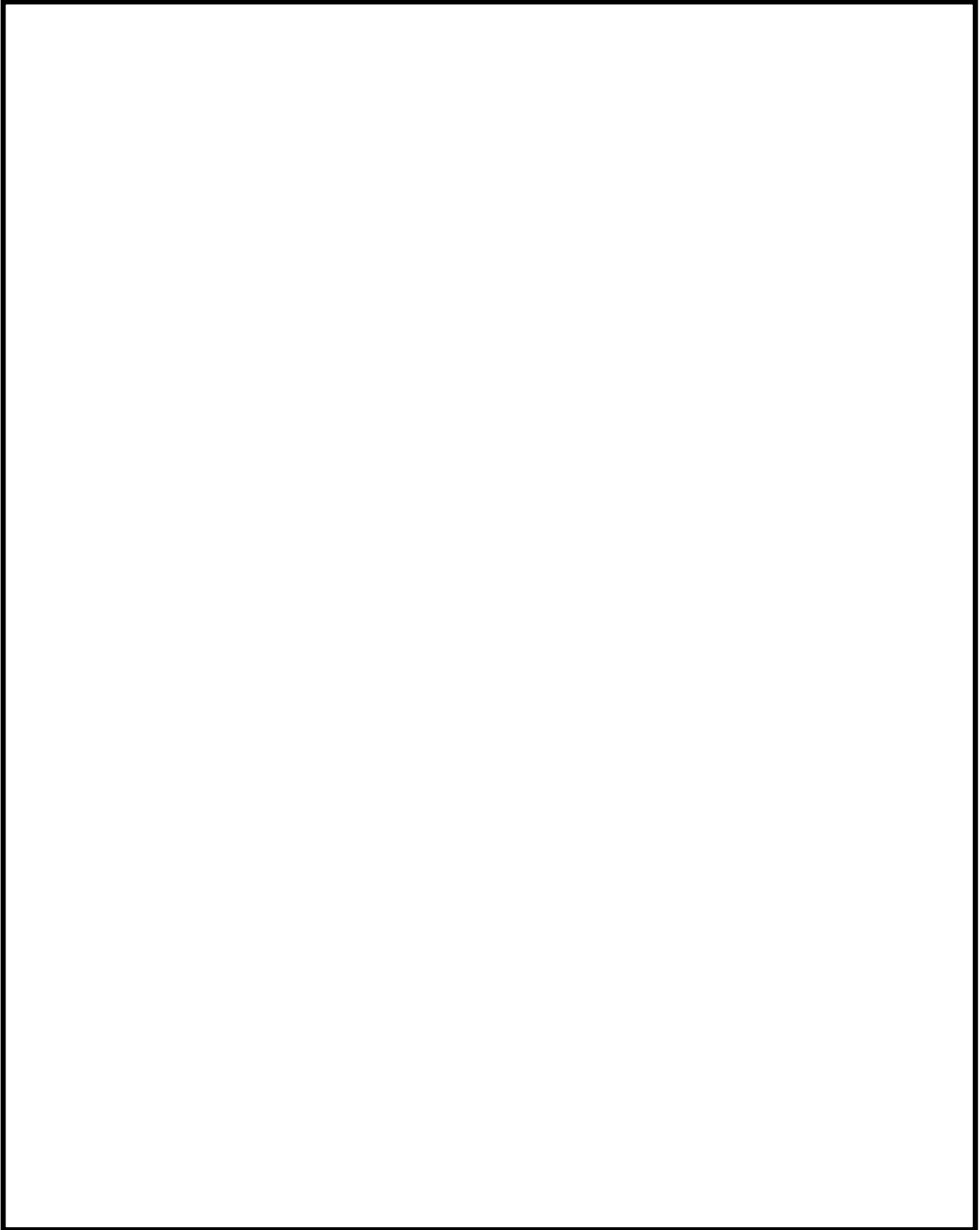


図 7 機器配置図 (7号炉地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません



図 8 機器配置図 (7 号炉地下中 2 階及び地下 2 階)

53-4 系統図

1. 計装設備の系統概要図

静的触媒式水素再結合器動作監視装置，原子炉建屋水素濃度の系統概要図を図 1 及び 2 に示す。

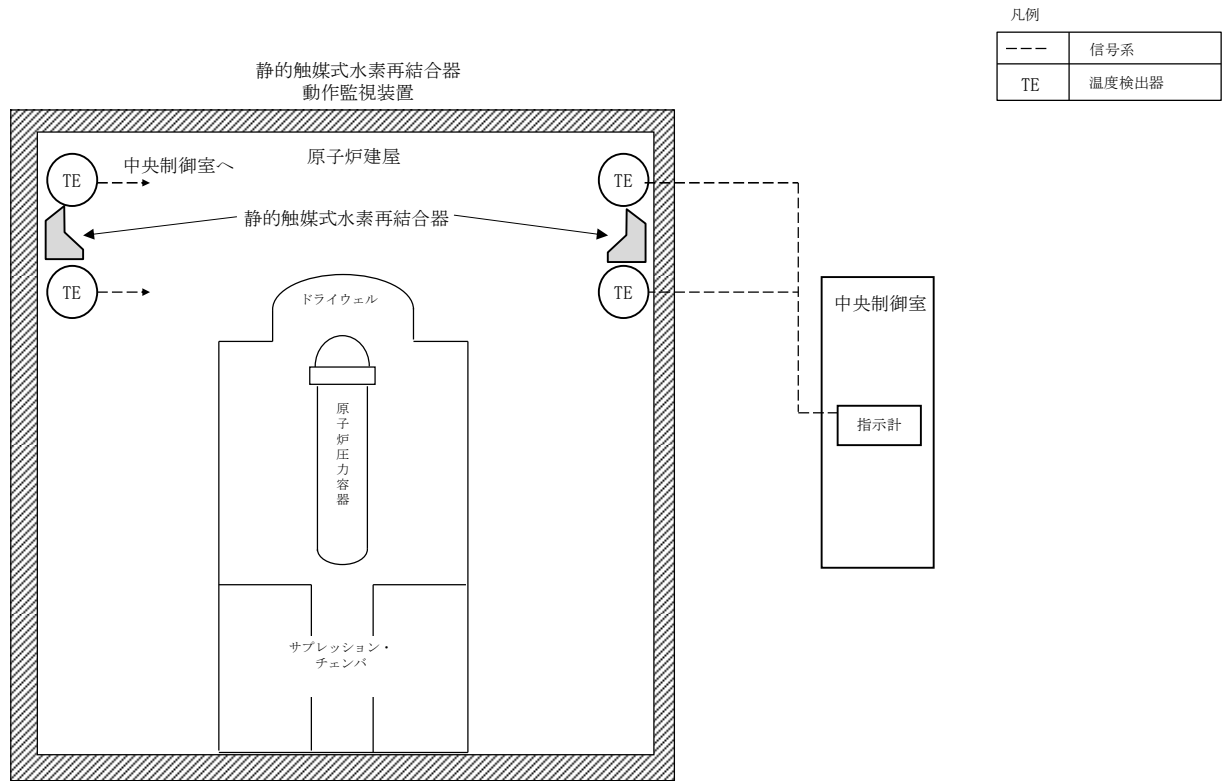


図 1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

凡例

---	信号系
H2E	水素検出器

原子炉建屋水素濃度

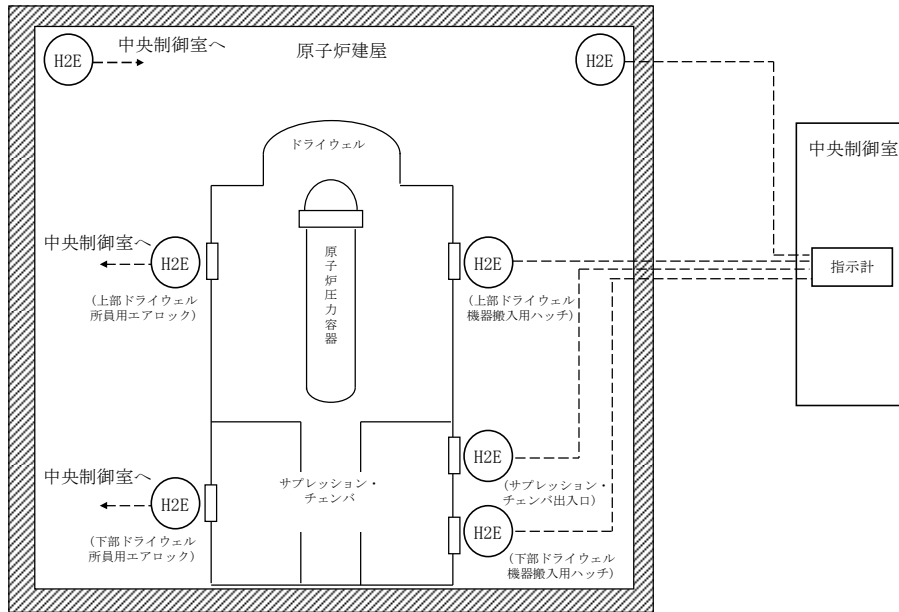


図 2 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

53-5 試験及び検査

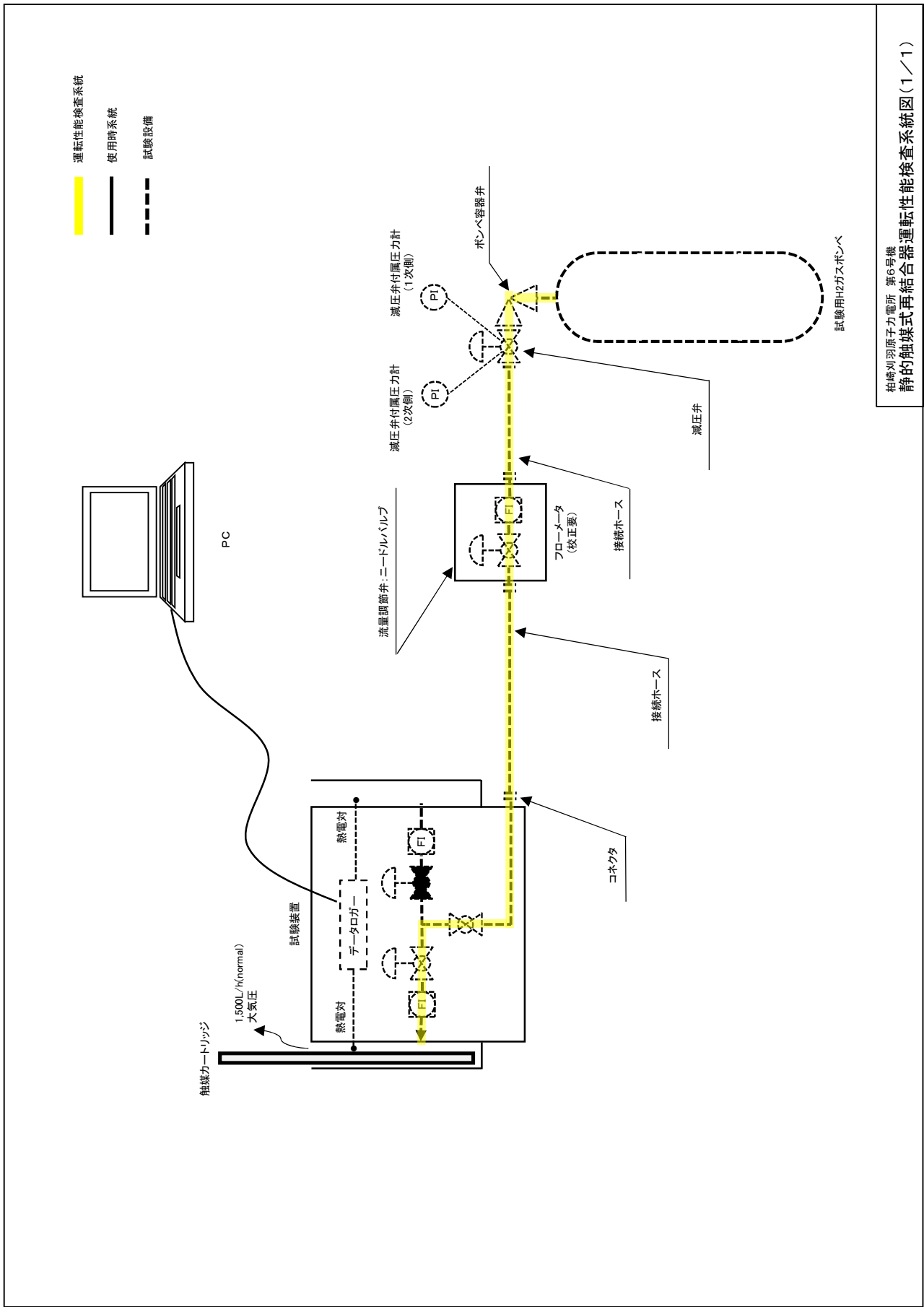


図1 静的触媒式水素再結合器の試験及び検査 (6号炉の例)

○計装設備の試験・検査について

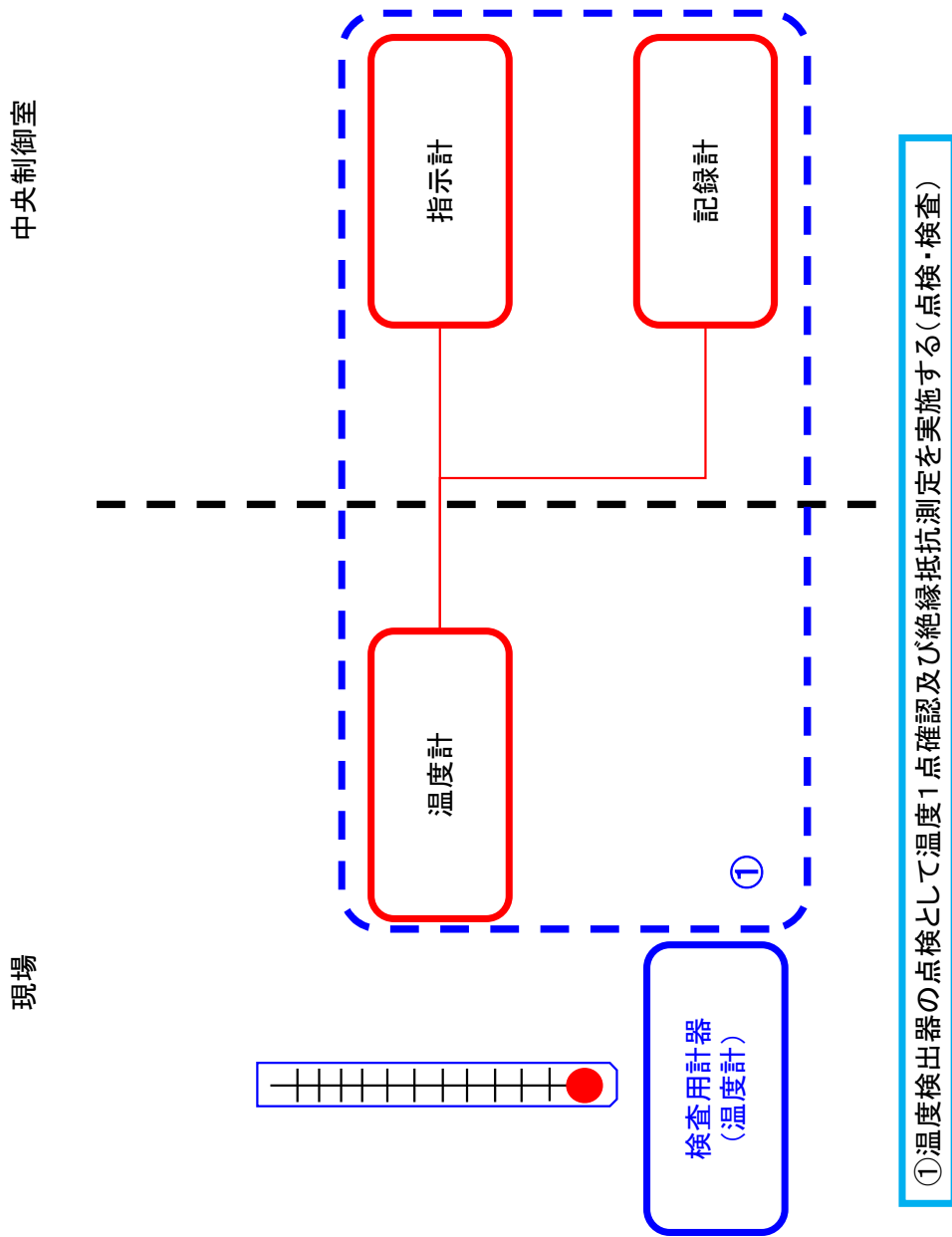
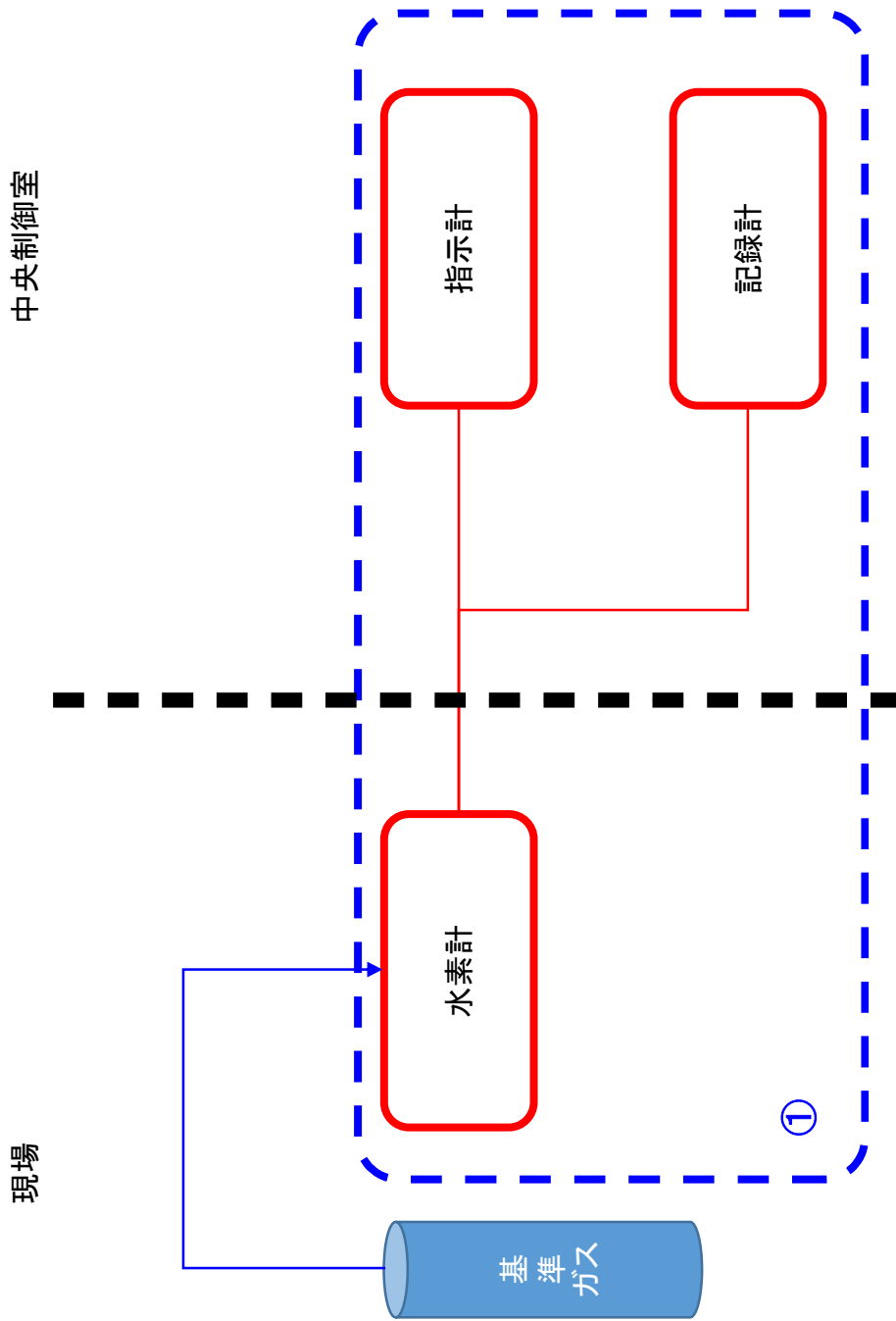


