

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	EP-060(補)改 89(比)
提出年月日	令和 3 年 7 月 26 日

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について

補足説明資料

比較表

令和 3 年 7 月

中国電力株式会社

実線・・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [重大事故等対処設備 補足説明資料]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
目次	目次	目次	
39 条 地震による損傷の防止	39 条 <u>39-1 重大事故等対処設備の分類</u> <u>39-2 設計用地震力</u> <u>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</u> <u>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</u> <u>添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について</u>	39 条 <u>地震による損傷の防止</u>	・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、補足説明資料の目次のみを記載し、補足説明資料内の目次については、各補足説明資料に記載している
41 条 火災による損傷の防止	41 条 <u>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</u> <u>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</u> <u>41-3 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設に係る火災区域又は火災区画の設定について</u> <u>41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画の火災感知設備について</u> <u>41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画の消火設備について</u> <u>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</u>	41 条 <u>火災による損傷の防止</u>	
共通 重大事故等対処設備	共通 <u>共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について</u> <u>共-2 類型化区分及び適合内容</u> <u>共-3 重大事故等対処設備の環境条件について</u> <u>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</u> <u>共-5 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について</u> <u>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</u> <u>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</u>	共通 重大事故等対処設備	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
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	<p>て</p> <p>共-8 <u>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</u></p> <p>て</p> <p>共-9 <u>自主対策設備の悪影響防止について</u></p> <p>共-10 <u>設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性並びに位置的分散の整理について</u></p> <p>共-11 <u>共用に関する設計上の考慮について</u></p>	44 条 <u>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</u>	
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	<p>44 条</p> <p>44-1 <u>SA 設備基準適合性 一覧表</u></p> <p>44-2 <u>単線結線図</u></p> <p>44-3 <u>配置図</u></p> <p>44-4 <u>系統図</u></p> <p>44-5 <u>試験検査</u></p> <p>44-6 <u>容量設定根拠</u></p> <p>44-7 <u>その他設備</u></p> <p>44-8 <u>ATWS 緩和設備について</u></p> <p>44-9 <u>ATWS 緩和設備に関する健全性について</u></p> <p>44-10 <u>SA バウンダリ系統図 (参考図)</u></p>	45 条 <u>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</u>	
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	<p>45 条</p> <p>45-1 <u>SA 設備基準適合性 一覧表</u></p> <p>45-2 <u>電源構成図</u></p> <p>45-3 <u>配置図</u></p> <p>45-4 <u>系統図</u></p> <p>45-5 <u>試験検査</u></p> <p>45-6 <u>容量設定根拠</u></p> <p>45-7 <u>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</u></p> <p>45-8 <u>原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁 (H0 弁) に関する説明書</u></p> <p>45-9 <u>ECCS ポンプの高温耐性評価について</u></p> <p>45-10 <u>SA バウンダリ系統図 (参考図)</u></p>	46 条 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</u>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
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	<p>46-4 <u>系統図</u></p> <p>46-5 <u>試験検査</u></p> <p>46-6 <u>容量設定根拠</u></p> <p>46-7 <u>接続図</u></p> <p>46-8 <u>保管場所図</u></p> <p>46-9 <u>アクセスルート図</u></p> <p>46-10 <u>その他設備</u></p> <p>46-11 <u>過渡時自動減圧機能について</u></p> <p>46-12 <u>過渡時自動減圧機能に関する健全性について</u></p> <p>46-13 <u>高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について</u></p> <p>46-14 <u>SRVの耐環境性向上のための取組みについて</u></p> <p>46-15 <u>SAバウンダリ系統図 (参考図)</u></p> <p>47 条</p> <p>47-1 <u>SA設備基準適合性 一覧表</u></p> <p>47-2 <u>電源構成図</u></p> <p>47-3 <u>配置図</u></p> <p>47-4 <u>系統図</u></p> <p>47-5 <u>試験検査</u></p> <p>47-6 <u>容量設定根拠</u></p> <p>47-7 <u>接続図</u></p> <p>47-8 <u>保管場所図</u></p> <p>47-9 <u>アクセスルート図</u></p> <p>47-10 <u>その他設備</u></p> <p>47-11 <u>SAバウンダリ系統図 (参考図)</u></p>	47 条 <u>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</u>	
48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	<p>48 条</p> <p>48-1 <u>SA設備基準適合性 一覧表</u></p> <p>48-2 <u>電源構成図</u></p> <p>48-3 <u>計測制御系統図</u></p> <p>48-4 <u>配置図</u></p> <p>48-5 <u>系統図</u></p> <p>48-6 <u>試験検査</u></p> <p>48-7 <u>容量設定根拠</u></p> <p>48-8 <u>その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について</u></p> <p>48-9 <u>SAバウンダリ系統図 (参考図)</u></p>	48 条 <u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	49 条 <u>49-1 SA 設備基準適合性 一覧表</u> <u>49-2 電源構成図</u> <u>49-3 配置図</u> <u>49-4 系統図</u> <u>49-5 試験検査</u> <u>49-6 容量設定根拠</u> <u>49-7 接続図</u> <u>49-8 保管場所図</u> <u>49-9 アクセスルート図</u> <u>49-10 その他設備</u> <u>49-11 SAバウンダリ系統図 (参考図)</u>	49 条 <u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u>	