図2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験及び検査



①検出器の点検として水素濃度1点の確認を基準ガスによる校正により実施する(点検・検査)

図3 原子炉建屋水素濃度の試験及び検査

53-6 容量設定根拠

・ 静的触媒式水素再結合器

名 称		静的触媒式水素再結合器
水素処理容量	kg/h/個	約0.25 (水素濃度4.0vol%, 100℃, 大気圧において)
最高使用温度	℃	300
個数	個	56

【設 定 根 拠】

静的触媒式水素再結合器（以下、PAR という）は、常設重大事故等対処設備として設置する。

PARは、重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

1. 水素処理容量

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、設置場所に配慮して、触媒カートリッジが PAR 1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプを採用する。メーカーによる開発試験を通じて、NIS 社製 PAR の 1 個あたりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力、雰囲気温度に対して、以下の式で表される関係にあることが示されている。

PAR の基本性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots (式 1)$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10⁻⁵Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクター

スケールファクターSF について、6 号及び 7 号炉は PAR-11 タイプを採用し、PAR には各々11 枚の触媒カートリッジが装荷されるため、SF=「11/88」となる。スケールファクターの妥当性については別添資料-3 の「2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について」で示す。

これらに以下の条件を想定し、PARの水素処理容量を算出する。

- ・水素濃度 C_{H_2}
水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため、4vol%とする。
- ・圧力 P
重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (1.01325 bar) とする。
- ・温度 T
保守的に 100°C (373.15 K) とする。

以上により、PAR 1個あたりの水素処理容量は、0.25 kg/h/個 (水素濃度 4vol%, 大気圧=1.01325 bar, 温度 100°C=373.15K) となる。

2. 最高使用温度

PARのハウジング、取付ボルトの強度評価を行うため、最高使用温度として 300°Cを設定する。

PARは水素再結合反応により発熱するため、雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。PARの設置目的は原子炉建屋の水素爆発防止であるため、水素ガスの可燃限界濃度である 4vol%時におけるPARの温度を最高使用温度とする。

水素濃度 4vol%時におけるPARの温度については、Sandia National Laboratory (SNL)における試験を参照する。

詳細は別添資料-3の「添付2 静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について」で示す。

3. 個数

実機設計（PAR の個数を踏まえた設計）においては、反応阻害物質ファクターを乗じた式(2)を用いる。反応阻害物質ファクターとは、重大事故時に格納容器内に存在するガス状水素による PAR の性能低下を考慮したものであり、当社の設計条件においては、保守的に格納容器内設置例での知見に基づいて「0.5」とする。

実機設計における性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO_2} \quad \dots\dots\dots \text{式(2)}$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H_2} : PAR 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10^{-5} Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクター
- $F_{inhibit}$: 反応阻害物質ファクター (-)

1) 必要個数の計算

格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し、これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては、静的触媒式水素再結合器の水素処理容量に重大事故時の反応阻害物質ファクターとして 0.5 を乗じた水素処理量を用いる。

- ・ 水素ガスの発生量 : 約 1600 kg
- ・ 原子炉格納容器の漏えい率 : 10%/日
- ・ 反応阻害物質ファクター $F_{inhibit} = 0.5$
- ・ 水素処理量 = 0.25 kg/h/個 × 0.5
= 0.125 kg/h/個
- ・ 必要個数 = (約 1600 kg × 10%/日) / (24 h/日) / 0.125 kg/h/個
= 53.3 個

これより、PAR の必要台数は 54 台以上を設置台数とする。なお、実際の PAR 設置台数は、余裕を見込み 6 号炉に 56 台、7 号炉に 56 台設置する。

2) 水素濃度を可燃限界以下にできることの確認

上記水素処理容量及び個数により、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界以下に抑制できることを、解析評価により確認している。詳細は別添資料-3 の「2.2.1.2 設計仕様」で示す。

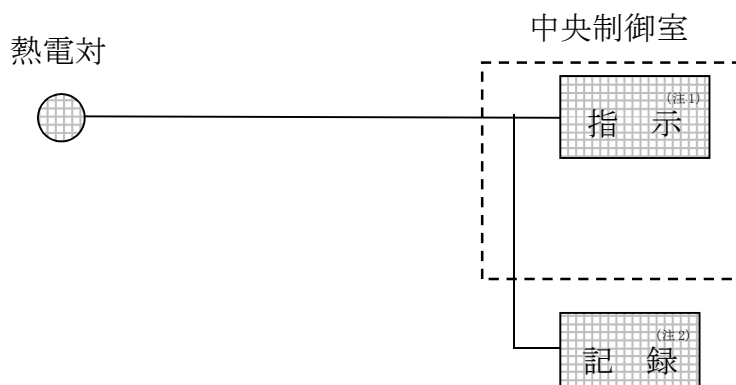
・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

(1) 設置目的

水素濃度制御設備として、原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置し、重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。そのため、静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うことを目的に静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室で監視可能な設計とする。

(2) 設備概要

静的触媒式水素再結合器 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、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、静的触媒式水素再結合器 動作監視を中央制御室に指示し、記録する。(図1 「静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図」参照。)



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

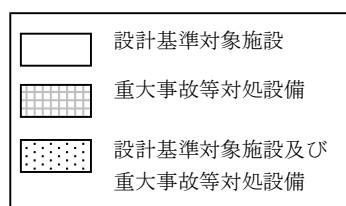


図1 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図

(3) 計測範囲

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様を表1に、計測範囲を表2に示す。

表1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4※	原子炉建屋地上4階

※ 2基の静的触媒式水素再結合器に対して、出入口に1個設置

表 2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の計測範囲

名 称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
静的触媒式 水素再結合器 動作監視装置	0～300℃	—	—	—	300℃ 以下	重大事故等時において、 静的触媒式水素再結合器 作動時に想定される温度 範囲を監視可能である。

*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

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

・原子炉建屋水素濃度

(1) 設置目的

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等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内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（図 2, 3「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。）

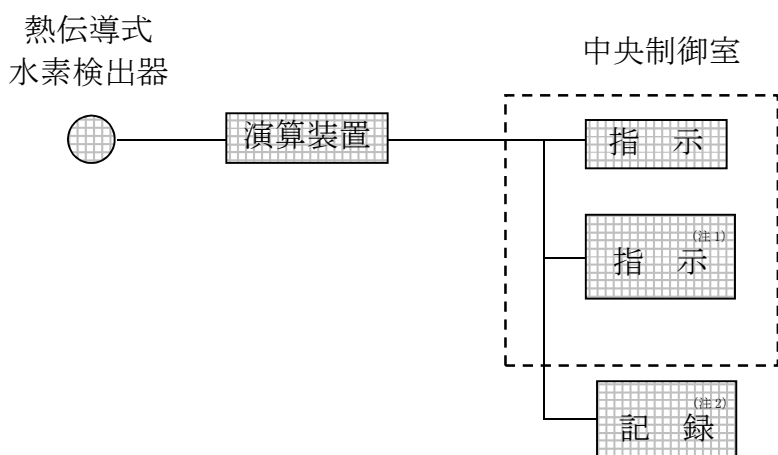
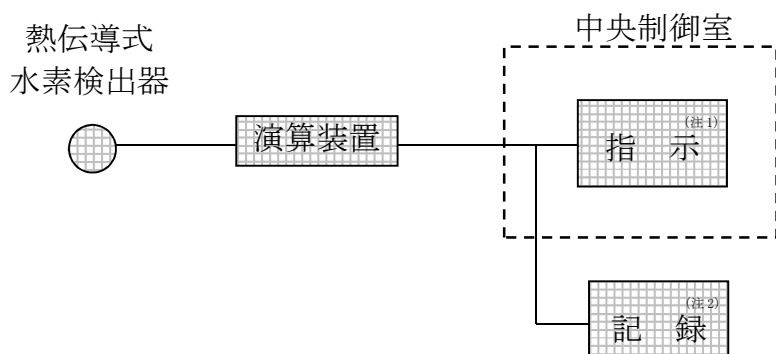


図 2 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

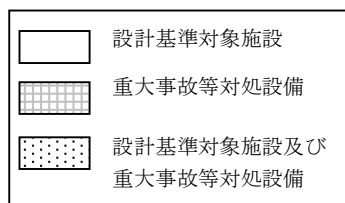


図 3 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

原子炉建屋水素濃度の仕様を表3に、計測範囲を表4に示す。

表3 原子炉建屋水素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋水素濃度	熱伝導度方式	0~20vol%	7	原子炉建屋地上4階:2個 原子炉建屋地上2階:2個 原子炉建屋地下1階:1個 原子炉建屋地下中2階:1個 原子炉建屋地下2階:1個

表4 原子炉建屋水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
原子炉建屋水素濃度	0~20 vol%	—	—	—	2vol% 以下	重大事故等時において、 水素ガスと酸素ガスの可 燃限界（水素濃度： 4vol%）を監視可能であ る。

*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

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

53-7 その他設備

以下に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備の概要を示す。

(1) 格納容器頂部注水系の設置

格納容器頂部注水系は、重大事故等時において、格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有する。格納容器頂部は図1に示すように、原子炉ウェルに注水することで、格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。格納容器トップヘッドフランジは事故時の過温、過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し閉じ込め機能強化を図る。改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋への水素漏えいを抑制できる。

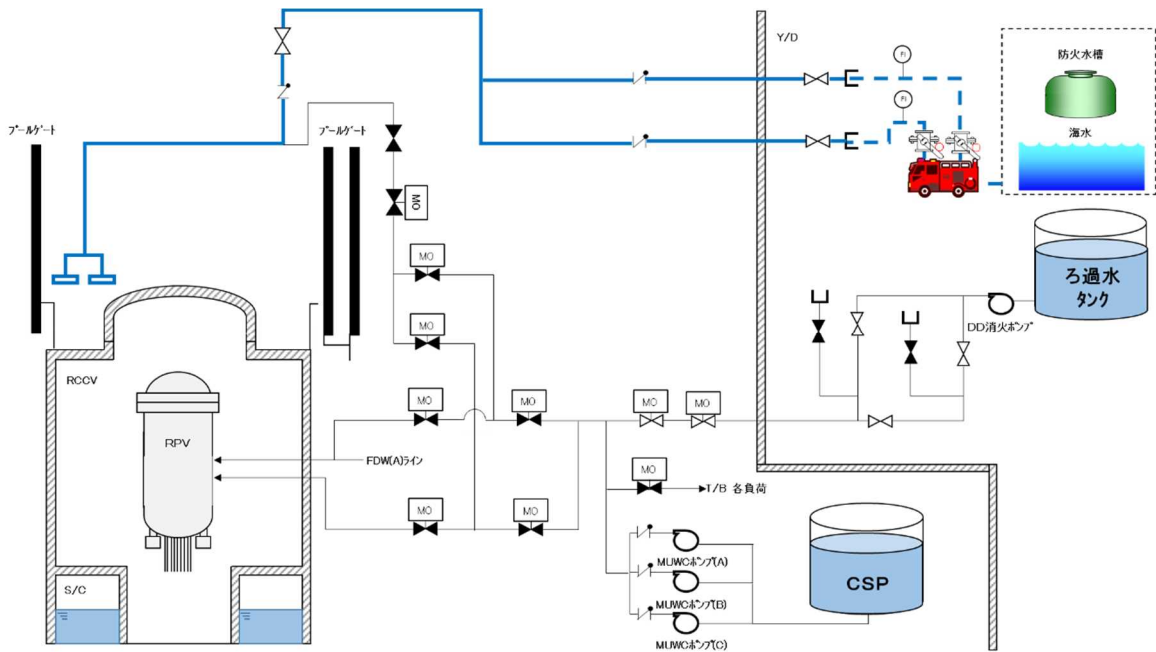


図1 格納容器頂部注水系 概要図

格納容器頂部注水系は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、外部接続口等から構成され、重大事故等発生時に原子炉建屋外から代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）の水、若しくは海水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。

なお、ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェル内雰囲気温度）の指示値を中央制御室にて監視することで、継続的に格納容器頂部が冷却できていることを確認可能である。

(2) サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水手段の整備

サプレッションプール浄化系により復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。

サプレッションプール浄化系の本来の主要機能は、ろ過脱塩装置によりサプレッションプール水の浄化を行い、DSピット及び原子炉ウェルへの水張り水としての水質基準を満足させることである。耐震重要度 S クラスの設備ではないが、重大事故等時において設備が健全であれば、復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水することで格納容器頂部注水系と同等の効果を期待できる。

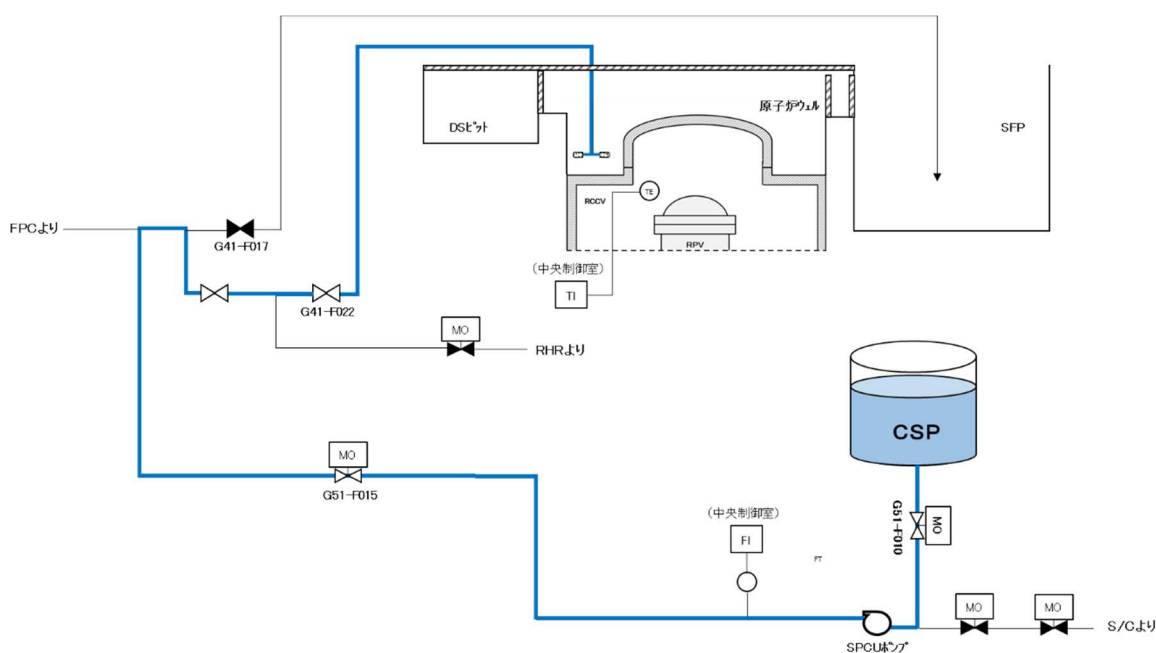


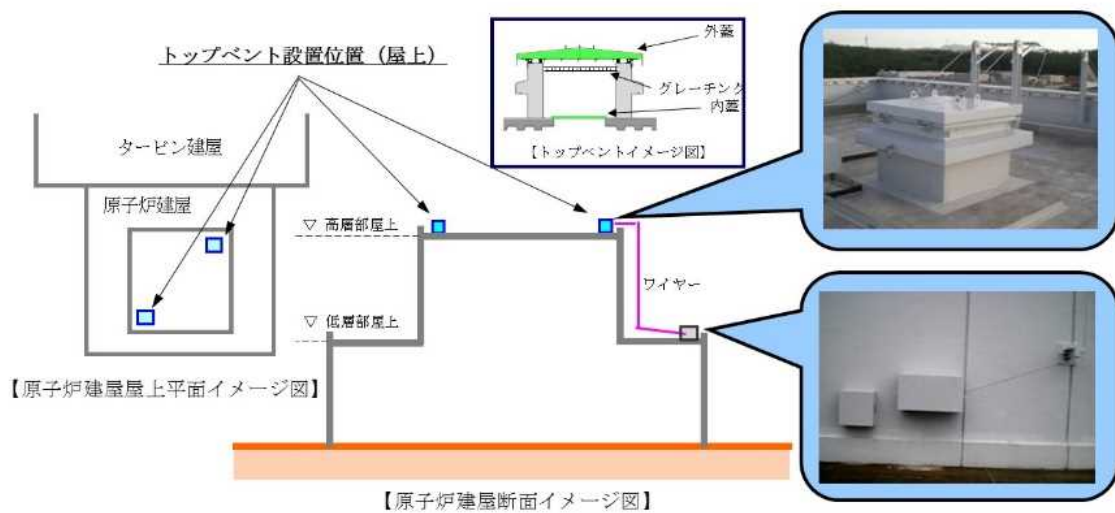
図2 サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水 概要図

(3) 原子炉建屋トップベント設備の設置

原子炉建屋トップベント設備を設置し、仮に原子炉建屋内の水素濃度が上昇した場合においても、オペレーティングフロア天井部の水素ガスを外部へ排出することで、水素ガスの建屋内滞留を防止する設計とする。

原子炉建屋トップベント設備はワイヤーにて遠隔で操作可能な設計とし、トップベントを開放する場合は、原子炉建屋外への放射性物質の拡散を抑制するため、放水砲による原子炉建屋屋上への放水を並行して実施することとする。

なお、放水砲については「3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」で示す。



55 条

55-1 SA 設備基準適合性 一覧表

55-2 配置図

55-3 系統図

55-4 試験及び検査

55-5 容量設定根拠

55-6 接続図

55-7 アクセスルート図

55-8 その他設備

55-1
SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

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		大容量送水車、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、放射性物質吸着材、汚濁防止膜、 小型船舶		類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図		
	第 2 号	操作性	現場操作		B	
		関連資料	55-3 系統図, 55-6 接続図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	大容量送水車	ポンプ, ファン, 圧縮機	A	
			放水砲, 泡原液混合装置, 泡原液搬送車 放射性物質吸着材, 汚濁防止膜, 小型船舶	その他	M	
	関連資料	55-4 試験・検査説明資料				
	第 4 号	切り替え性	(本来の用途として使用)		対象外	
		関連資料	55-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
			その他(飛散物)	—	対象外	
			関連資料	55-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	現場操作		A a	
		関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備	C	
			関連資料	55-5 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬 SA の接続性	常設設備と接続しない		対象外
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	常設設備と接続しない		対象外
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図		
		第 4 号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		—
	関連資料		55-2 配置図, 55-6 接続図			
	第 5 号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備なし)		B b	
関連資料		55-2 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	55-7 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	同一機能の設備なし		対象外	
		サポート系要因	サポート系なし		対象外	
		関連資料	本文			