50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	50 条 <u>50-1 SA 設備基準適合性 一覧表</u> <u>50-2 電源構成図</u> <u>50-3 配置図</u> <u>50-4 系統図</u> <u>50-5 試験検査</u> <u>50-6 容量設定根拠</u> <u>50-7 接続図</u> <u>50-8 保管場所図</u> <u>50-9 アクセスルート図</u> <u>50-10 その他設備</u> <u>50-11 代替循環冷却系の成立性について</u> <u>50-12 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) について</u> <u>50-13 SAバウンダリ系統図 (参考図)</u>	50 条 <u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u>	
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	51 条 <u>51-1 SA 設備基準適合性 一覧表</u> <u>51-2 単線結線図</u> <u>51-3 配置図</u> <u>51-4 系統図</u> <u>51-5 試験検査</u> <u>51-6 容量設定根拠</u> <u>51-7 接続図</u> <u>51-8 保管場所図</u>	51 条 <u>原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</u>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
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	51-9 <u>アクセスルート図</u> 51-10 <u>ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造変更について</u> 51-11 <u>原子炉圧力容器の破損判断について</u> 51-12 <u>ペDESTAL内に設置する計器について</u> 51-13 <u>その他設備</u> 51-14 <u>SAバウンダリ系統図 (参考図)</u> 52 条 52-1 <u>SA設備基準適合性 一覧表</u> 52-2 <u>単線結線図</u> 52-3 <u>配置図</u> 52-4 <u>系統図</u> 52-5 <u>試験検査</u> 52-6 <u>容量設定根拠</u> 52-7 <u>接続図</u> 52-8 <u>保管場所図</u> 52-9 <u>アクセスルート図</u> 52-10 <u>計装設備の測定原理</u> 52-11 <u>水素及び酸素発生時の対応について</u> 52-12 <u>SAバウンダリ系統図 (参考図)</u>	52 条 <u>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</u>	
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	53 条 53-1 <u>SA設備基準適合性 一覧表</u> 53-2 <u>単線結線図</u> 53-3 <u>配置図</u> 53-4 <u>系統図</u> 53-5 <u>試験検査</u> 53-6 <u>容量設定根拠</u> 53-7 <u>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について</u> 53-8 <u>その他設備</u> 53-9 <u>SAバウンダリ系統図 (参考図)</u>	53 条 <u>水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備</u>	
54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	54 条 54-1 <u>SA設備基準適合性 一覧表</u> 54-2 <u>単線結線図</u> 54-3 <u>配置図</u>	54 条 <u>使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</u>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	54-4 系統図 54-5 試験検査 54-6 容量設定根拠 54-7 接続図 54-8 保管場所図 54-9 アクセスルート図 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について 54-11 使用済燃料プール監視設備 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレイカの健全性について 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価 54-14 その他 54-15 SAバウンダリ系統図 (参考図)		
55 条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	55 条	55 条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	
	55-1 SA 設備基準適合性 一覧表 55-2 配置図 55-3 系統図 55-4 試験検査 55-5 容量設定根拠 55-6 接続図 55-7 保管場所 55-8 アクセスルート図 55-9 その他設備		
56 条 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	56 条	56 条 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	
	56-1 SA 設備基準適合性 一覧表 56-2 単線結線図 56-3 配置図 56-4 系統図 56-5 試験検査 56-6 容量設定根拠 56-7 接続図 56-8 保管場所図 56-9 アクセスルート図 56-10 その他設備		
57 条 電源設備	57 条	57 条 電源設備	
	57-1 SA 設備基準適合性 一覧表		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
58 条 計装設備	57-2 <u>配置図</u> 57-3 <u>系統図</u> 57-4 <u>試験検査</u> 57-5 <u>容量設定根拠</u> 57-6 <u>アクセスルート図</u> 57-7 <u>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</u> 57-8 <u>可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書</u> 57-9 <u>代替電源設備について</u> 57-10 <u>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)</u> 57-11 <u>その他資料</u> 58 条 58-1 <u>SA 設備基準適合性 一覧表</u> 58-2 <u>単線結線図</u> 58-3 <u>配置図</u> 58-4 <u>系統図</u> 58-5 <u>試験検査</u> 58-6 <u>容量設定根拠</u> 58-7 <u>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</u> 58-8 <u>可搬型計測器について</u> 58-9 <u>主要パラメータの耐環境性について</u> 58-10 <u>パラメータの抽出について</u> 58-11 <u>別紙</u>	58 条 計装設備	
59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	59 条 59-1 <u>SA 設備基準適合性 一覧表</u> 59-2 <u>単線結線図</u> 59-3 <u>配置図</u> 59-4 <u>系統図</u> 59-5 <u>試験検査</u> 59-6 <u>容量設定根拠</u> 59-7 <u>保管場所図</u> 59-8 <u>アクセスルート</u> 59-9 <u>原子炉制御室について (被ばく評価除く)</u> 59-10 <u>中央制御室の居住性 (炉心の著しい損傷) に係る被ばく</u>	59 条 <u>運転員が原子炉制御室にとどまるための設備</u>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>60 条 監視測定設備</p> <p>61 条 緊急時対策所</p> <p>62 条 通信連絡を行うために必要な設備</p> <p>その他 原子炉圧力容器, 原子炉格納容器, 燃料貯蔵設備, 非常用取水設備, <u>原子炉建屋原子炉区域</u></p>	<p>評価について</p> <p>59-11 <u>SAバウンダリ系統図 (参考図)</u></p> <p>60 条</p> <p>60-1 <u>SA設備基準適合性一覧表</u></p> <p>60-2 <u>単線結線図</u></p> <p>60-3 <u>配置図</u></p> <p>60-4 <u>試験検査</u></p> <p>60-5 <u>容量設定根拠</u></p> <p>60-6 <u>保管場所図</u></p> <p>60-7 <u>アクセスルート図</u></p> <p>60-8 <u>監視測定設備について</u></p> <p>61 条</p> <p>61-1 <u>SA設備基準適合性 一覧表</u></p> <p>61-2 <u>単線結線図</u></p> <p>61-3 <u>配置図</u></p> <p>61-4 <u>系統図</u></p> <p>61-5 <u>試験検査</u></p> <p>61-6 <u>容量設定根拠</u></p> <p>61-7 <u>保管場所図</u></p> <p>61-8 <u>アクセスルート図</u></p> <p>61-9 <u>緊急時対策所について (被ばく評価除く)</u></p> <p>61-10 <u>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について</u></p> <p>62 条</p> <p>62-1 <u>SA設備基準適合性一覧表</u></p> <p>62-2 <u>単線結線図</u></p> <p>62-3 <u>配置図</u></p> <p>62-4 <u>系統図</u></p> <p>62-5 <u>試験検査</u></p> <p>62-6 <u>容量設定根拠</u></p> <p>62-7 <u>アクセスルート図</u></p> <p>62-8 <u>設備操作及び切替に関する説明書</u></p>	<p>60 条 監視測定設備</p> <p>61 条 緊急時対策所</p> <p>62 条 <u>通信連絡を行うために必要な設備</u></p> <p>その他 <u>原子炉圧力容器, 原子炉格納容器, 燃料貯蔵設備, 非常用取水設備, 原子炉建物原子炉棟</u></p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>