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-2
配置図

55-2-1

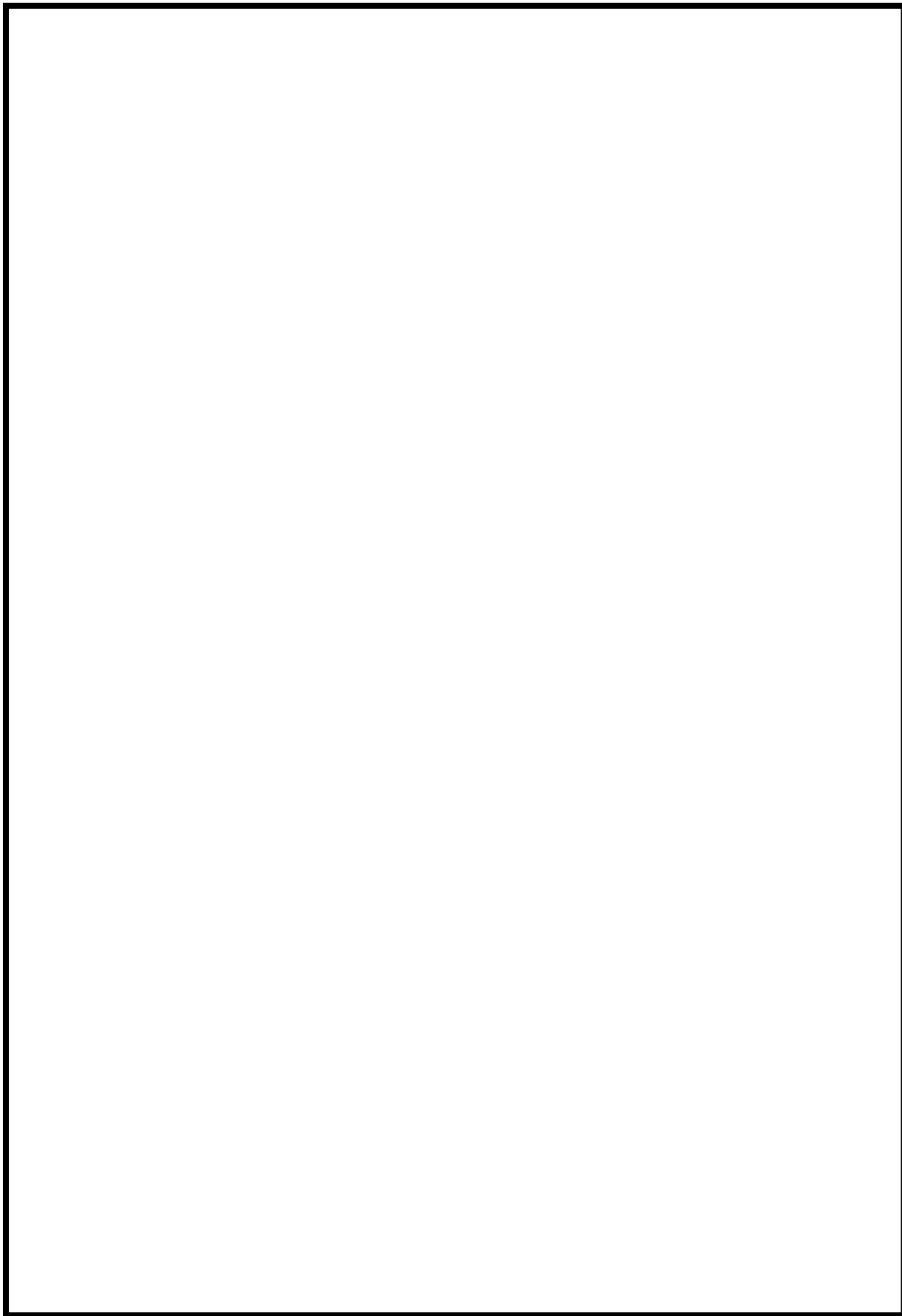


图 2-1 大容量送水車配置図

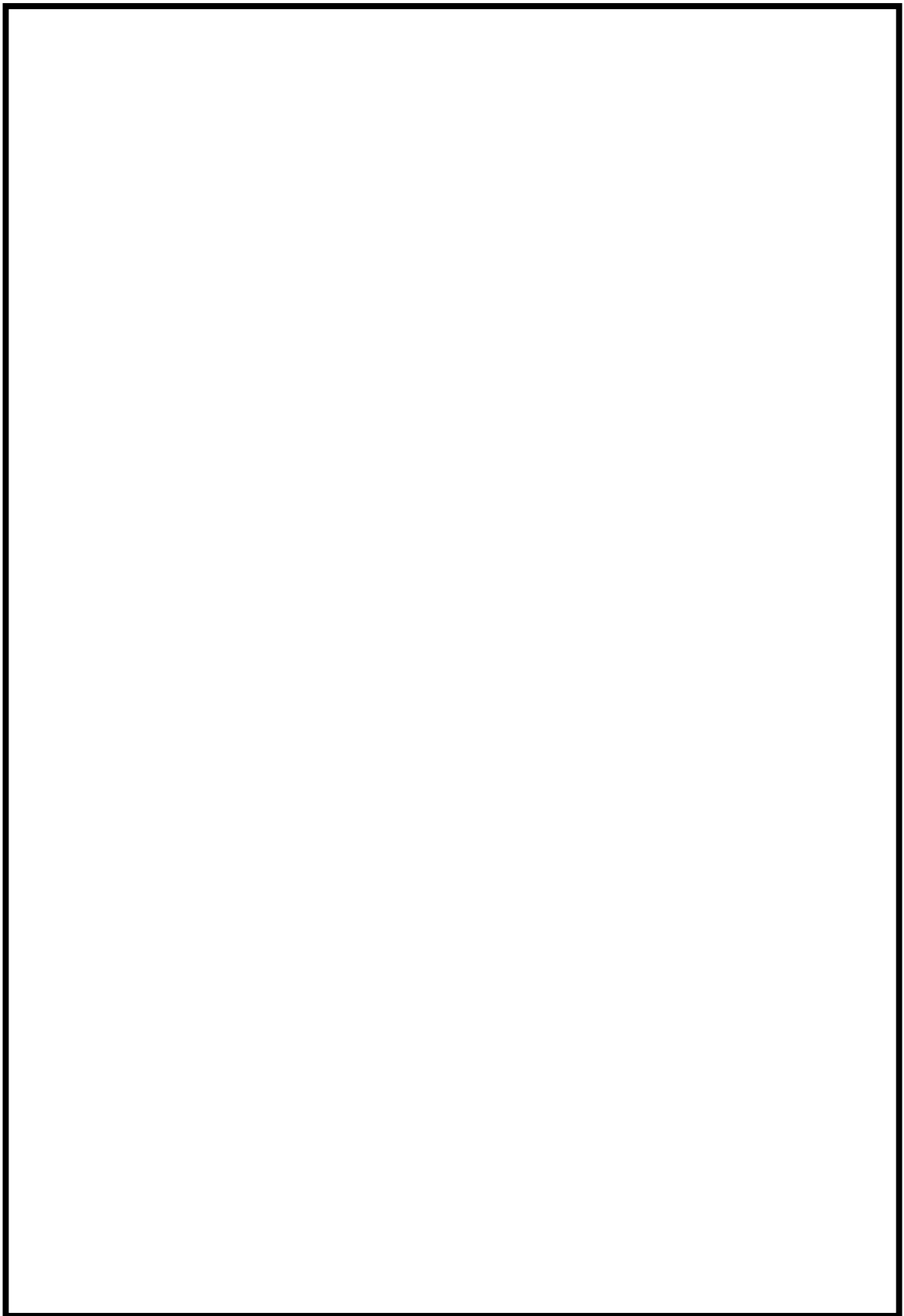


图 2-2 放水砲・泡原液混合装置・搬送車配置図

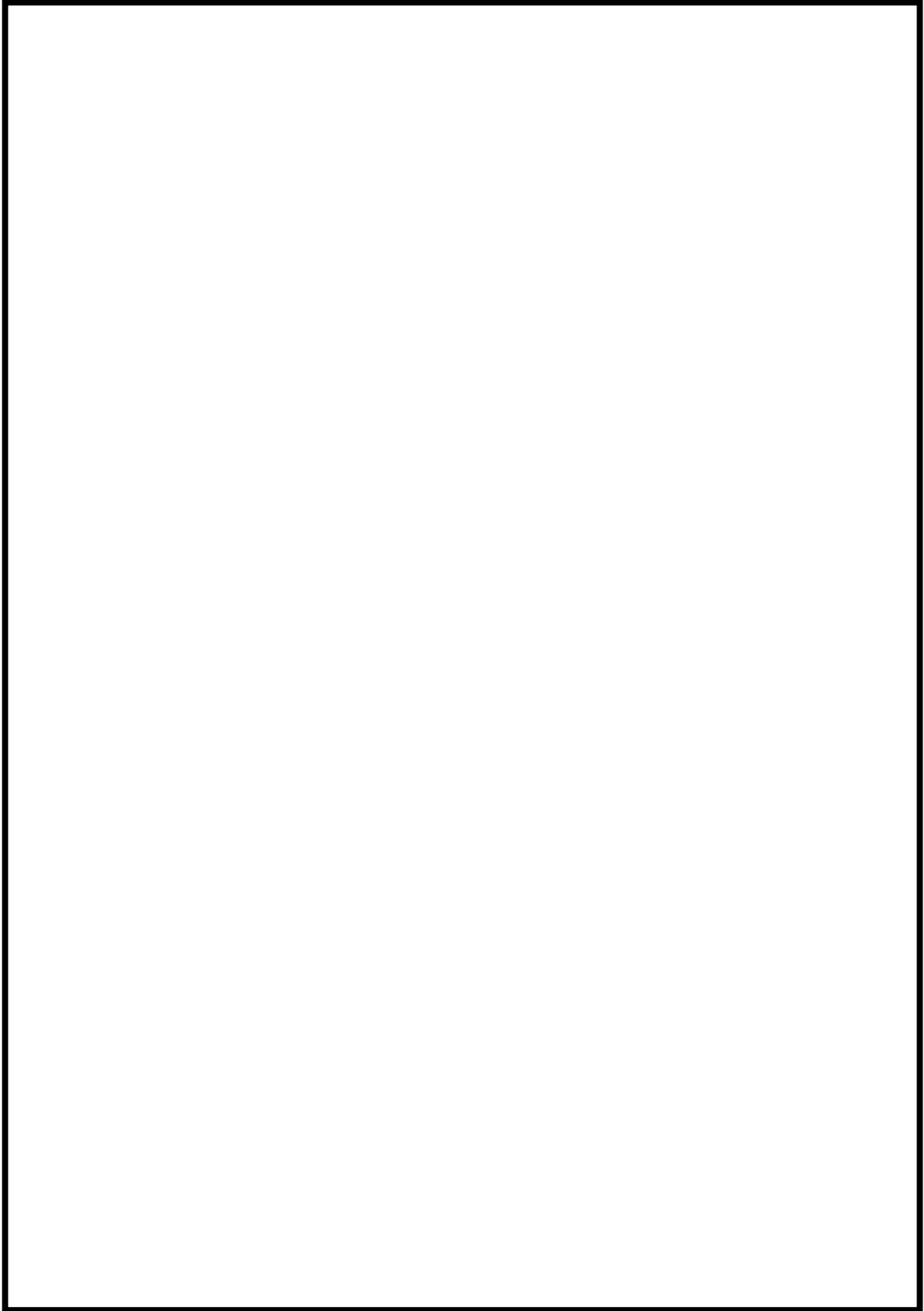


図 2-3 放射性物質吸着材配置図

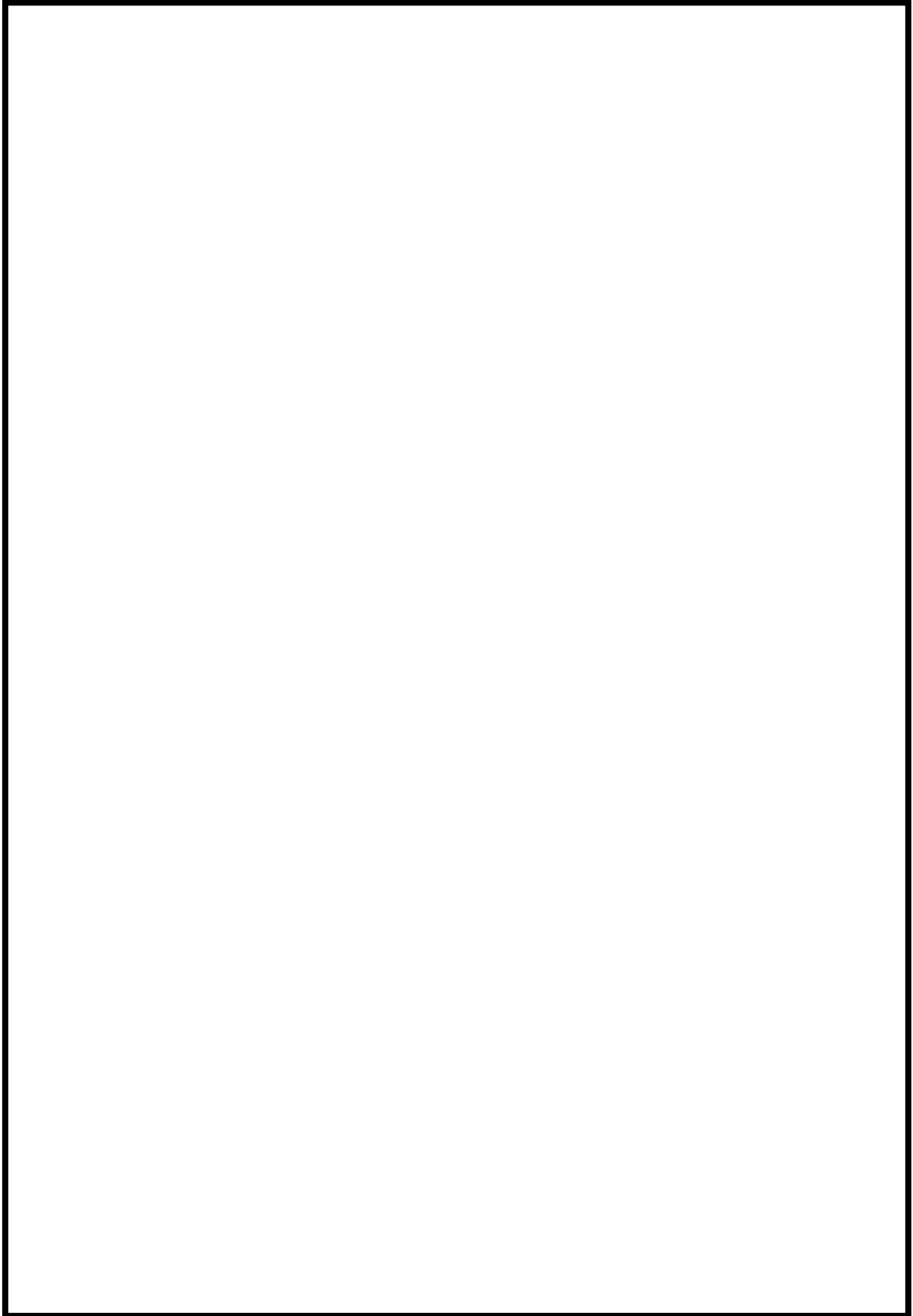


図 2-4 汚濁防止膜・小型船舶配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-3
系統図

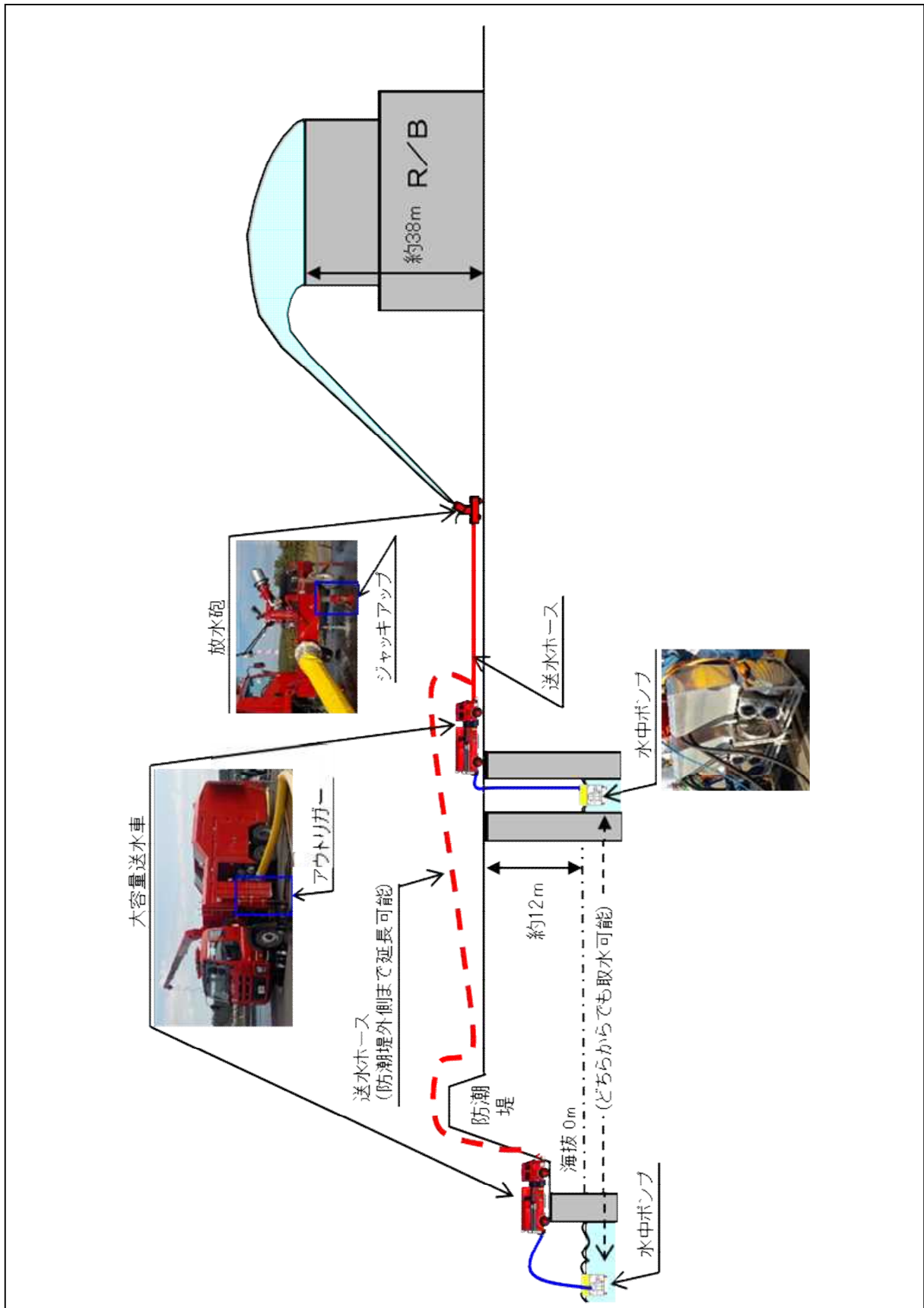


図 3-1 大気への拡散抑制 概略系統図

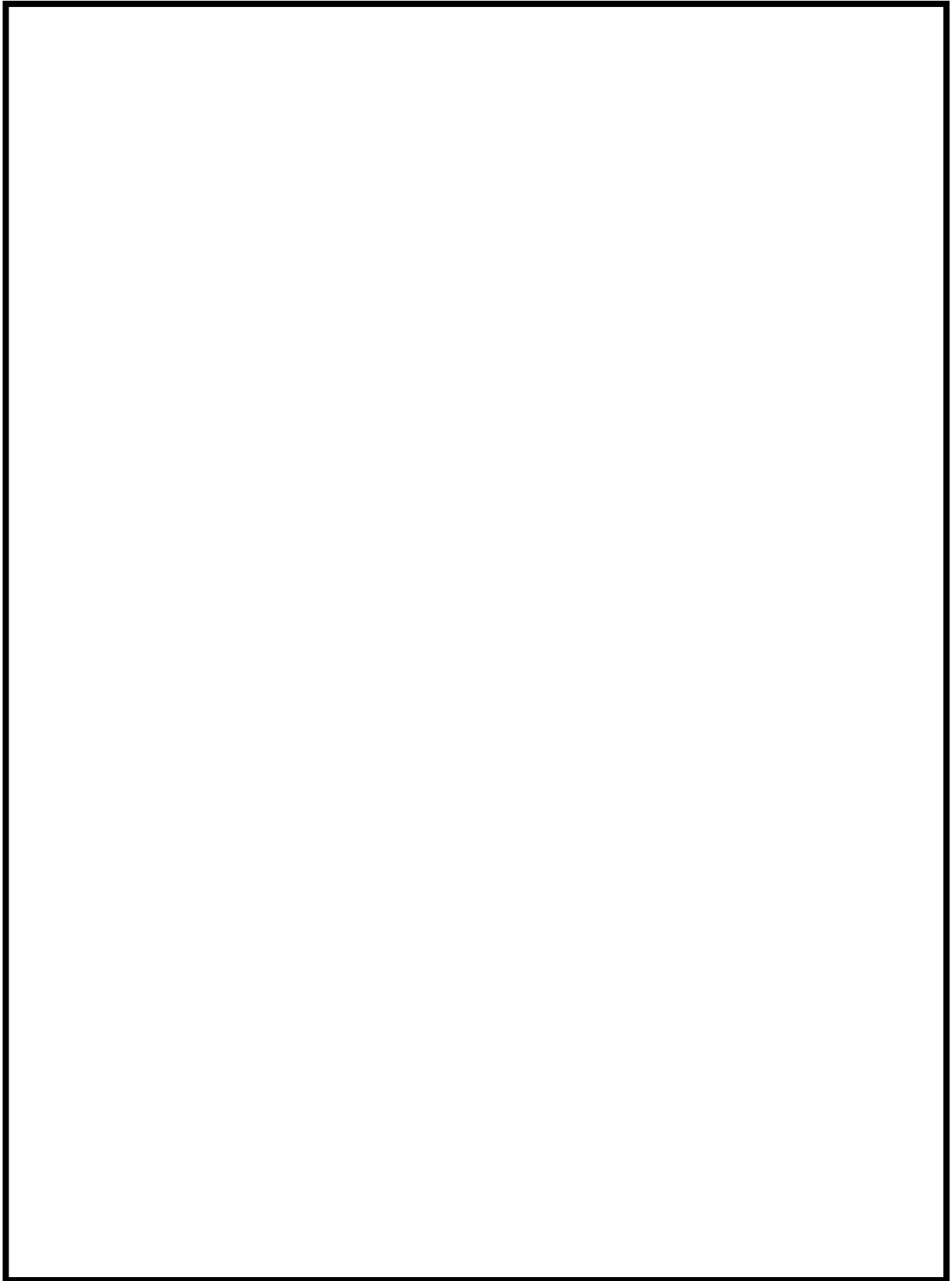


図 3-2 海洋への拡散抑制 概略系統図

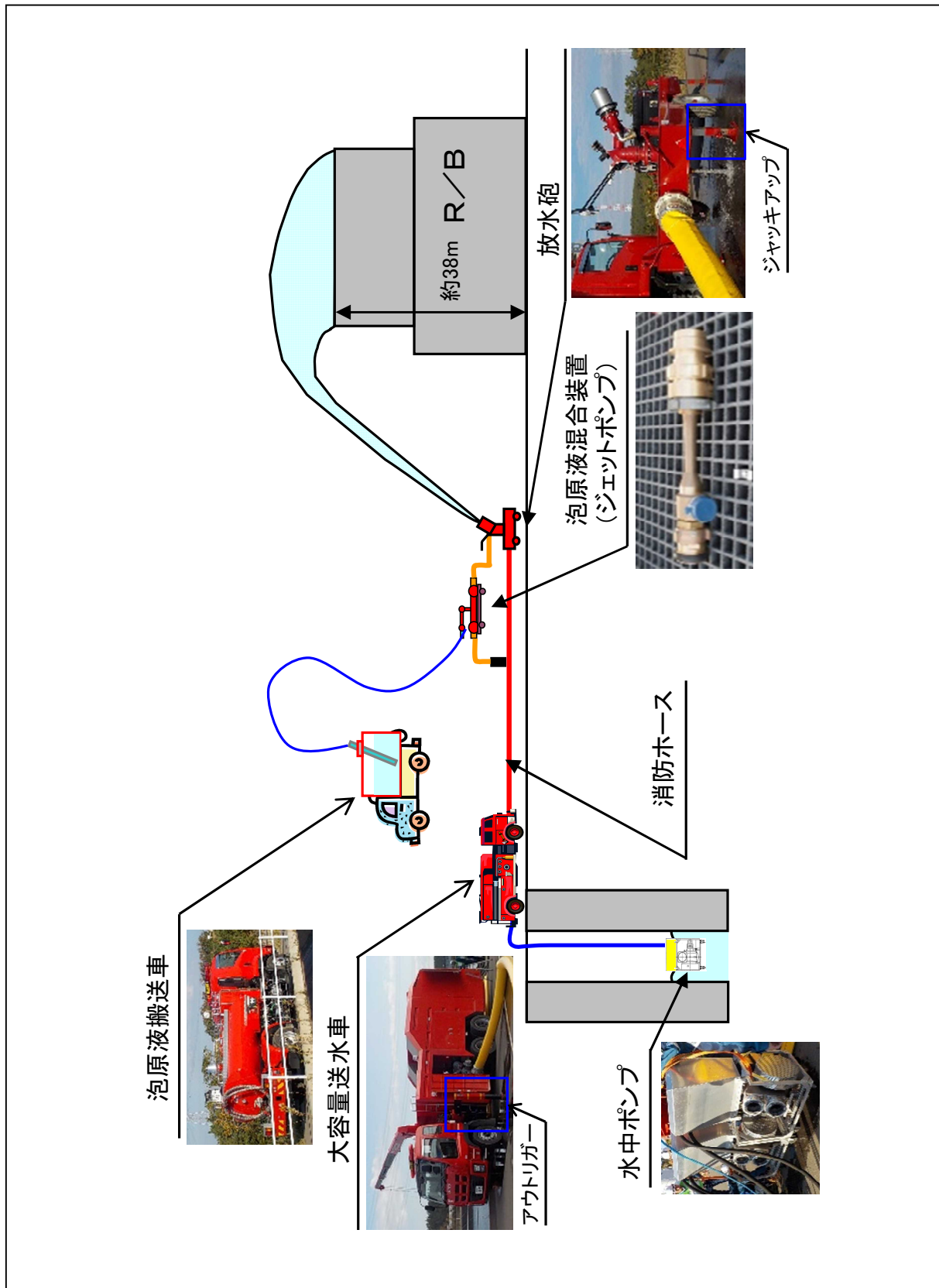


図 3-3 航空機燃料火災への泡消火 概略系統

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-4
試験及び検査

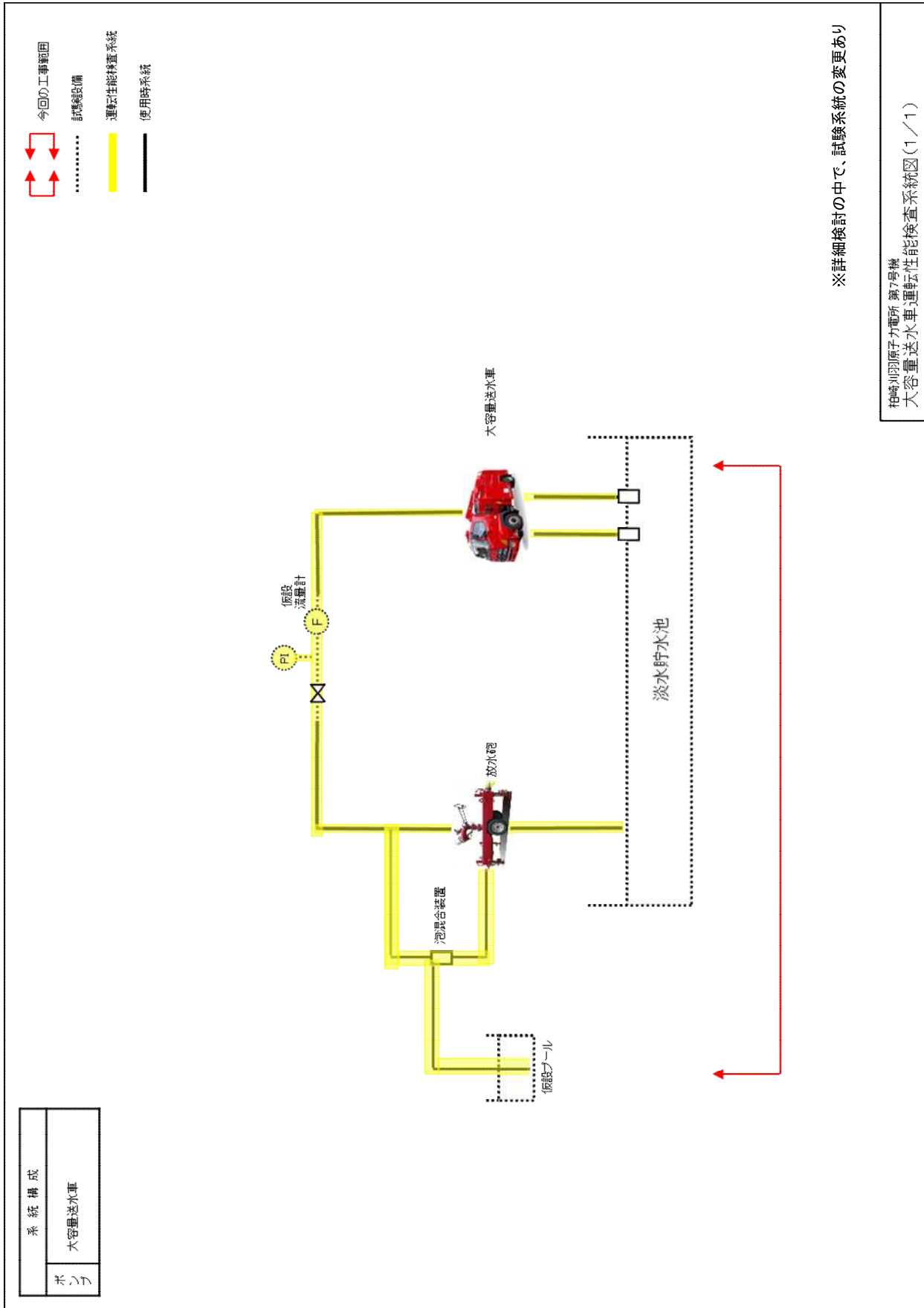


図 4-1 大容量送水車・放水砲・泡原液混合装置 試験系統

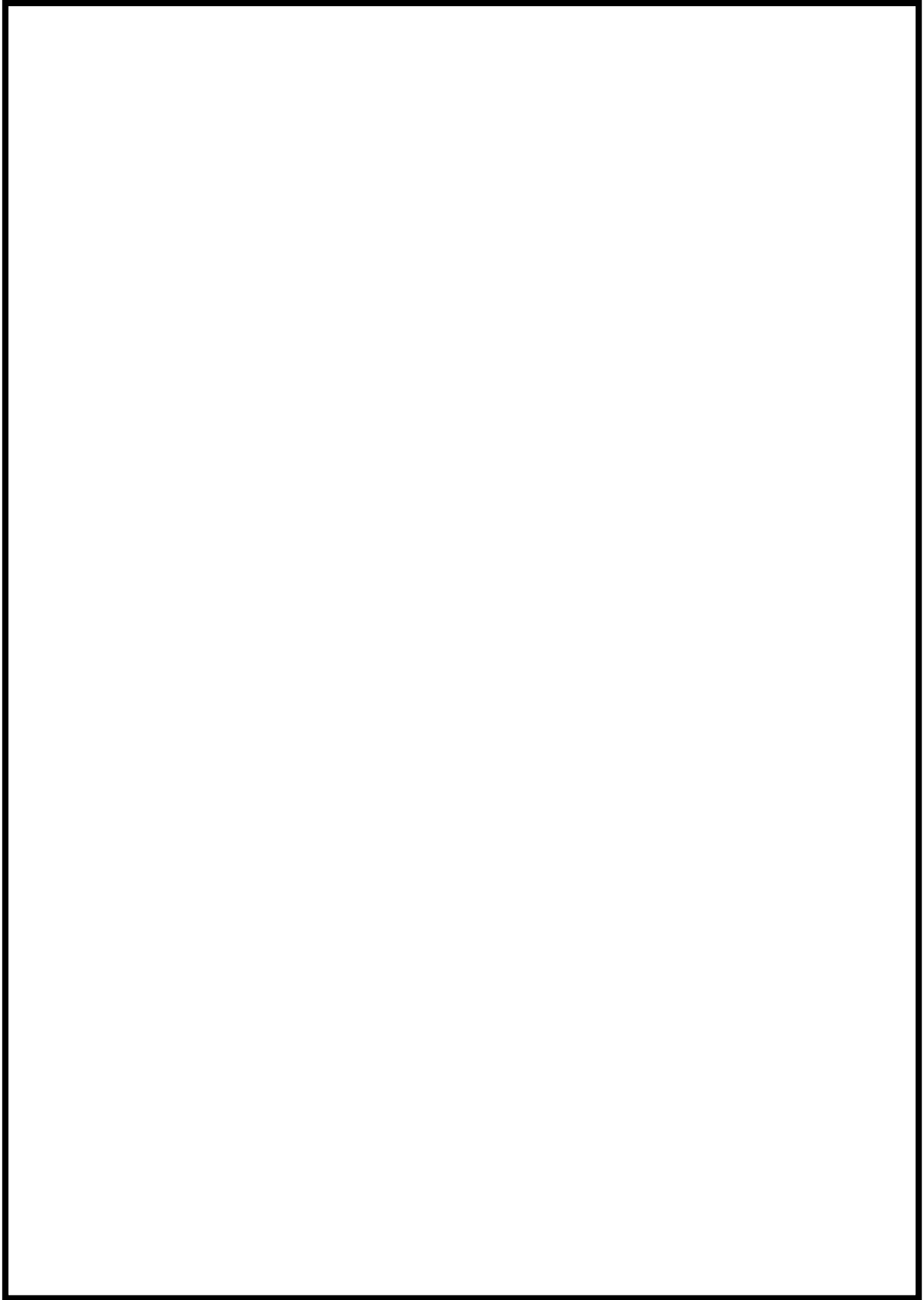


図 4-2 泡原液搬送車 外観図

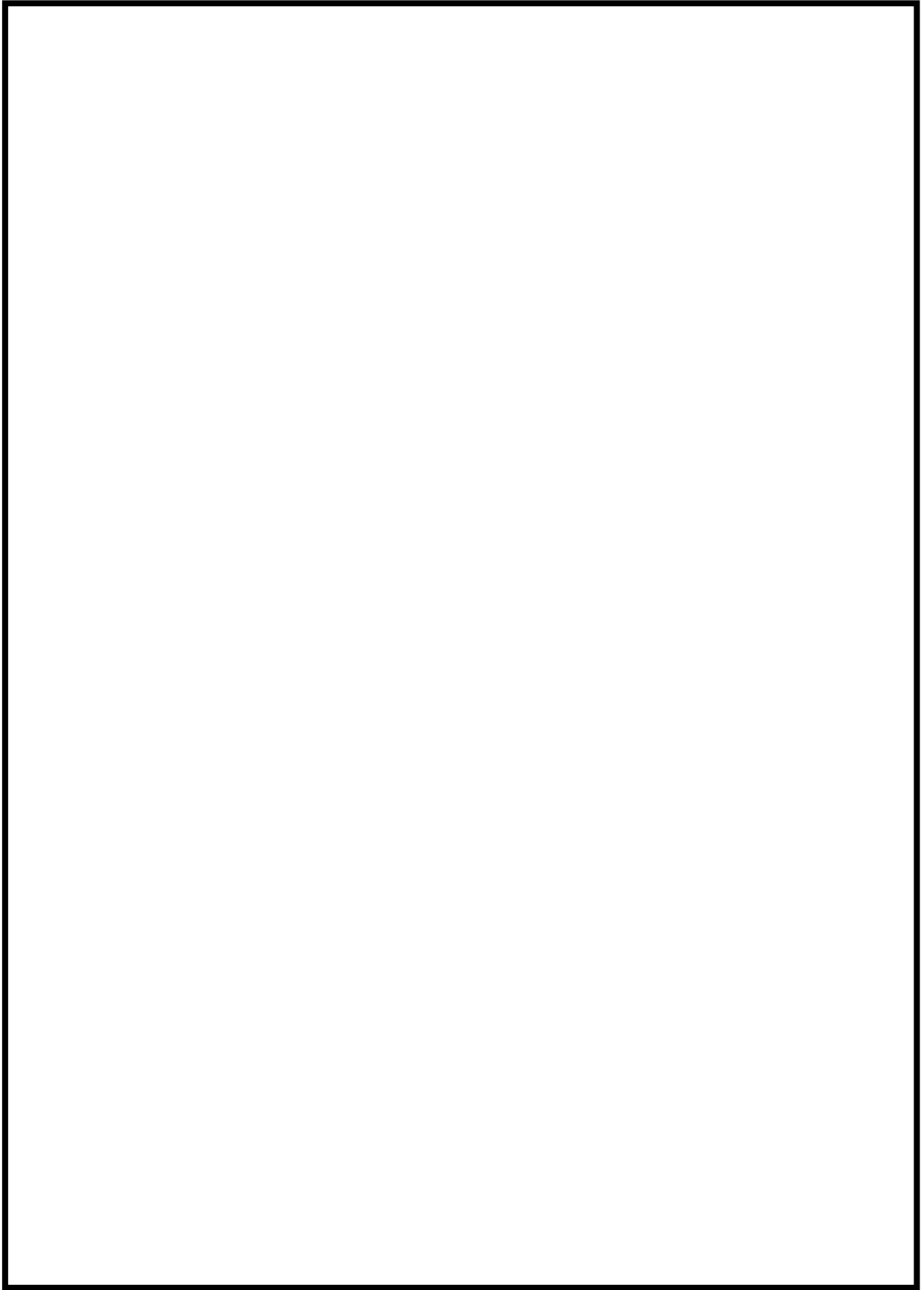


図 4-3 放射性物質吸着材 外観図

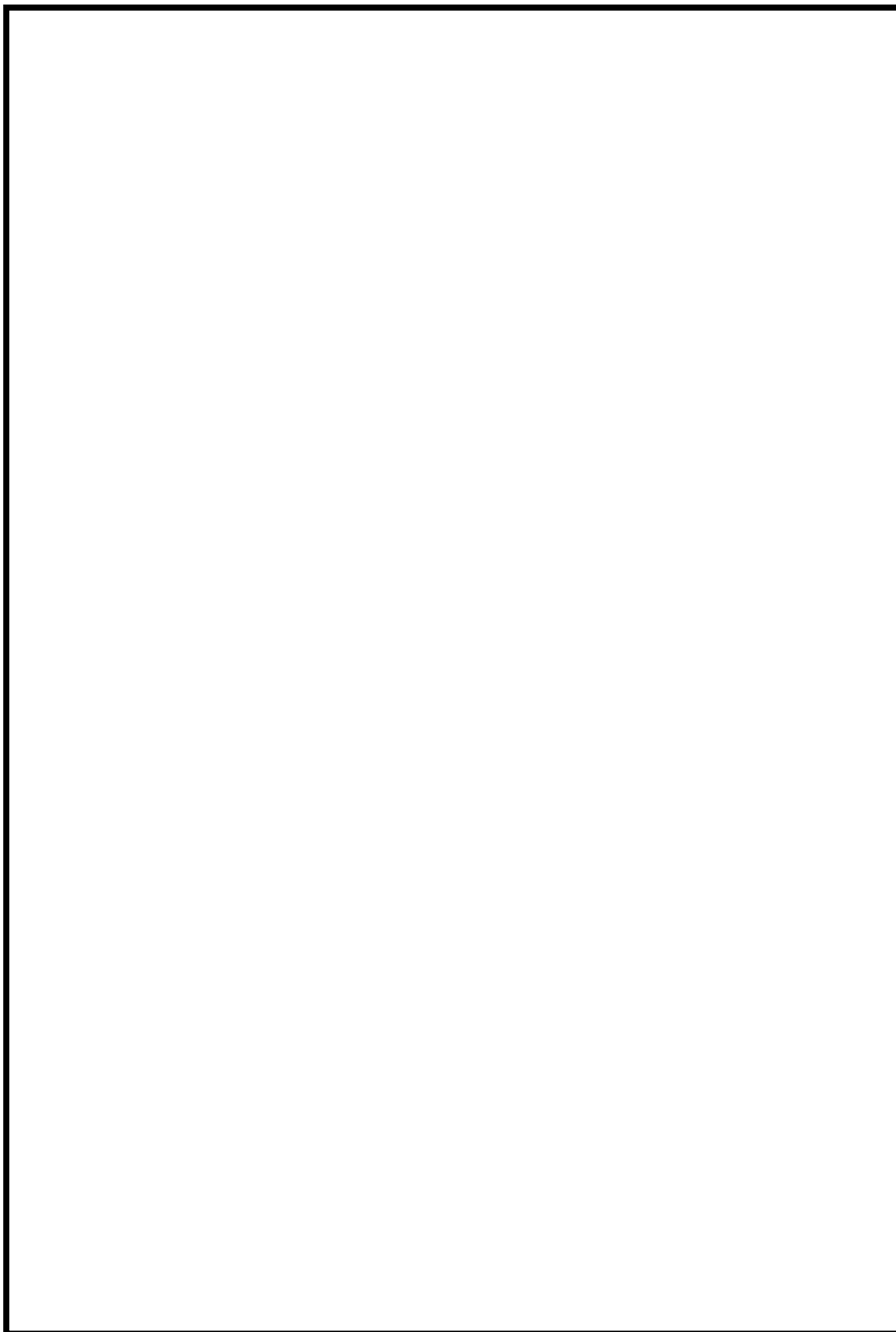


図 4-4 汚濁防止膜 外観図

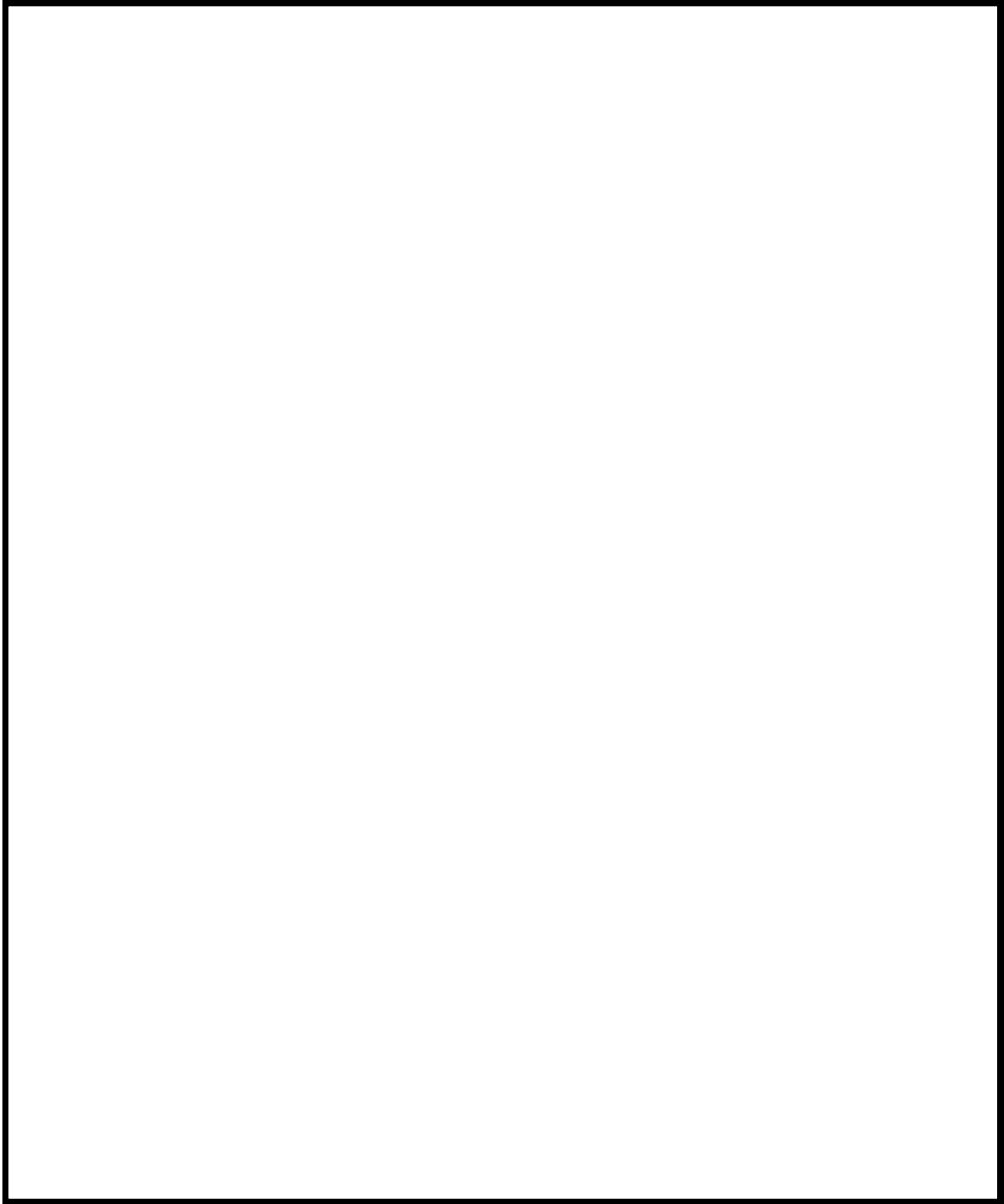


図 4-5 汚濁防止膜 外観写真

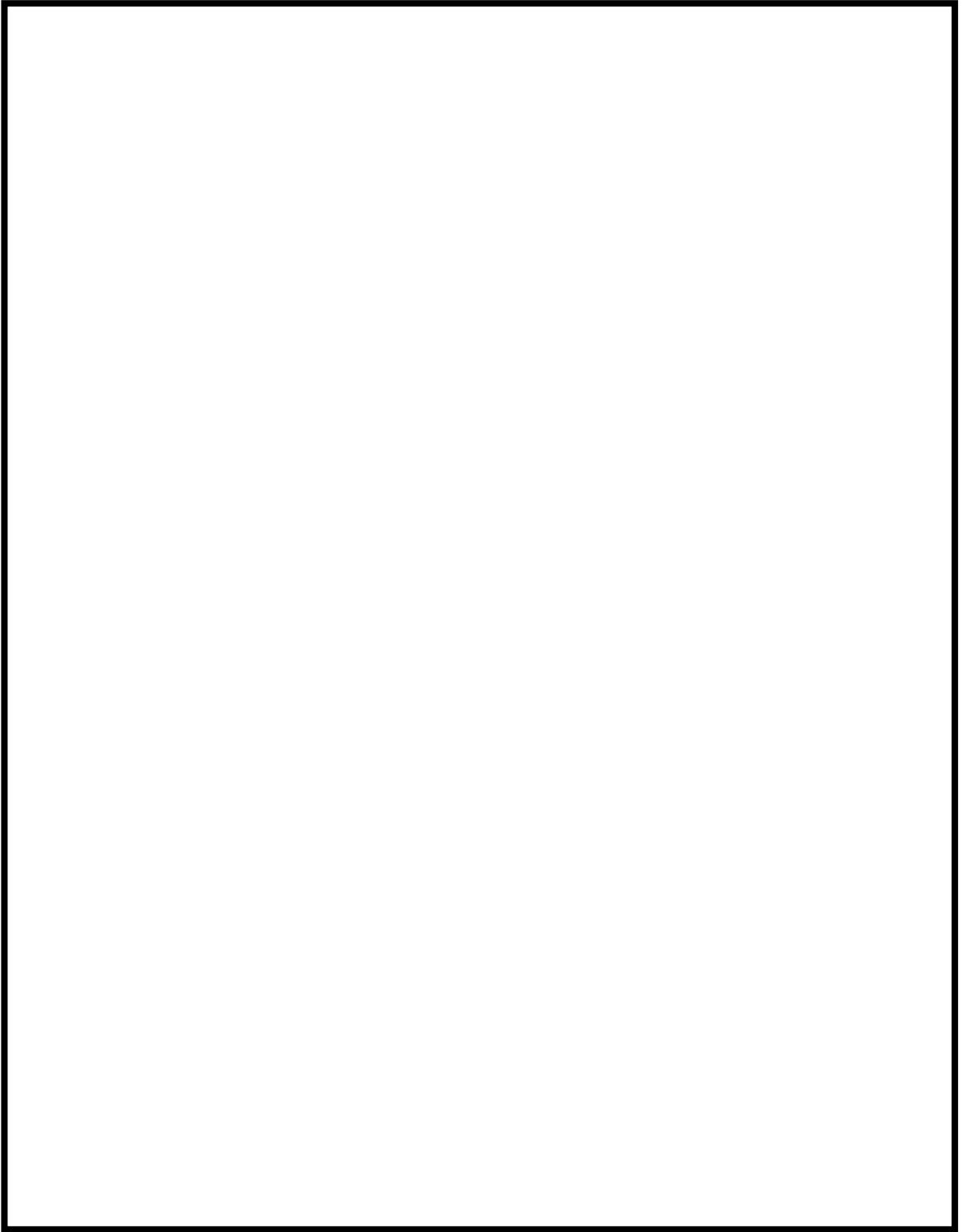


图 4-6 小型船舶 外觀图

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-5
容量設定根拠

55-5-1

名 称		大容量送水車
流 量	m ³ /h	900 (注 1), (900 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa	1.25 (注 1), (1.25 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.3
最 高 使 用 温 度	℃	60
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車は以下の機能を有する。</p> <p>大気への拡散抑制として使用する大容量送水車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>その際、大容量送水車は、海水を水源として、大容量送水車に敷設されている取水ポンプにより取水口より取水し、ホースにより放水砲と接続でき、送水ポンプで送水することで、原子炉建屋屋上へ放水できる設計とする。大容量送水車及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋屋上へ向けて放水できる設計とする。</p> <p>航空機燃料火災への泡消火として使用する大容量送水車は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災を消火するために設置する。</p> <p>その際、大容量送水車は、海水を水源として、大容量送水車に敷設されている取水ポンプにより取水口より取水し、可搬型ホースにより放水砲及び泡原液混合装置と接続でき、送水ポンプで送水することで、泡原液と混合しながら原子炉建屋屋上又は周辺に放水できる設計とする。</p> <p>なお、大容量送水車は、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</p>		