実線・・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [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]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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</p> <p>目次</p> <p>44-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p> <p>44-2 単線結線図</p> <p>44-3 配置図</p> <p>44-4 系統図</p> <p>44-5 試験及び検査</p> <p>44-6 容量設定根拠</p> <p>44-7 その他設備</p> <p>44-8 ATWS 緩和設備について</p> <p>44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について</p> <p><u>44-10 各号炉の弁名称及び弁番号</u></p>	<p>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</p> <p>目次</p> <p>44-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p> <p>44-2 単線結線図</p> <p>44-3 配置図</p> <p>44-4 系統図</p> <p>44-5 試験及び検査</p> <p>44-6 容量設定根拠</p> <p>44-7 その他設備</p> <p>44-8 ATWS 緩和設備について</p> <p>44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について</p>	<p>備考</p> <p>・島根 2号炉は単独申請であり、 該当資料なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">44-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p>	<p style="text-align: center;">44-1 S A設備基準適合性 一覧表</p>	

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)

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)		類型化 区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備及びその他の建屋内	B, C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
			第2号	操作性	中央制御室操作
	関連資料	44-3 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	44-4 系統図		
	第5号	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	44-3 配置図, 44-8 ATWS緩和設備について	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
	サポート系故障		対象外(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		44-3 配置図, 44-8 ATWS緩和設備について		

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)		類型化 区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建物原子炉棟内設備 その他の建物内設備	B, C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
			第2号	操作性	中央制御室操作
	関連資料	44-3 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	—	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-8 ATWS緩和設備について	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
	サポート系要因		対象外(サポート系なし)	—	
	関連資料		44-3 配置図, 44-8 ATWS緩和設備について		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

・記載の相違

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉格納容器内設備	A
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	44-3 配置図	
			第2号	操作性	中央制御室操作
		関連資料	44-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	対象外	対象外
			関連資料	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)
	サポート系故障			対象(サポート系有り)-別的手段	C b
		関連資料	44-4 系統図		

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉格納容器内設備	A
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			関連資料	44-3 配置図	
			第2号	操作性	中央制御室操作
		関連資料	44-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)
	サポート系要因			対象(サポート系あり)-別的手段	C b
		関連資料	44-4 系統図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

・記載の相違

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒駆動機構 (水圧駆動)	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	原子炉格納容器内設備	A	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	(海水を通水しない)	対象外	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
		関連資料	44-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	第5号	悪影響防止	系統設計 DB施設と同じ系統構成	A d	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	第2項	第1号	常設SAの容量	対象外	対象外
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
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
		サポート系故障防止	サポート系故障	対象(サポート系有り)-別の手段	C b
		関連資料	44-4 系統図		