1. 圧力・流量

吐出圧力 1.25MPa (流量 900m³/h)

大容量送水車は、大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火として使用するため、原子炉建屋屋上又は原子炉建屋周辺に放水する必要があるが、容量設定に当たっては、高所（原子炉建屋屋上）への放水を考慮して設定した。なお、原子炉建屋屋上（地上高約 *1）へ網羅的に放水するために必要となる、放水砲への送水圧力・流量は、、900m³/hである。



図 5-1 射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）



図 5-2 射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）（泡消火放水）

※1 :

※2 : 本曲線は、実放射計測のデータから割り出した理論値（平均値）であり、射程は無風時を想定している。（日本機械工業株式会社）

・ホース敷設等による圧力損失を考慮

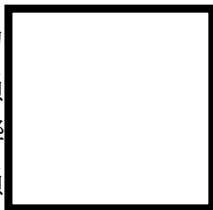
ホースの敷設は、放水砲によって複数方向（タービン建屋と接している西側以外の方向）から放水ができること、並びに、複数の取水箇所から取水できるとともに、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のルート（敷地北側又は南側）が選択できるよう設定する。

なお、取水箇所の選定としては、ホース敷設長さや津波に対する頑健性を考慮すると、防潮堤内側から取水することを第一優先として考えるが、万が一、防潮堤内の取水口が使用できない場合も想定し、防潮堤外側からの取水を考慮したホース敷設ルートも設定する。

ホース敷設の圧力損失の評価は、防潮堤内及び防潮堤外からの取水を考慮し、ホース敷設ルートが保守的になる敷設ルートを考慮して算出した。

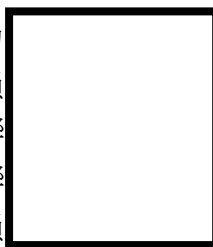
(1) 防潮堤内側

防潮堤内側のホース敷設ルートのうち保守的となる、6号炉取水路から取水し、敷地北側を経由して、7号炉原子炉建屋南東側からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力		
ホース直接敷設の圧損		(300A 50m×19本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90°湾曲3回, 45°湾曲4回) ※1
機器類圧損		
<hr/>		合計約 1.212MPa

(2) 防潮堤外側

防潮堤外側のホース敷設ルートのうち保守的となる、7号炉取水口から取水し、6号炉原子炉建屋付近からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力		
ホース直接敷設の圧損		(300A 50m×14本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90°湾曲4回, 45°湾曲2回) ※1
敷地高さの影響		
機器類圧損		
<hr/>		合計約 1.247MPa

※1：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、55-5-6～8 参照。

詳細設計においては、重大事故時のホースの取り回し、作業性、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。

※2：ホースの予備は、ホースの長さ毎に各1本以上確保する。

※3：大容量送水車設置高さ（T.M.S.L. 3m）と放水砲設置高さ（T.M.S.L. 12m）の水頭から算出

2. 最高使用圧力(1.3MPa)

大容量送水車送水ポンプは、ホースの最高使用圧力と同等の1.3MPaとする。

3. 最高使用温度(60℃)

放水砲を重大事故時等において使用する場合の最高使用温度は60℃とする。

4. 原動機出力

原動機出力は、定格流量点()での軸動力を考慮し とする。

1. ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である、『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

1-1. 消防用ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響について

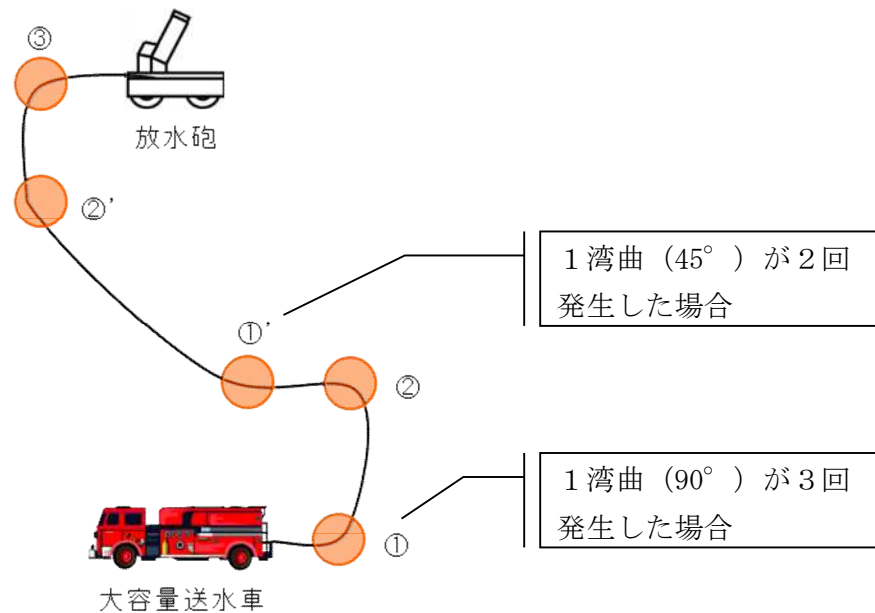


図 5-3 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 h_c >

$$h_c = f_c \times (v^2 / (2g))$$

○損失係数 f_c

ホースの湾曲による損失係数は新・消防便覧上の曲率半径 1,000mm で 90° における $f_c = 0.068 \cdots (i)$ を引用する。

○流速 v

$$v = Q/A$$

・ Q = 流量について

大容量送水車流量は、900m³/h である。

・ A = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから、 r = 管内径/2 となり、管内径 0.295m より、 $r = 0.1475$ 。よって、 $A = 0.06834$ [m²]

・流速 $v=Q/A$ より
 $v= 3.659[\text{m/s}] \cdots\cdots(\text{ii})$

○ (i)(ii)より, 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める
 $hc=fc \times (v^2/(2g))$ より, 重力加速度 $9.8[\text{m/s}^2]$ として
 $=0.068 \times (3.659^2/(2 \times 9.8))$
 $=0.04645[\text{m}]$

< 1 湾曲 (45°) あたりの圧力損失 hc >
 $hc=fc \times (v^2/(2g))$

○損失係数 fc
ホースの湾曲による損失係数は新・消防便覧上の曲率半径
1,000mm で 45° における $fc=0.034 \cdots\cdots(\text{iii})$ を引用する。

○上記(ii)(iii)より, 1 湾曲 (45°) あたりの圧力損失を求める
 $hc=fc \times (v^2/(2g))$ より, 重力加速度 $9.8[\text{m/s}^2]$ として
 $=0.034 \times (3.659^2/(2 \times 9.8))$
 $=0.02323[\text{m}]$

表 5-1 ホース長さ と 圧力損失 の 関係

送水流量[m ³ /h]		900
使用ホース口径	ホース連結本数 (送水距離)	圧力損失[MPa]
300A	1 (50m)	0.011
	2 (100m)	0.022
	3 (150m)	0.033
	4 (200m)	0.044
	5 (250m)	0.055
	6 (300m)	0.066
	7 (350m)	0.077
	8 (400m)	0.088
	9 (450m)	0.099
	10 (500m)	0.110
	11 (550m)	0.121
	12 (600m)	0.132
	13 (650m)	0.143
	14 (700m)	0.154
	15 (750m)	0.165
	16 (800m)	0.176
	17 (850m)	0.187
	18 (900m)	0.198
	19 (950m)	0.209
	20 (1000m)	0.220

2. 原子炉建屋への放水の網羅性について

原子炉建屋への放水は、大気への放射性物質拡散抑制のための放水、及び、泡消火放水があるが、射程の短い泡消火放水による原子炉建屋への放水の網羅性について検討する。

原子炉建屋は、オペフロ屋上の高さ（地上高 ），原子炉建屋下部屋上高さ（地上高 ）と高さの違いがあることから、放水方向によって、射程距離が異なる（図 5-4～6 参照）。以下に、射程距離を整理する。

- ① 原子炉建屋東側から西向きの放水 （放水砲から の範囲）
- ② 原子炉建屋東側から西向きの放水（下部屋上）： （放水砲から の範囲）
- ③ 原子炉建屋北側又は南側からの放水： （放水砲から の範囲）

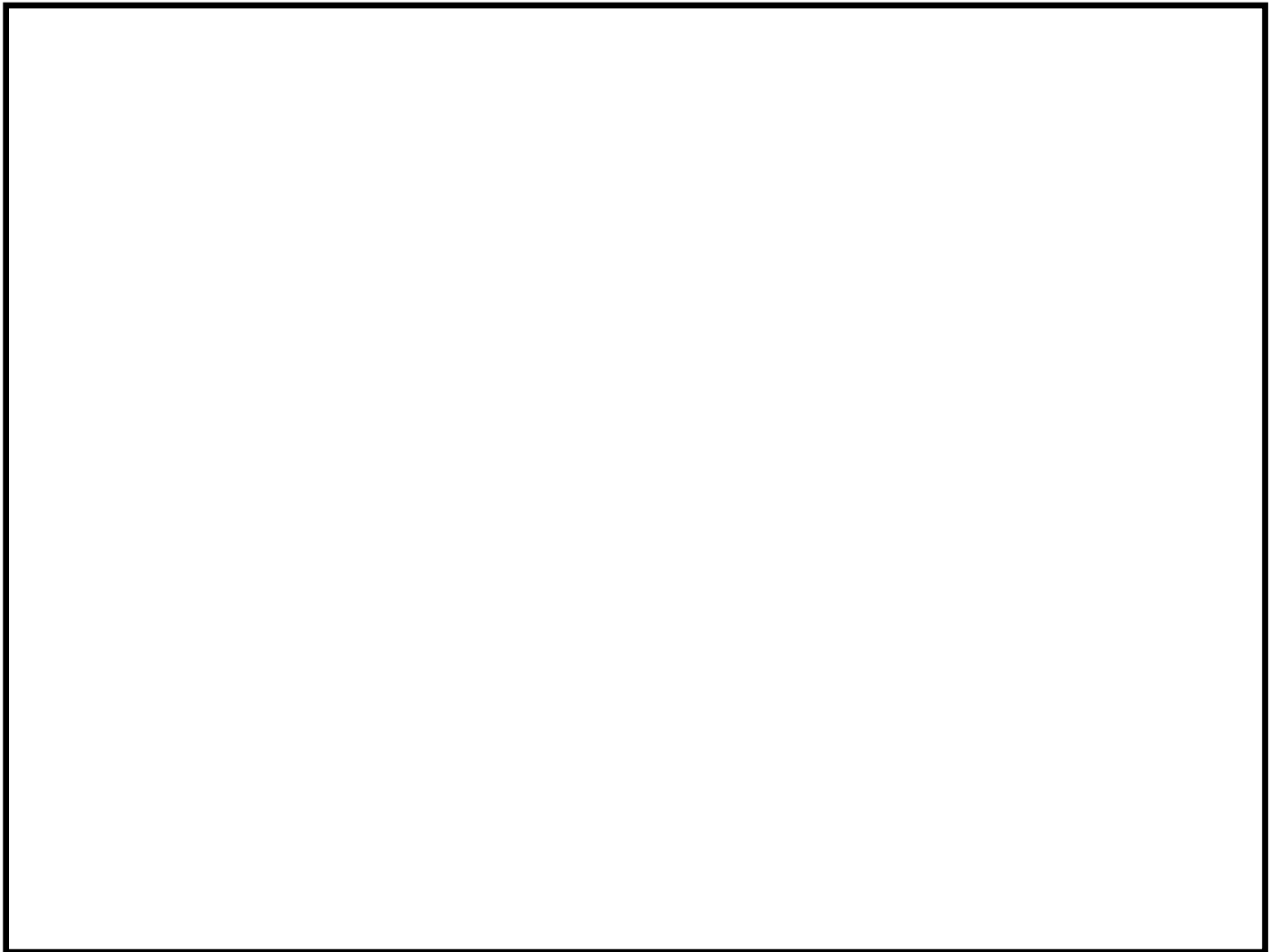


図 5-4 原子炉建屋断面図（6号及び7号炉）

(1)原子炉建屋に対する放水曲線（放射性物質拡散抑制）



図 5-5 原子炉建屋東側からの放水曲線

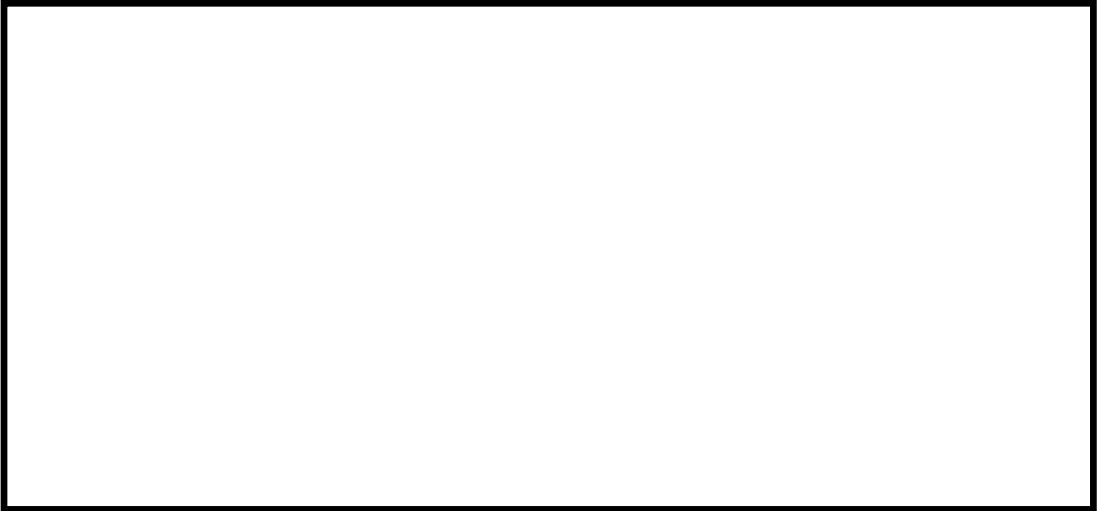


図 5-6 原子炉建屋東側から下部屋上への放水曲線



図 5-7 原子炉建屋北側又は南側からの放水曲線

(2) 原子炉建屋に対する放水曲線（泡消火）



図 5-8 原子炉建屋東側からの放水曲線



図 5-9 原子炉建屋東側から下部屋上への放水曲線



図 5-10 原子炉建屋北側又は南側からの放水曲線

上記の検討から、6号及び7号炉の放水範囲を、図5-11に示す。また、放水砲による放水に対して、干渉する可能性がある設備である所内変圧器及び排気筒についても考慮した。所内変圧器の高さは地面から10m程度であることから、放水に対して干渉することはない。また、排気筒については、放水砲を排気筒と干渉しない位置に設置することで、放水に対する影響はない。以上のことから、原子炉建屋屋上部に対する、放水の網羅性は確保されている。

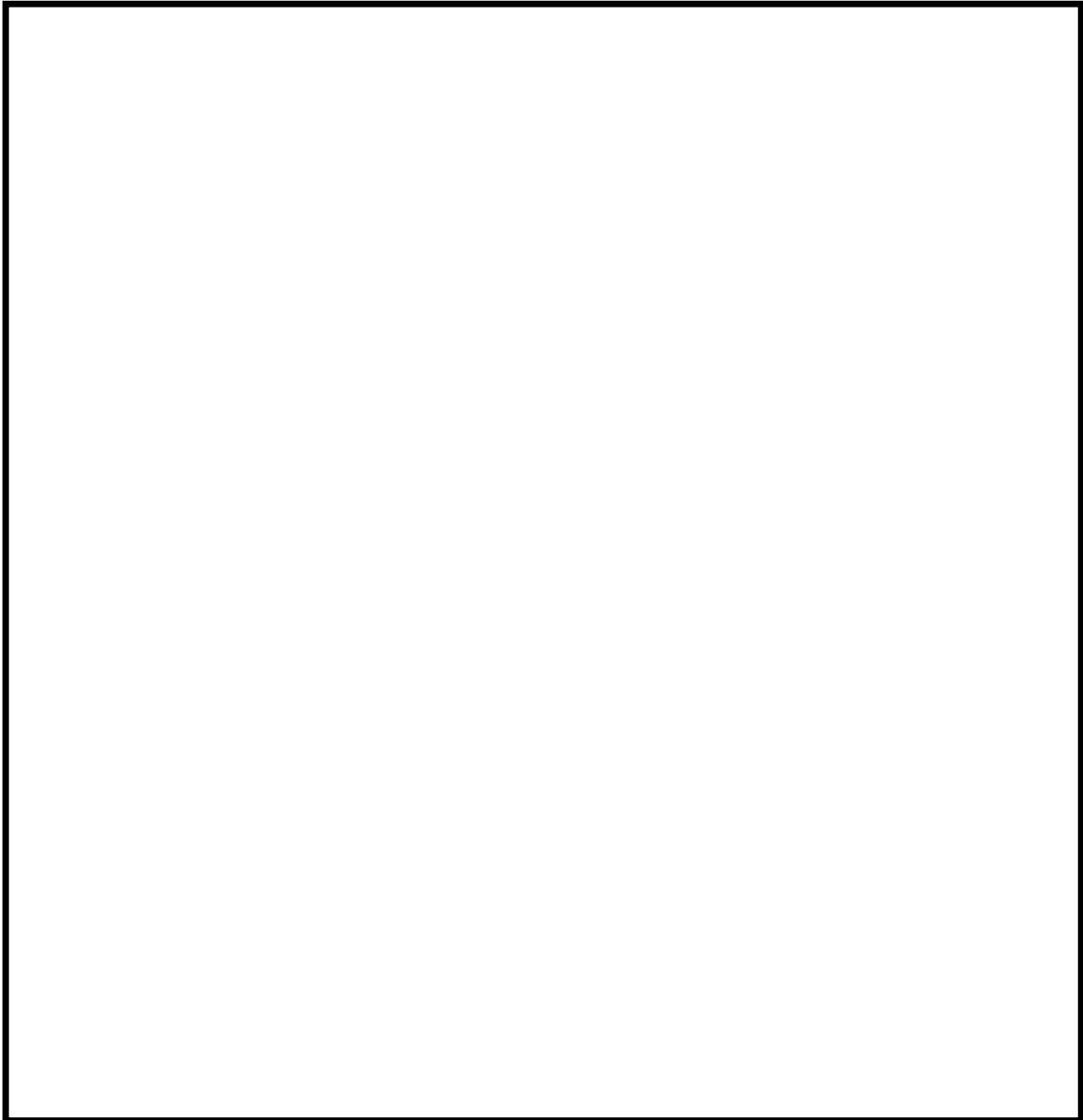


図5-11 6号及び7号炉放水範囲図

名	称	放水砲
最高使用圧力	MPa	0.9
最高使用温度	℃	60

【設定根拠】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため放水砲は、以下の機能を有する。

放水砲は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、大気への拡散抑制として、放水砲は、可搬型ホースにより海水を水源とする大容量送水車と接続することにより、原子炉建屋屋上へ放水できる設計とする。大容量送水車及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋屋上へ向けて放水できる設計とする。

航空機燃料火災への泡消火として、放水砲は、可搬型ホースにより海水を水源とする大容量送水車に接続し、泡原液と混合しながら、原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

放水砲の保有数は、大容量送水車に合わせて、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

1. 最高使用圧力(0.9MPa)

放水砲を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、原子炉建屋屋上（地上高約38m）への放水が可能な圧力（）を満足する値である、メーカーが規定する0.9MPaとする。

2. 最高使用温度(60℃)

放水砲を重大事故時等において使用する場合の最高使用温度は60℃とする。

名 称		汚濁防止膜
幅	m/箇所	北放水口側 : 140 取水口側 (3箇所) : 80
高 さ	m	北放水口側 : 6 取水口側 (3箇所) : 8

【設 定 根 拠】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため汚濁防止膜は、以下の機能を有する。

汚濁防止膜は、敷地内から海洋への伝搬経路である、取水路及び放水路（一部排水路含む）に設置することで、大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

また、汚濁防止膜の設置は、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため、2重に設置することとし、破れ等の破損時のバックアップとして各設置箇所に対して予備2本を確保する。

1. 幅

(1) 5～7号炉放水口付近

放水口付近を囲うために必要な汚濁防止膜の幅は、約100mである。そのため、重大事故時等に放水口付近に設置する汚濁防止膜の幅は、1本あたりの幅が約20mの汚濁防止膜を7本使用し、約140mとする。

(2) 5号、6号及び7号炉取水口付近

取水口付近を囲うために必要な汚濁防止膜の幅は、約55mである。そのため、重大事故時等に取水口付近に設置する汚濁防止膜の幅は、1本あたりの幅が約20mの汚濁防止膜を4本使用し、約80mとする。

2. 高さ

(1) 5～7号炉放水口付近

重大事故時等に放水口付近に設置する汚濁防止膜の高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（T.M.S.L.約-4m）まで届く高さである約6mとする。

(2) 5号、6号及び7号炉取水口付近

重大事故時等に取水口付近に設置する汚濁防止膜の高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（T.M.S.L.約-5.5m）まで届く高さである約8mとする。

凡例
— 汚濁防止膜



図 5-12 取水口の外形図



図 5-13 北放水口の外形図

放射性物質吸着材の容量及び吸着率について

放射性物質吸着材は、敷地内から海洋への伝搬経路である，排水路に設置することで，大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において，放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

1. 6号及び7号炉雨水排水路集水柵用放射性物質吸着材容量

雨水排水路集水柵に6号及び7号炉で各1箇所を設置する。

放射性物質吸着材の容量は，雨水排水路集水柵に設置可能な量でかつ，放水によって生じた汚染水が排水可能な形状又は設置方法により空隙を確保した設計とする。

①設置箇所の寸法

6号及び7号炉雨水排水路集水柵寸法 (m)	縦：2.5，横：2.5，高さ ^{※1} ：約1.2
-----------------------	------------------------------------

※1：排水配管上端を集水柵の高さとした。

※2：詳細設計中であり変更の可能性がある。

②放射性物質吸着材の容量

放射性物質吸着材は，セシウムを吸着するプルシアンブルー類縁体の表面を水が流れることによりセシウムを吸着する。放射性物質吸着材は，上記雨水排水路集水柵に設置可能であり，その寸法から，放射性物質吸着材の容量を以下の通りとする。なお，この場合の空隙率は，およそ33%となる。

放射性物質吸着材容量 (kg)	ユニット体積 5m^3 × 吸着材密度約 $200\text{kg}/\text{m}^3$ = 約 $1,000\text{kg}/1$ 箇所
-----------------	--

※：詳細設計中であり変更の可能性がある。

2. 5号炉雨水排水路集水柵及びフラップゲート入口用放射性物質吸着材容量

放水砲による放水の通常の排水ルートは6号及び7号炉の雨水排水路であるが，流路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際には，雨水排水路より溢れる。その場合，5号炉の雨水排水路及びフラップゲートを經由して海に流れ込むこととなる。

①設置箇所寸法

5号炉雨水排水路集水柵寸法 (m)	縦：1.95，横：1.95，高さ ^{※1} ：約1.15
フラップゲート寸法 (m) (3箇所)	縦：2.0，横：2.0，高さ ^{※1} ：約0.9

※1：排水配管上端を集水柵の高さとした。

※2：詳細設計中であり変更の可能性がある。

②放射性物質吸着材の容量

放射性物質吸着材は、上記雨水排水路集水柵に設置可能な吸着材ユニットであり、その寸法から、放射性物質吸着材の容量を以下の通りとする。なお、この場合の空隙率は、およそ30～50%となる。

放射性物質吸着材容量 (kg)	ユニット体積 2.5m^3 × 吸着材密度約 $200\text{kg}/\text{m}^3$ = 約 $500\text{kg}/1$ 箇所
-----------------	--

※：詳細設計中であり変更の可能性はある。

3. 放射性物質吸着材の吸着率（参考値）

吸着率（放射性物質吸着材 1g に対して、吸着される Cs 量（破過値。）は、設計値*として と設定している。

※ 測定方法は、セシウムを添加させた水溶液中に吸着材を入れ吸着率を測定する。試験条件は、Cs 添加濃度 1,000ppm、固液比 100、吸着時間 24 時間。運用としては、汚染水が吸着材を通過する際に、吸着材と接触することでセシウムを吸着させる。当該測定条件は、実際の運用と異なる条件のため、値は参考値として扱う。

名	称	泡原液混合装置
最高使用圧力	MPa	1.3
最高使用温度	℃	40
<p>【設定根拠】 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため放水砲は、以下の機能を有する。</p> <p>泡原液混合装置は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車、放水砲及び泡原液搬送車に接続することで、泡消火剤を混合して放水できる設計とする。なお、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、及び、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</p> <p>1. 最高使用圧力(1.3MPa) 泡原液混合装置を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、原子炉建屋屋上（地上高約 38m）への放水が可能な圧力（<input type="text"/>）以上を満足する値である、メーカーが規定する 1.3MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度(40℃) 泡原液混合装置を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、40℃とする。</p>		

名	称	泡原液搬送車
容	量	L
4,000		
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.03
最 高 使 用 温 度	℃	120

【設 定 根 拠】

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため泡原液搬送車は、以下の機能を有する。

泡原液搬送車は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車、放水砲及び泡原液混合装置に接続することで泡消火できる設計とする。なお、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、及び、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

1. 容量(4,000L)

泡原液の容量は、空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている、国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下、「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。

設定にあたっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有している泡消火剤は、1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは性能レベルBに該当する。

空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火材に要求される混合溶液の放射量は672m³/hであり、発泡に必要な水の量は32.3m³である。

必要な泡原液は、32.3m³×1%=323Lに対して、空港業務マニュアルでは2倍の量323L×2=646Lを保有することが規定されている。

以上より、必要保有量646Lに対して、泡原液搬送車のタンクに収まる4000Lを泡原液容量として設定した。

2. 最高使用圧力(0.03MPa)

積載する泡原液の水頭及び空間部の気圧を考慮して0.03MPaとする。

3. 最高使用温度(120℃)

泡原液混合装置を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、大容量送水車と同様の60℃を満足する値である、メーカーが規定する120℃とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-6
接続図

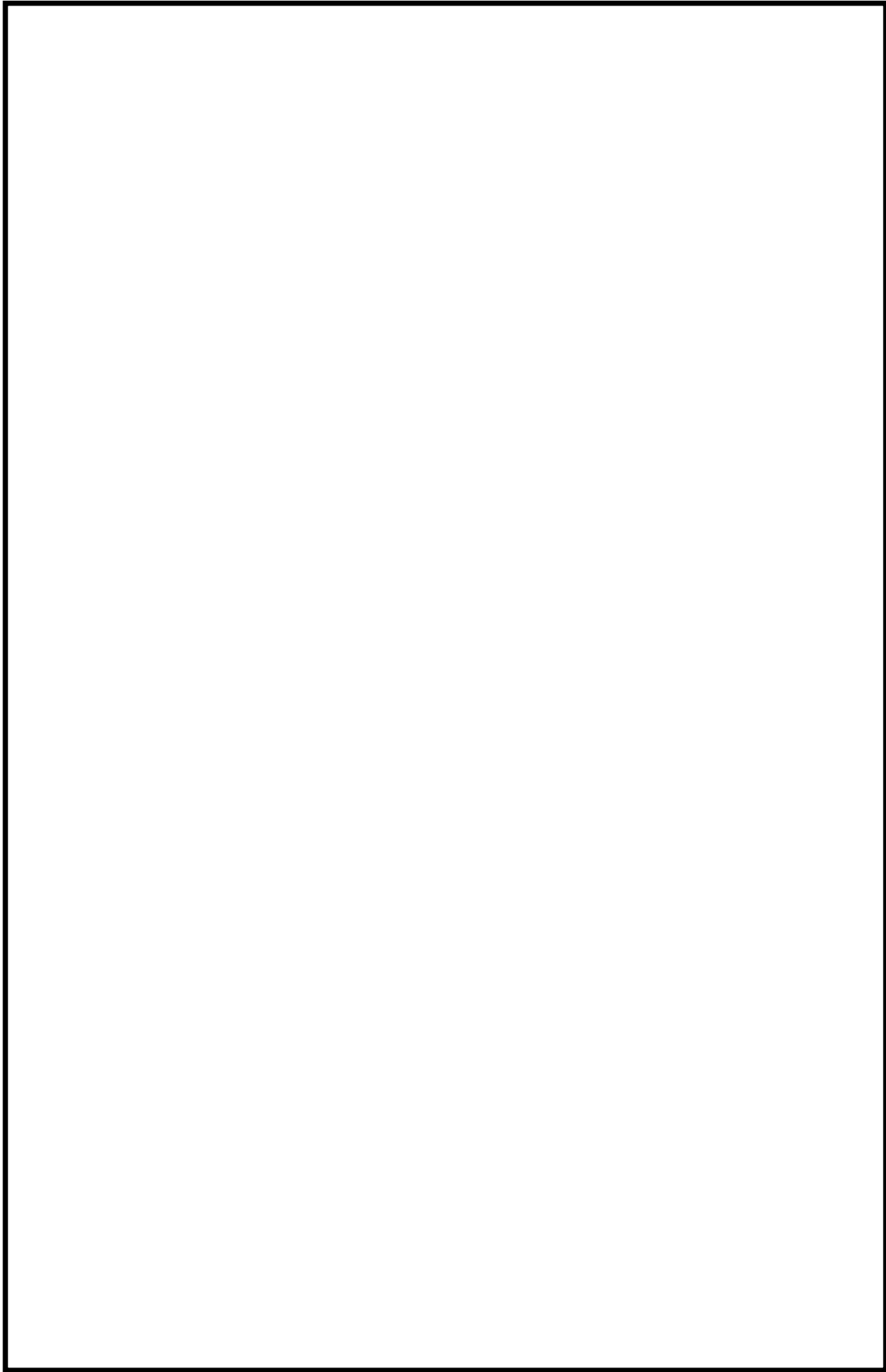


図 6-1 6号炉ホース敷設例

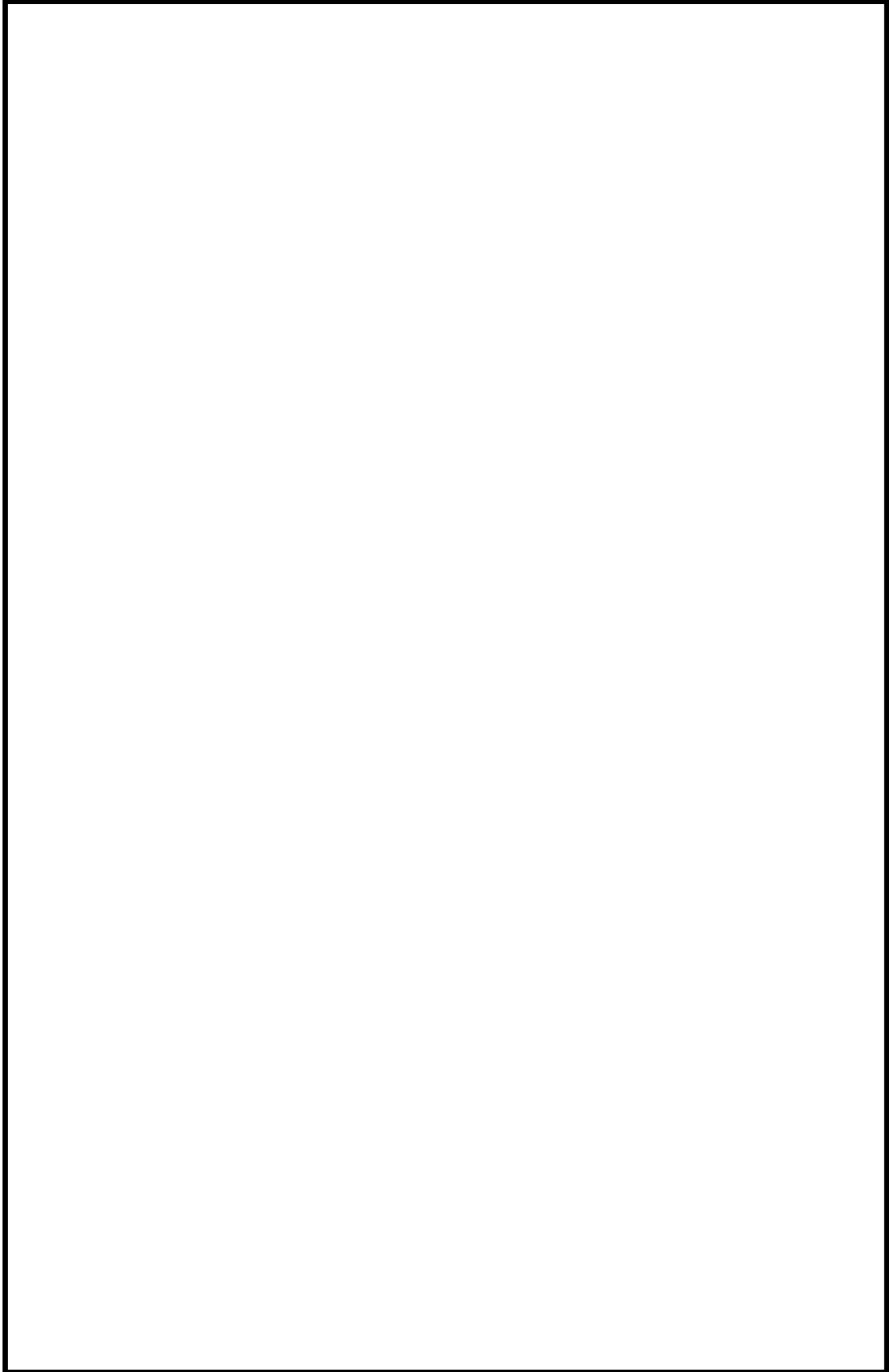


図 6-2 7号炉ホース敷設例

○汚染水の流出経路及び対策概要

1. 発生する汚染水とその流出経路

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、6号及び7号炉の原子炉建屋への放水により発生した汚染水は、屋上から建屋雨水路を経由して、6号及び7号炉近傍の構内の雨水排水路に導かれ、雨水排水路集水柵を経由し、北放水口に至る。