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒駆動機構	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	原子炉格納容器内設備	A	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	(海水を通水しない)	対象外	
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
		関連資料	44-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	第5号	悪影響防止	系統設計 DB施設と同様の系統構成	A d	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
		サポート系故障防止	サポート系要因	対象(サポート系あり)-別の手段	C b
		関連資料	44-4 系統図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒駆動系水圧制御ユニット	類型化区分	
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-
		海水	(海水を通水しない)	対象外
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
		関連資料	44-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A
		関連資料	44-3 配置図	
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M
		関連資料	44-5 試験及び検査	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b
		関連資料	44-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	A d
			その他(飛散物)	対象外
関連資料		44-3 配置図, 44-4 系統図		
第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	関連資料	44-3 配置図		
第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
		関連資料	44-6 容量設定根拠	
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
		関連資料	-	
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)
		サポート系故障	対象(サポート系有り)-別の手段	C b
関連資料	44-4 系統図			

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒駆動系水圧制御ユニット	類型化区分		
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	(海水を通水しない)	対象外	
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	44-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
関連資料		44-4 系統図			
第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	44-3 配置図			
第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
		関連資料	44-6 容量設定根拠		
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-		
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) -別の手段	C b	
関連資料	44-4 系統図				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ATWS緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備及びその他の建屋内	B, C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
		関連資料	44-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Λ e
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-8 ATWS緩和設備について	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Λ
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
	サポート系故障		対象外(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		44-3 配置図, 44-8 ATWS緩和設備について		

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建物原子炉棟内設備 その他の建物内設備	B, C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	44-3 配置図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	44-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b
	関連資料		44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	—	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-8 ATWS緩和設備について	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	—
関連資料	44-3 配置図, 44-8 ATWS緩和設備について				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

・記載の相違

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ほう酸水注入系ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の送水能力で設計)	B	
		関連資料	44-6 容量設定根拠		
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
関連資料		—			
第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
		サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ほう酸水注入ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
		関連資料	44-6 容量設定根拠		
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
関連資料		—			
第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) -別の手段	C b	
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

・記載の相違

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ほう酸水注水系貯蔵タンク		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
			第2号	操作性	(操作不要)
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の貯蔵能力で設計)	B
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
	サポート系故障		対象外(サポート系なし)	対象外	
	関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図			

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ほう酸水貯蔵タンク		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
			第2号	操作性	操作不要
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	対象外(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
	関連資料		—		
第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
		サポート系要因	対象外(サポート系なし)	—	
	関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
44-2 単線結線図	44-2 単線結線図	