その他の海洋への経路の可能性としては、上記雨水排水路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際に、敷地に排水が溢れ、5号炉の雨水排水路又は防潮堤下部のフラップゲートを経由し、北放水口及び取水口に通じる経路が想定される。

2. 放射性物質の拡散抑制対策

放射性物質が発電所外へ拡散することを抑制するため、以下の対策を実施する。海洋への拡散抑制対策の概要を図6-3に示す。

(1) 6号及び7号炉雨水排水路集水柵へ放射性物質吸着材の設置

放水砲による大気への拡散抑制を実施する必要がある場合は、原子炉建屋への放水により汚染した水が、原子炉建屋雨水路を経由して、6号及び7号炉近傍の構内の雨水排水路に導かれることになるため、下流の雨水排水路集水柵2箇所を優先させ、放射性物質吸着材を設置し、放射性物質の拡散を抑制する。

(図6-3-①)

(2) その他海洋への経路への放射性物質吸着材の設置

(1)の通り、原子炉建屋への放水により発生した汚染水の海洋までの主要な経路となる雨水排水路集水柵に放射性物質吸着材を設置することとしているが、当該雨水排水路の損傷等により、汚染水が敷地に溢れた場合に、その他の海洋への経路の可能性もある。具体的流路としては、5号炉の雨水排水路及び防潮堤下部のフラップゲートであるが、5号炉の雨水排水路集水柵及びフラップゲート入口に放射性物質吸着材を設置し、放射性物質の拡散を抑制する。

(図6-3-②)

(3) 北放水口への汚濁防止膜の設置

(1)及び(2)の対策を実施することで、放射性物質の海洋への拡散抑制をするが、放射性物質吸着材の設置完了後に汚濁防止膜の設置が可能な状況(大津波警報、津波警報が出ていない又は解除された)な場合、汚濁防止膜を設置する。なお、6号及び7号炉への放水により発生した汚染水は、各号機の雨水排水路を経由し、北放水口に導かれるため、北放水口に汚濁防止膜を設置する。

(図6-3-③)

(4) 取水口への汚濁防止膜の設置

6号及び7号炉雨水排水路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際には、敷地に排水が溢れ、5号炉の雨水排水路又は防潮堤下部のフラップゲートを経由し、北放水口及び取水口に導かれる。また、放水によって、原

子炉建屋の内部に滞留した汚染水は、原子炉建屋からタービン建屋を経由して建屋外へ通じる配管によって、取水及び放水ピットを通じ取水路及び放水路へと流出し、最終的に海洋へ流出する。そのため、前項の対策に加え、取水口へも汚濁防止膜を設置することで、放射性物質の拡散を抑制する。ただし、原子炉建屋の内部に滞留した汚染水が海洋へ流出するのは、放射線管理区域と非管理区域の境界壁、原子炉建屋及びタービン建屋の外壁、建屋外へ通じる配管等、複数の障壁の損傷が重畳した場合に限られ、障壁の通過には時間余裕があると考えられる。

(図 6-3-④)

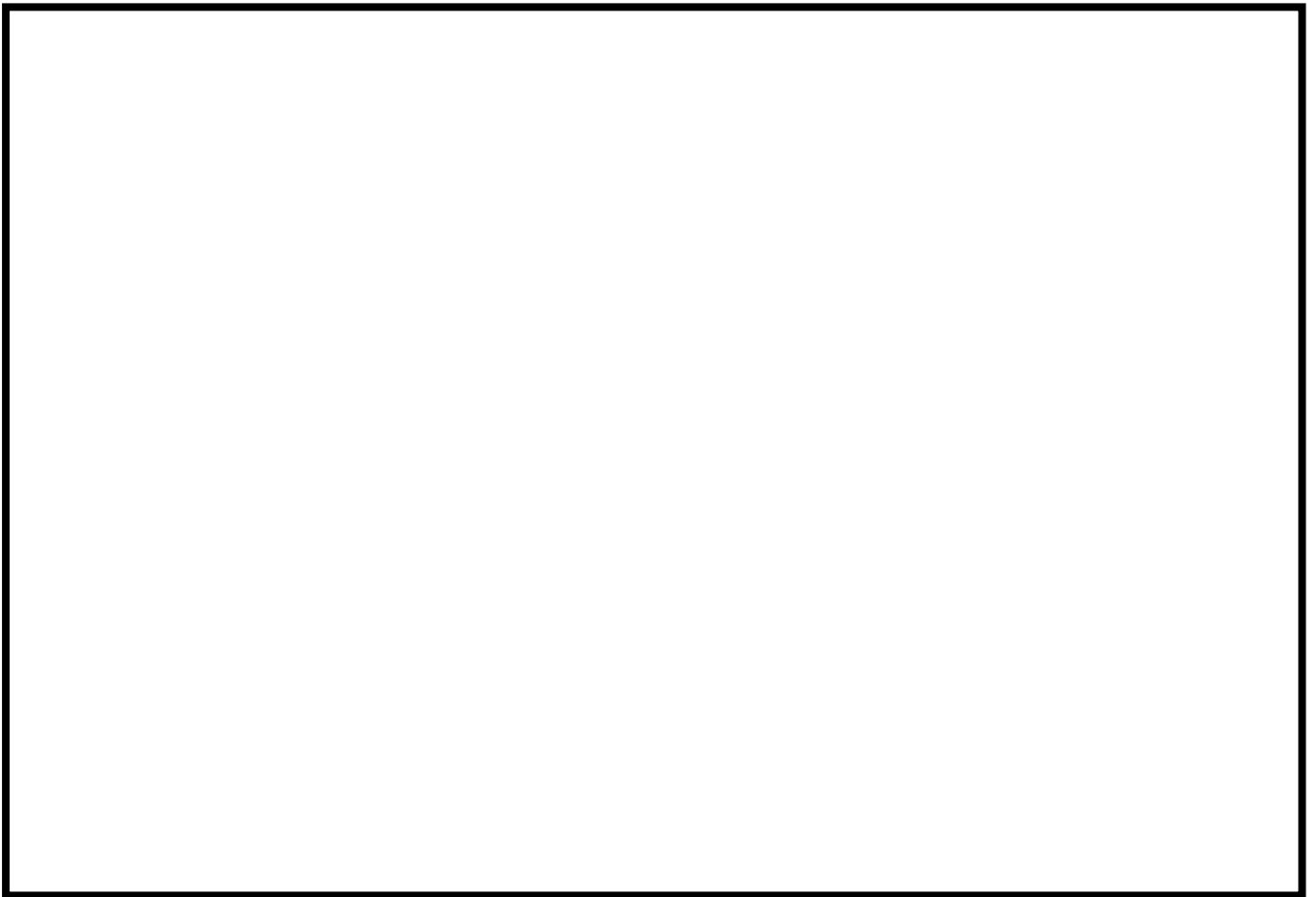


図 6-3 放射性物質吸着材及び汚濁防止膜の設置位置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-7
アクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋

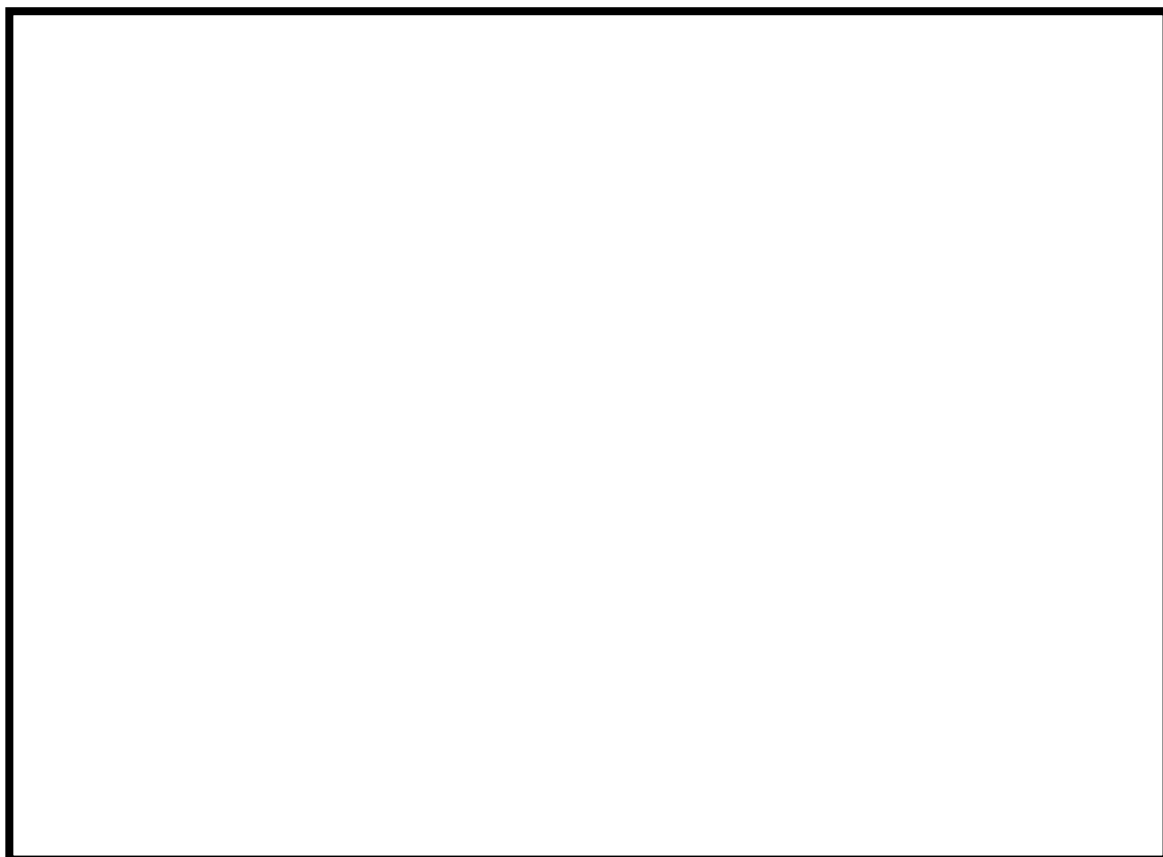


図 7-1 保管場所およびアクセスルート図



図 7-2 地震・津波発生時のアクセスルート

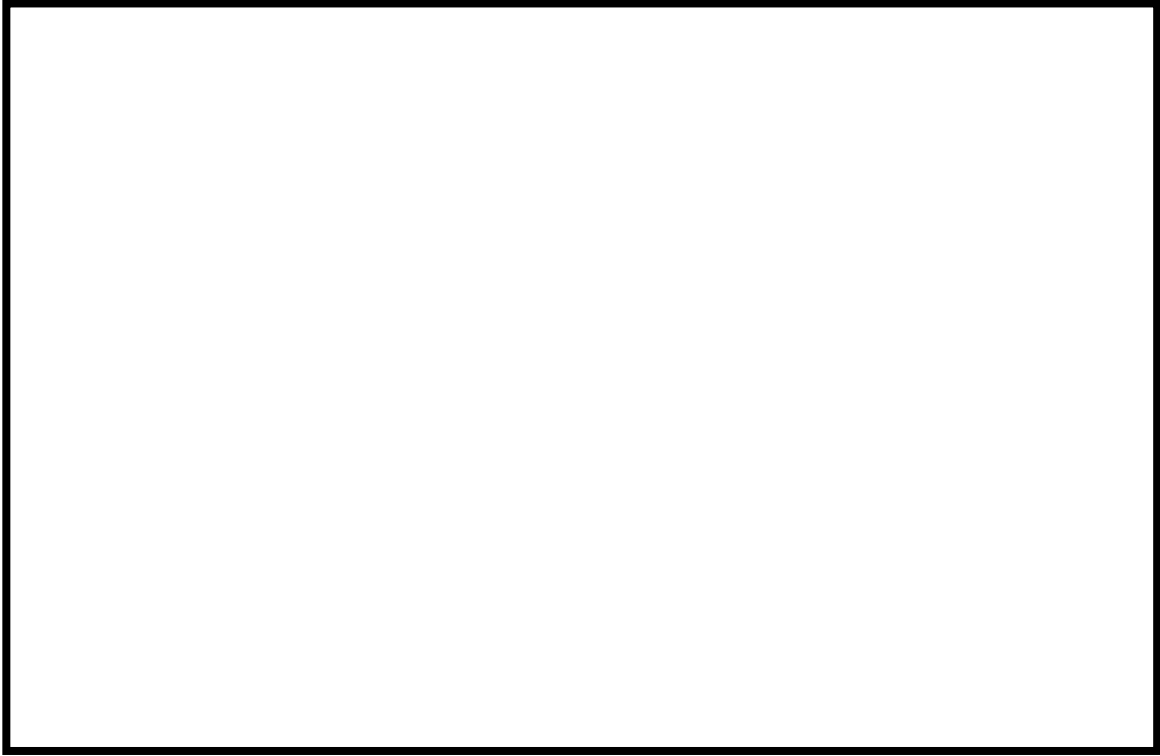


図 7-3 森林火災発生時のアクセスルート

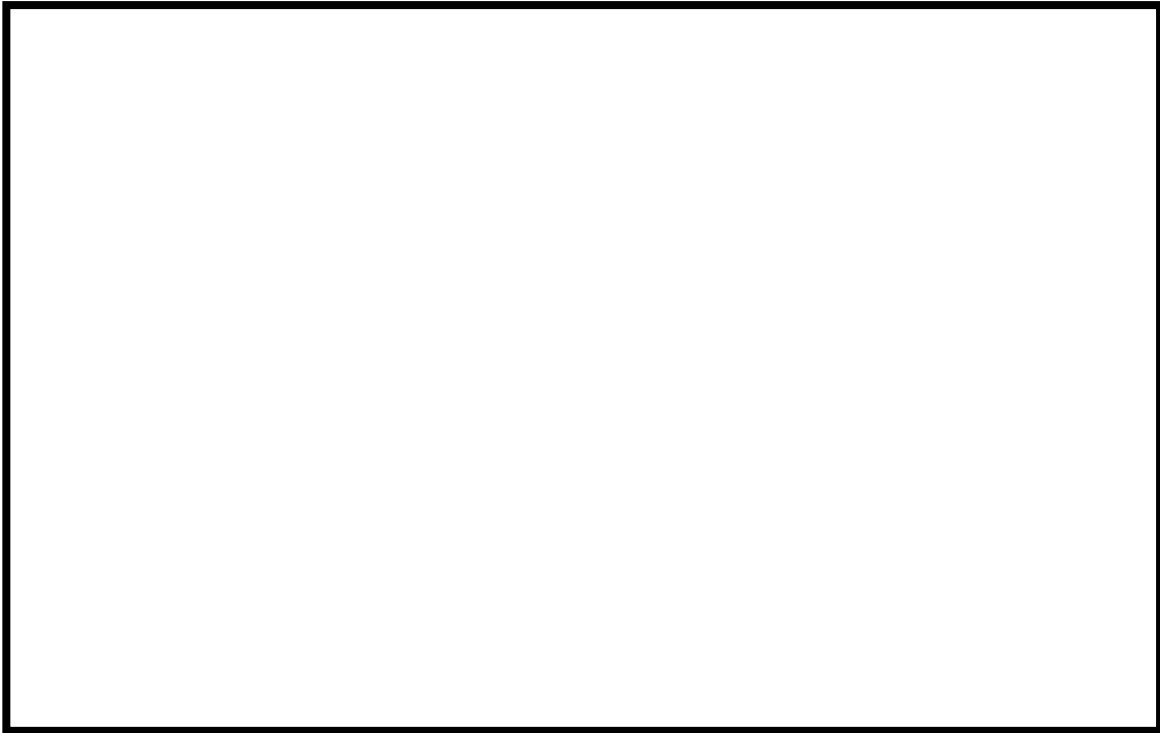


図 7-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

55-8
その他設備

1. その他設備

1.1 航空機燃料火災に対する初期消火設備

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、化学消防自動車単独、又は、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び高所放水車により初期対応における泡消火及び延焼防止を実施する。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、使用可能な淡水源がある場合は、防火水槽や消火栓（淡水タンク）を水源とし、使用可能な淡水源がない場合は、海水を使用する。

高所放水車を使用する場合は、泡原液備蓄車を接続するとともに、化学消防自動車又は、水槽付消防ポンプ自動車にて水源より取水し、高所放水車に送水する。(図 8-1)

化学消防自動車を使用する場合は、単独、又は、泡原液備蓄車を接続し、化学消防自動車にて水源より取水し、泡消火を実施する。(図 8-2)



図 8-1 高所放水車による初期消火



図 8-2 化学消防車による初期消火