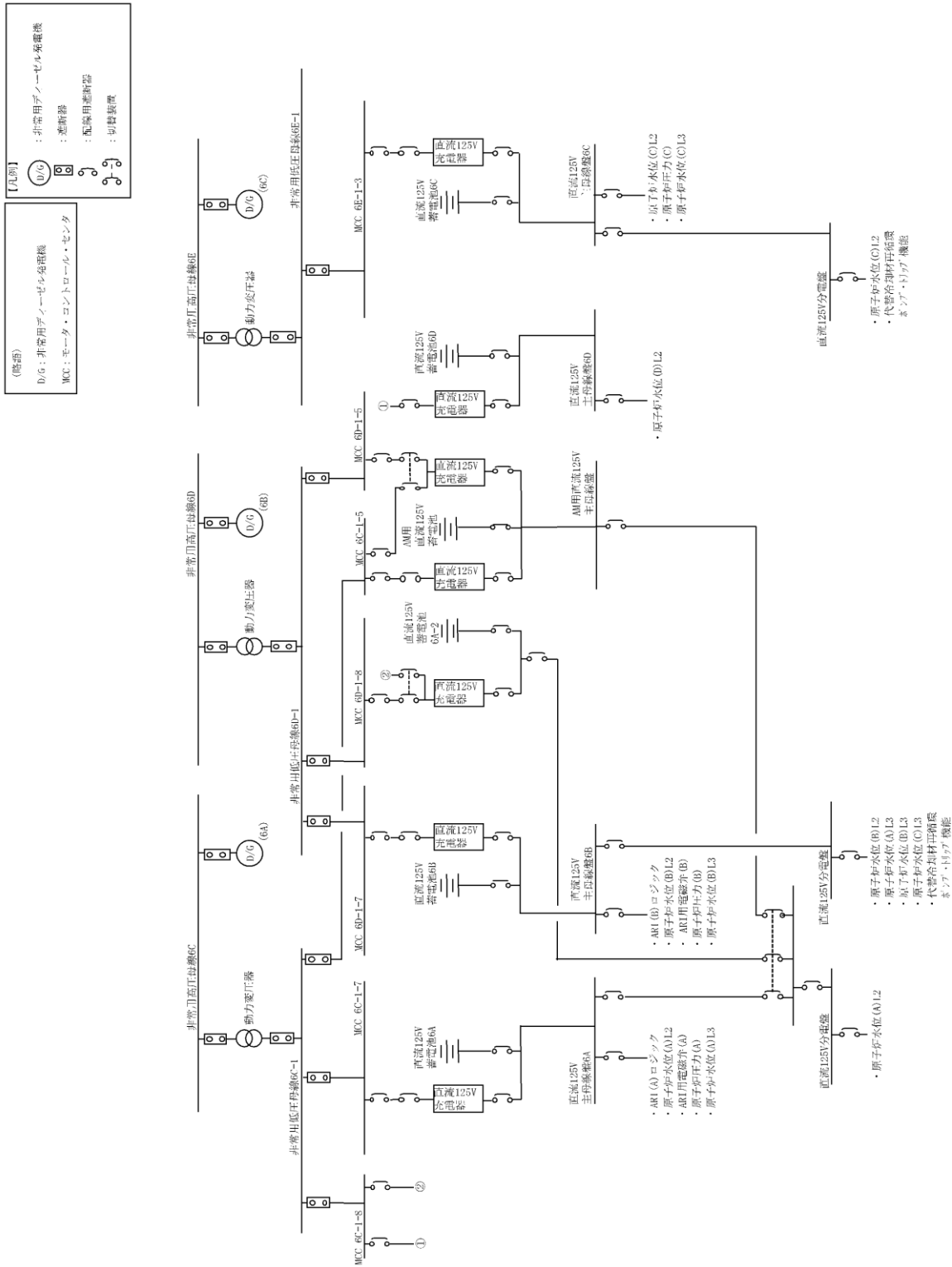


図1 6号炉 単線結線図

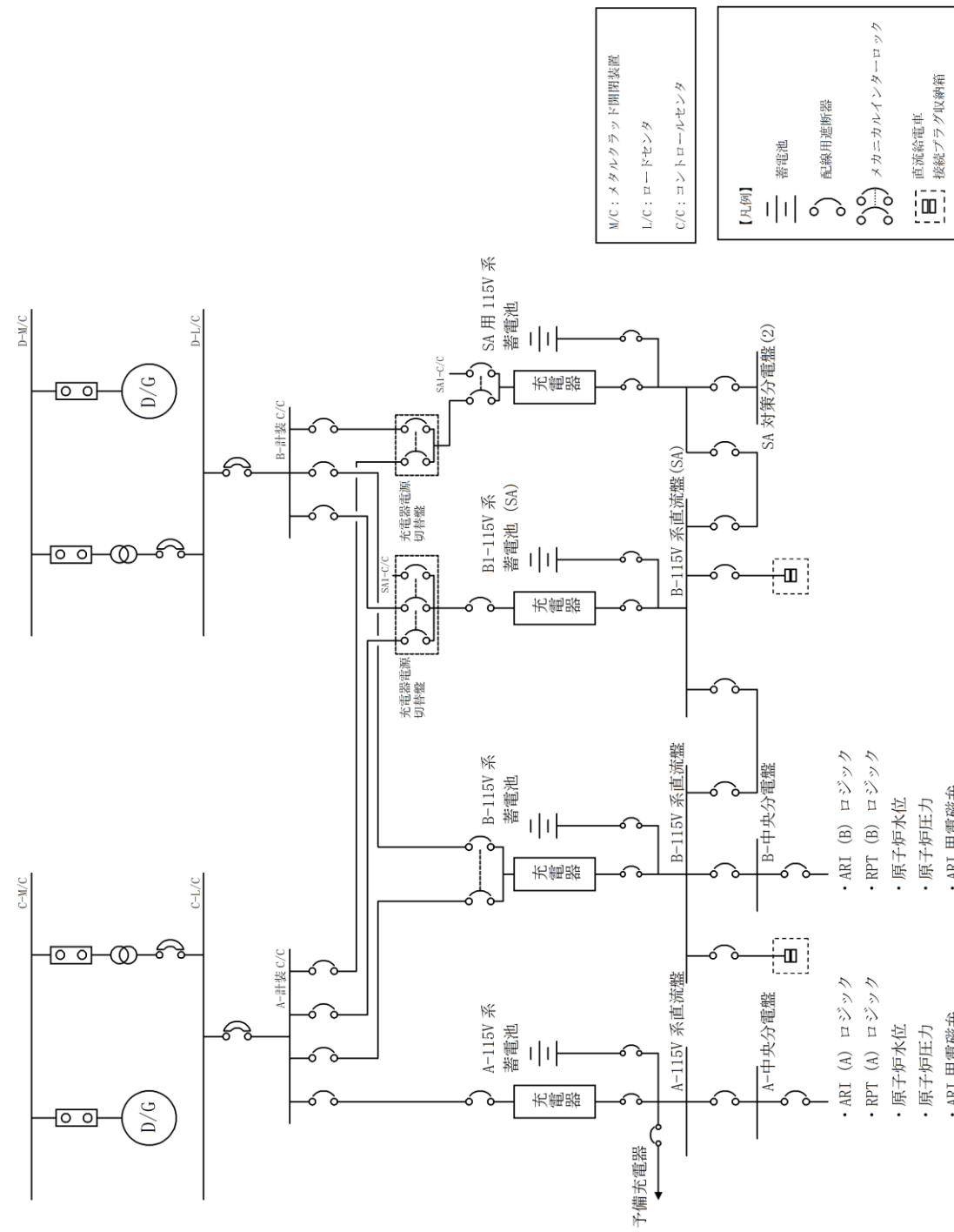
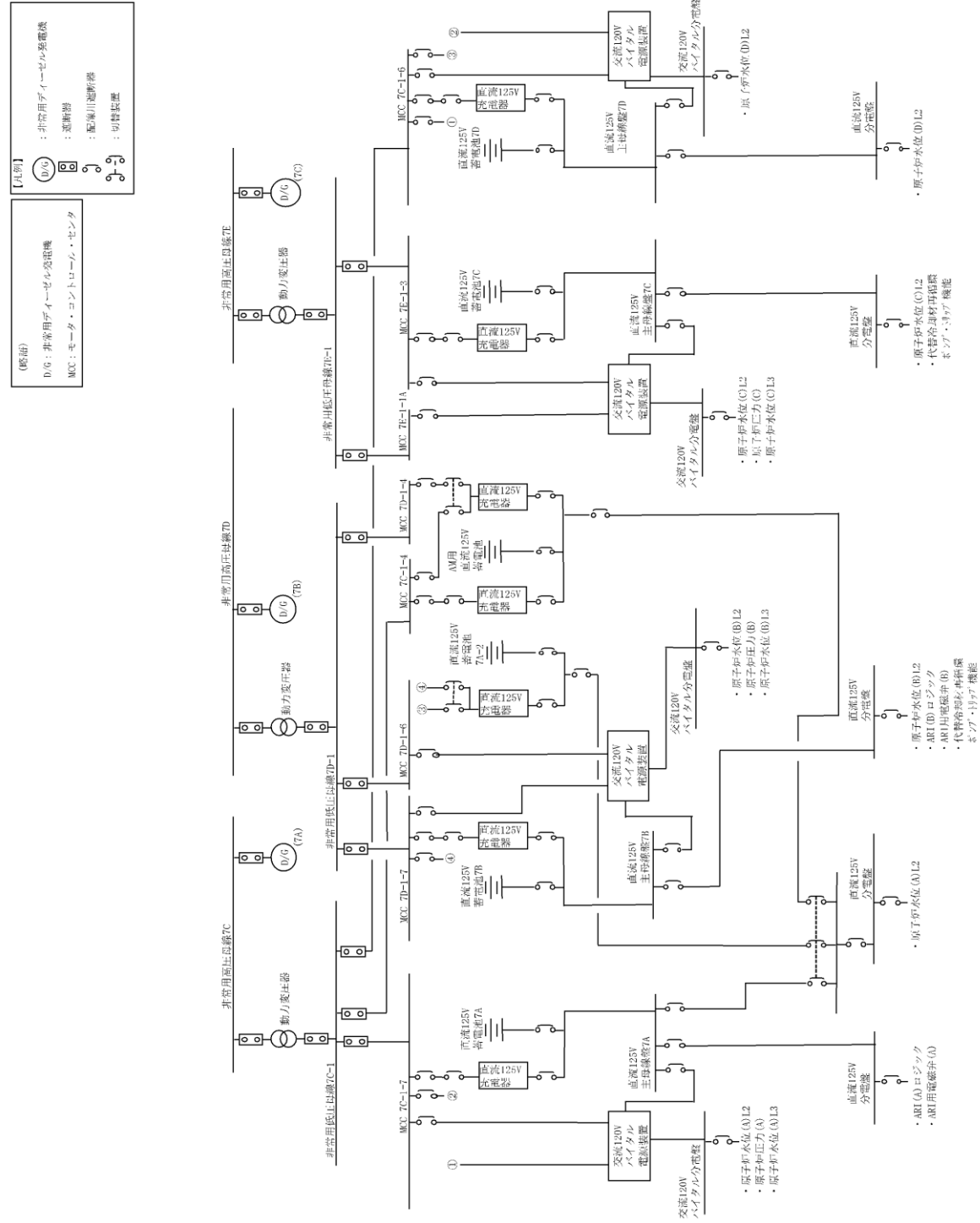


図1 ATWS緩和設備に関する単線結線図

・設備の相違

・設備の相違



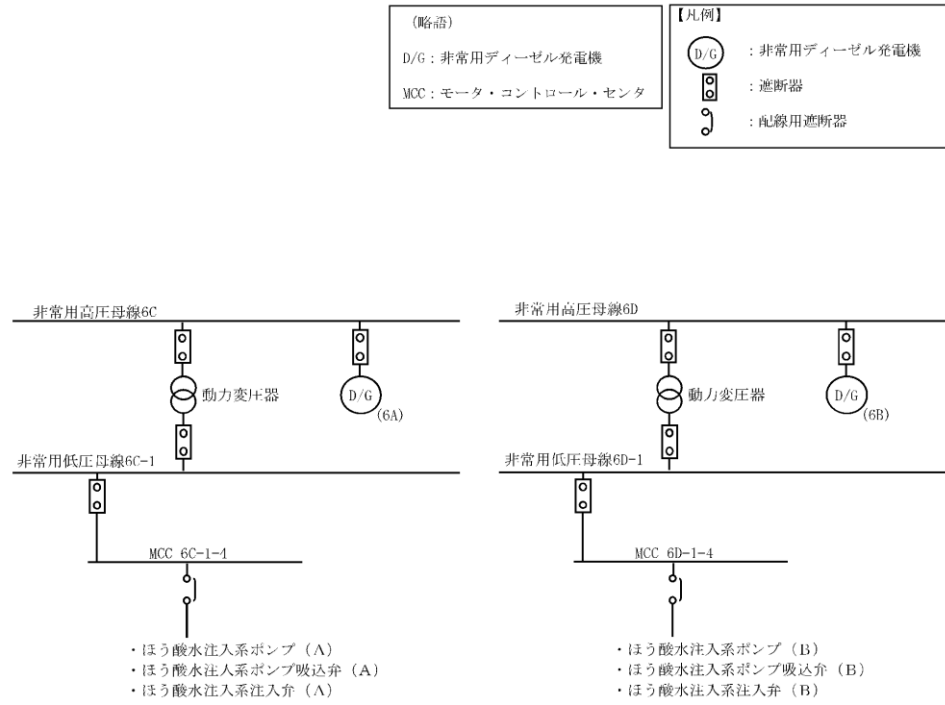


図3 6号炉 ほう酸水注入系ポンプに関する単線結線図

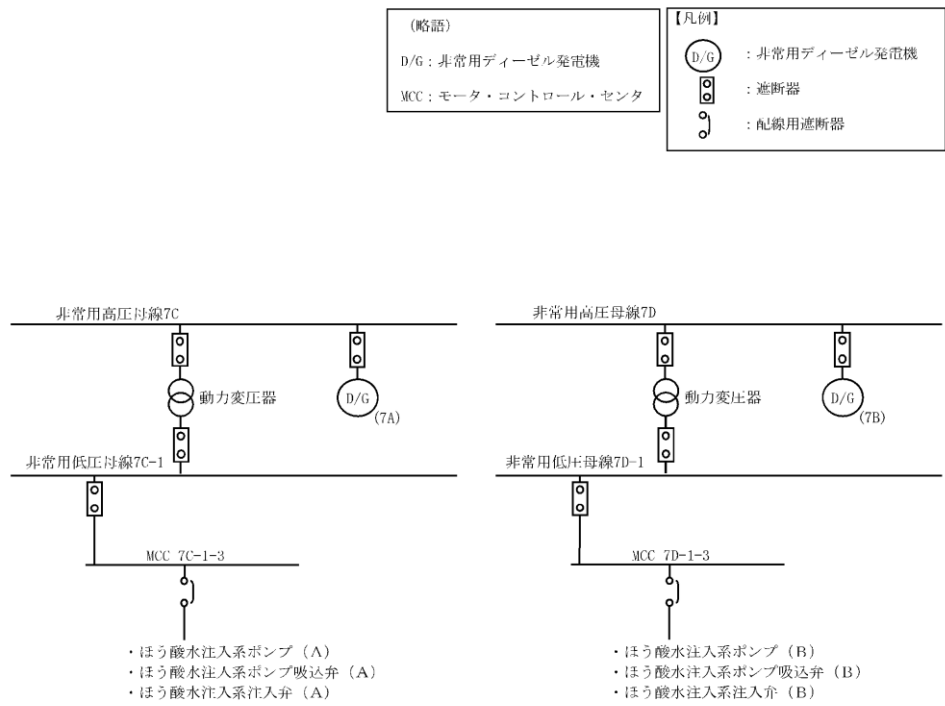


図4 7号炉 ほう酸水注入系ポンプに関する単線結線図

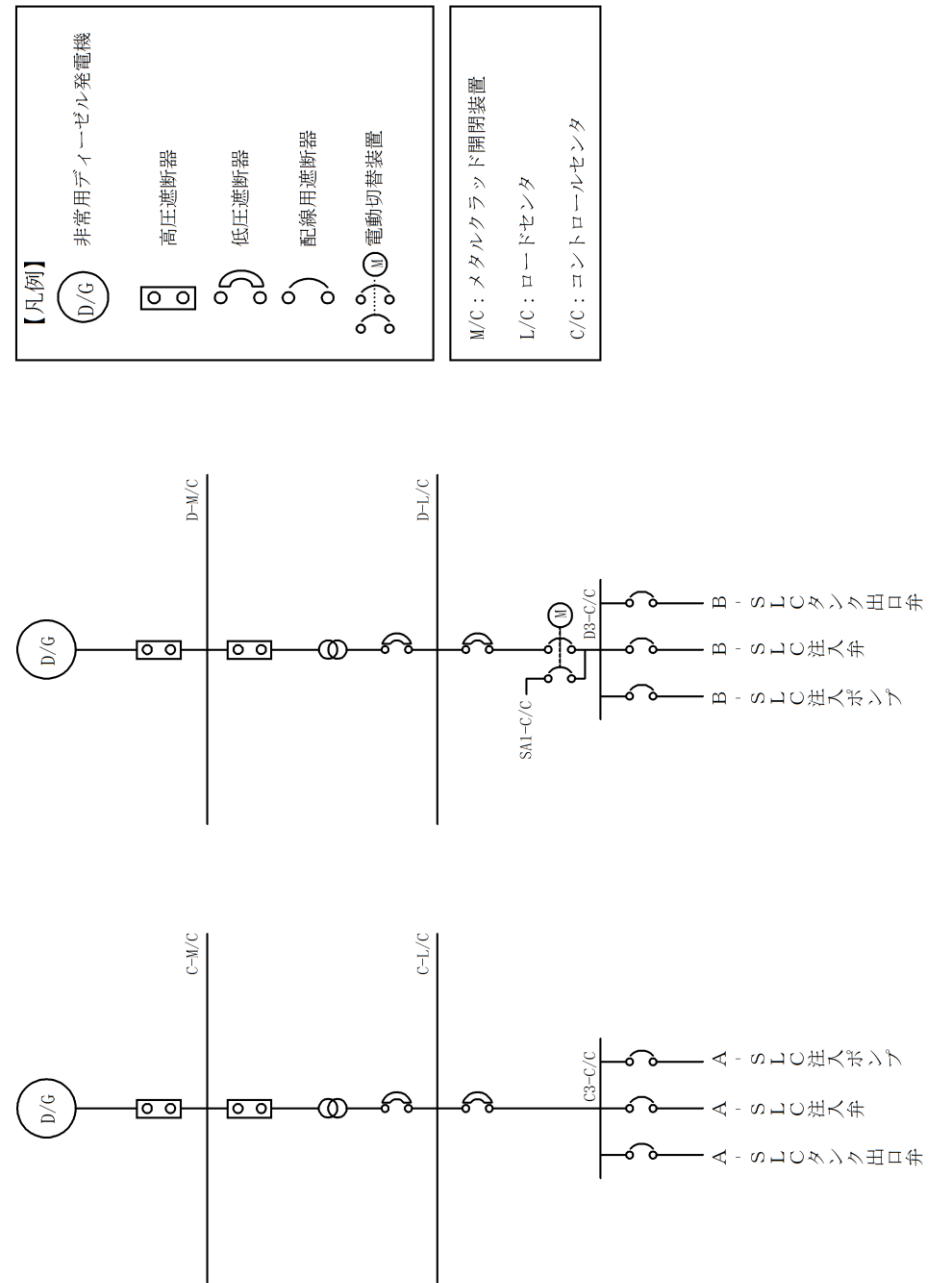


図2 ほう酸水注入ポンプに関する単線結線図



・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)



島根原子力発電所 2号炉

備考

44-3
配置図

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備

44-3 配置図

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備

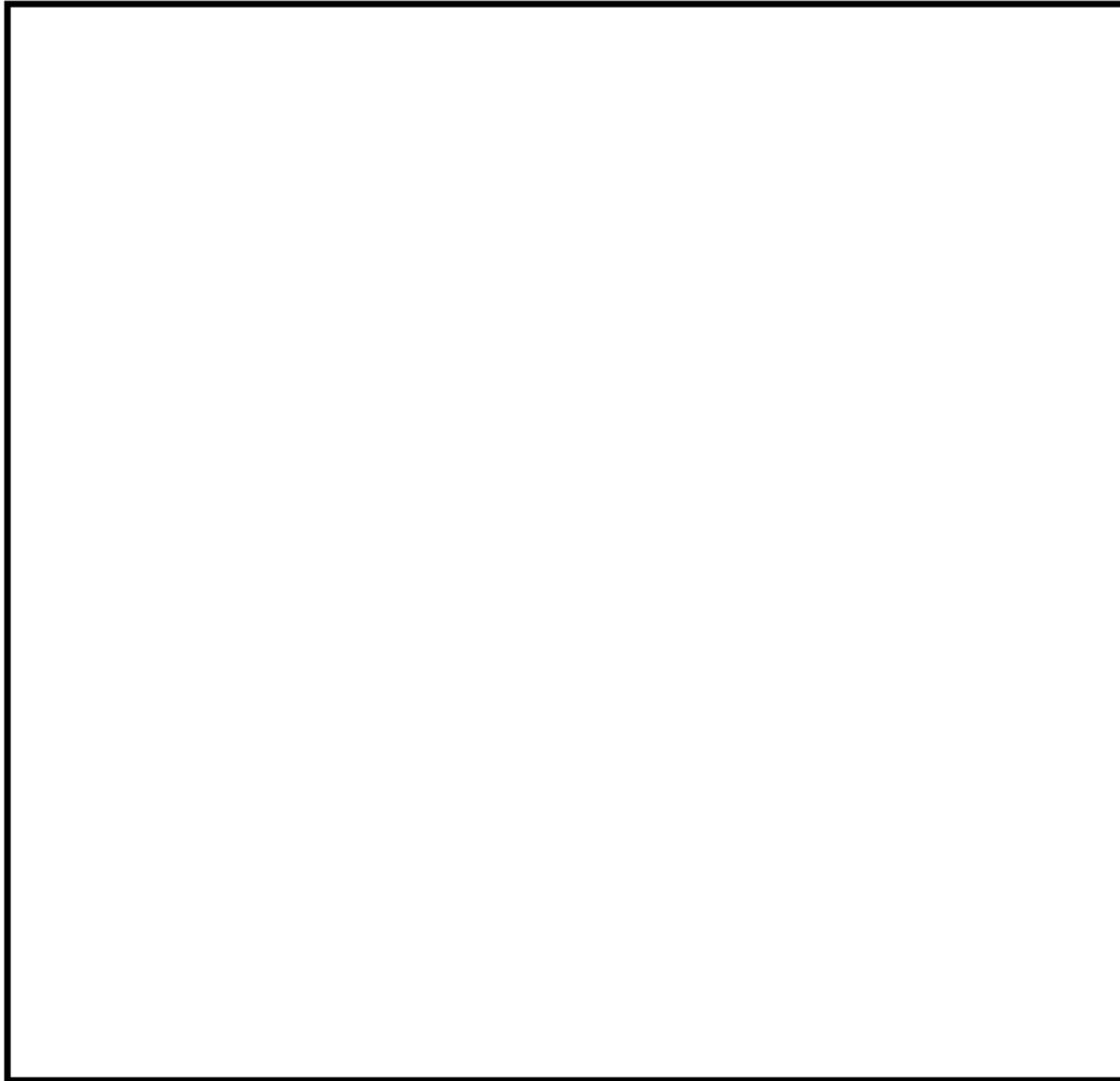


図1 ATWS 緩和設備 (計器) の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

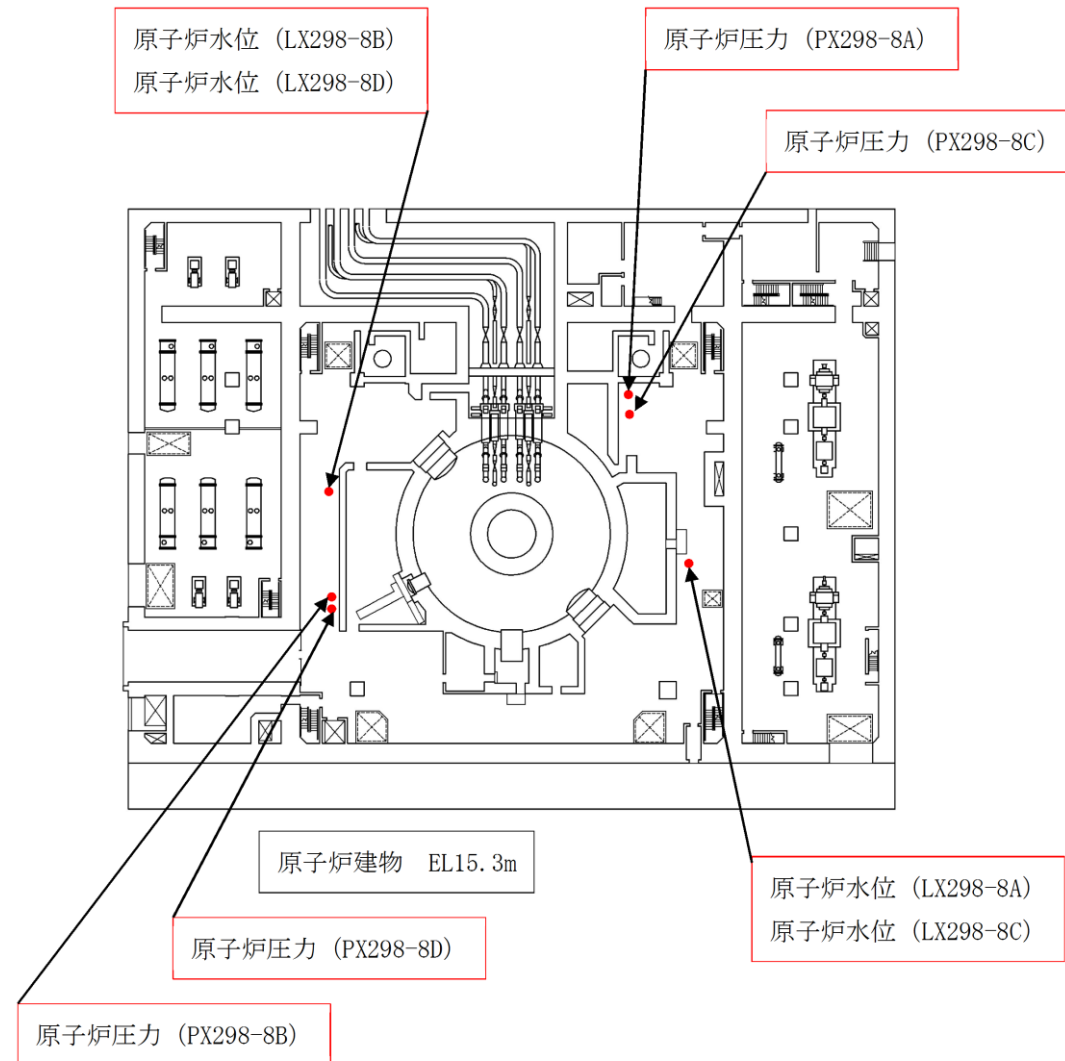


図1 A T W S 緩和設備 (計器) の配置図

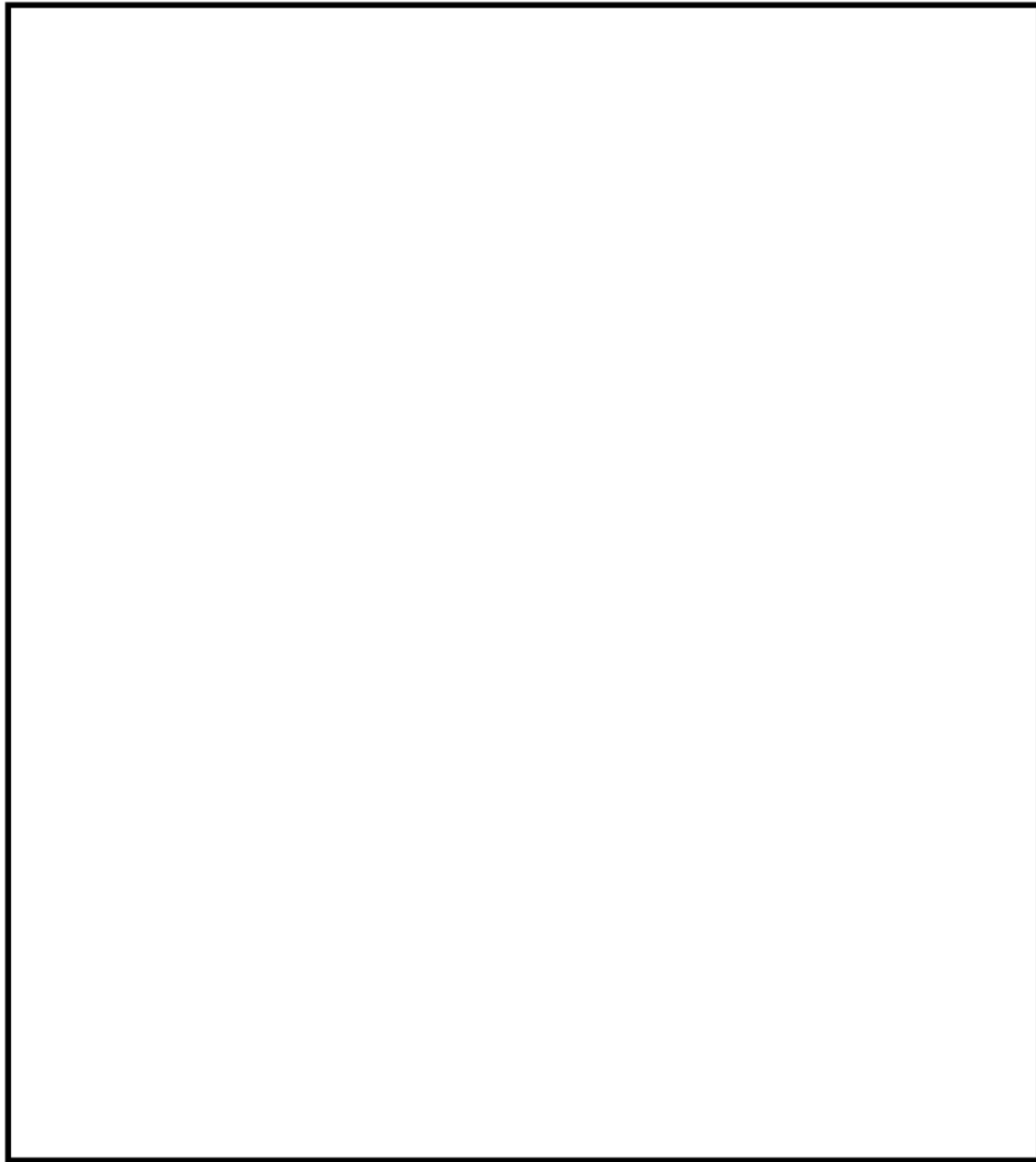


図2 ATWS 緩和設備 (ARI 用電磁弁) の配置図 (6号炉 原子炉建屋地下3階)

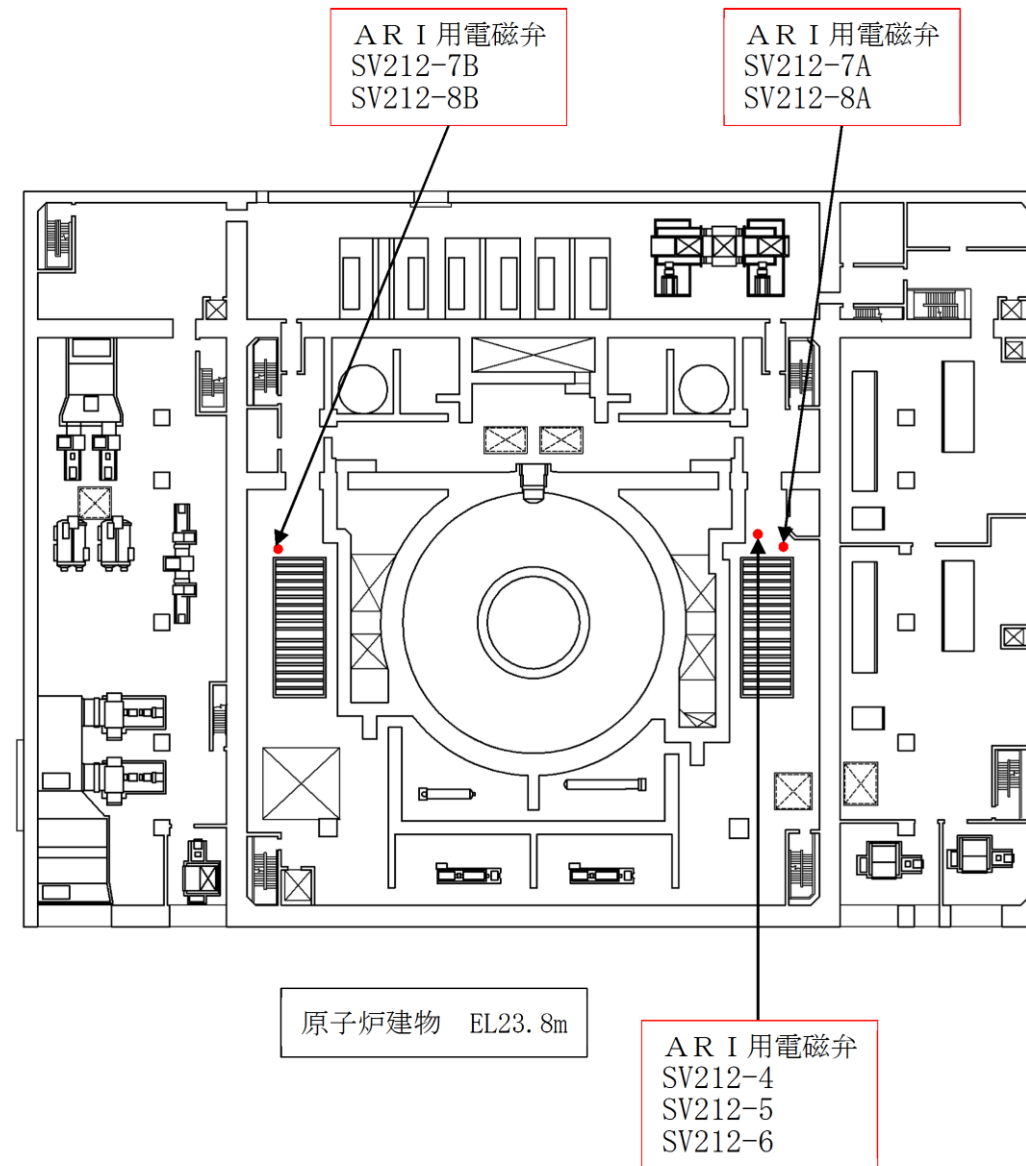


図2 ATWS 緩和設備 (ARI 用電磁弁) の配置図

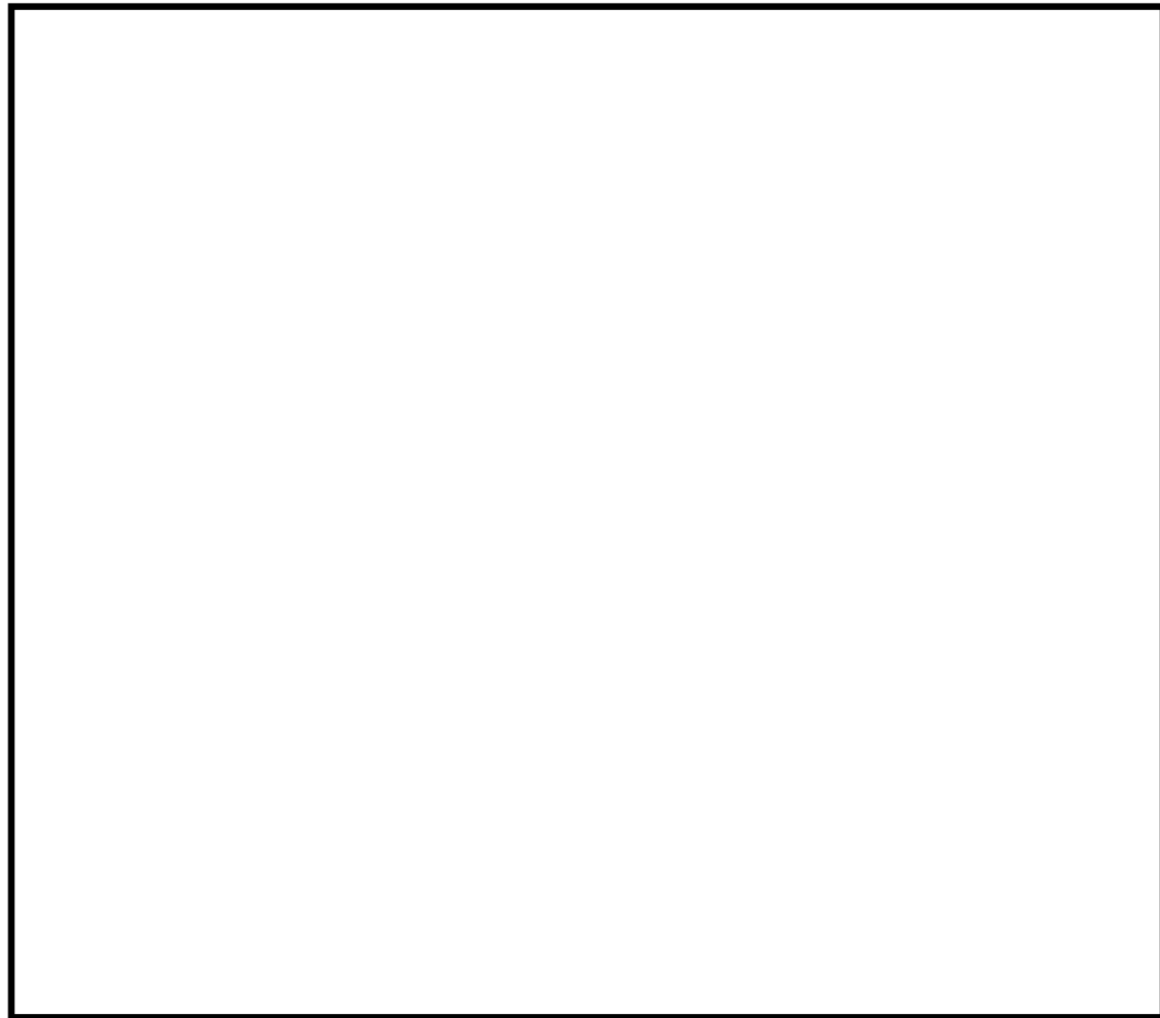


図3 ATWS 緩和設備（原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置）の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

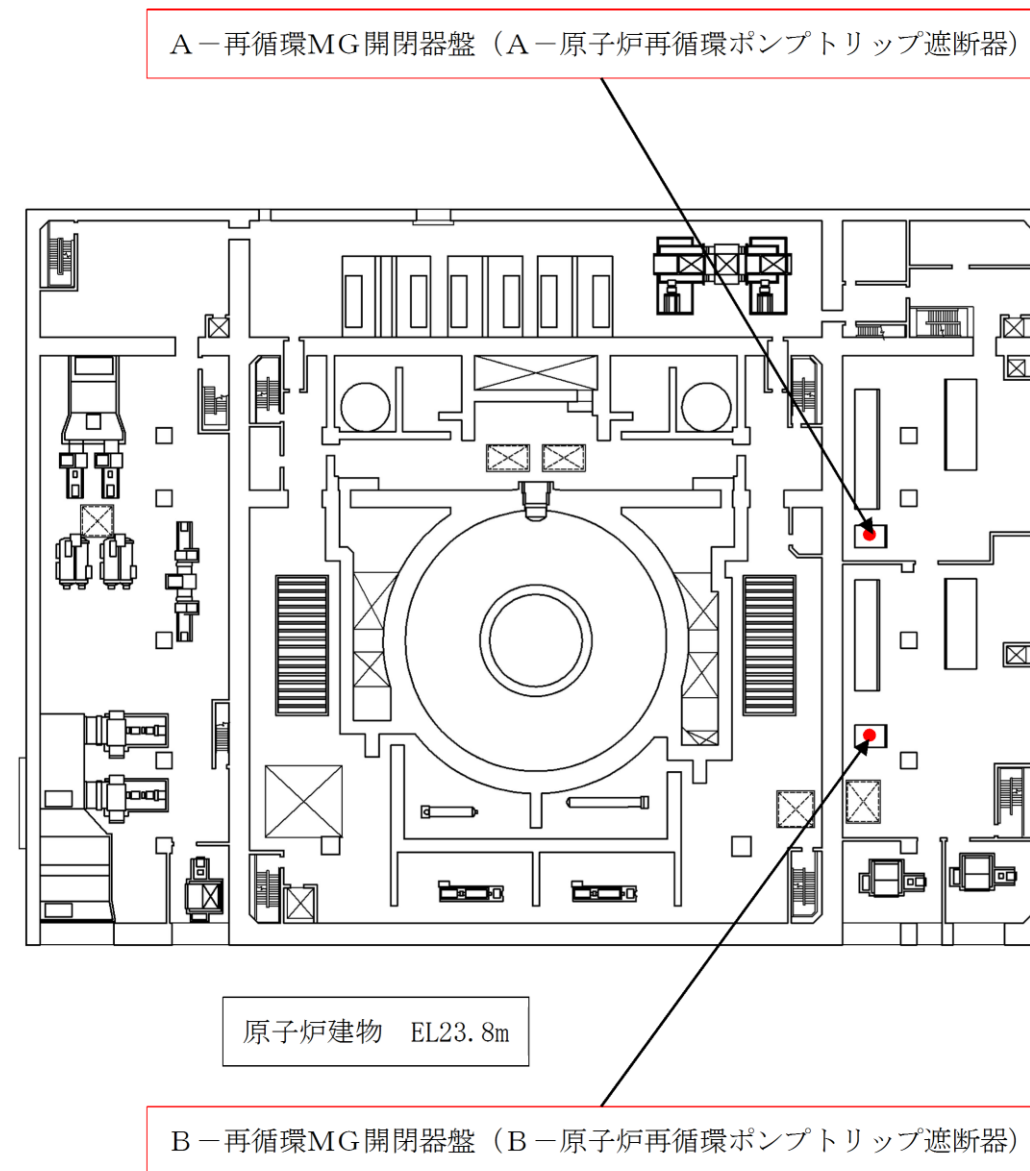


図3 ATWS 緩和設備（原子炉再循環ポンプトリップ遮断器）の配置図

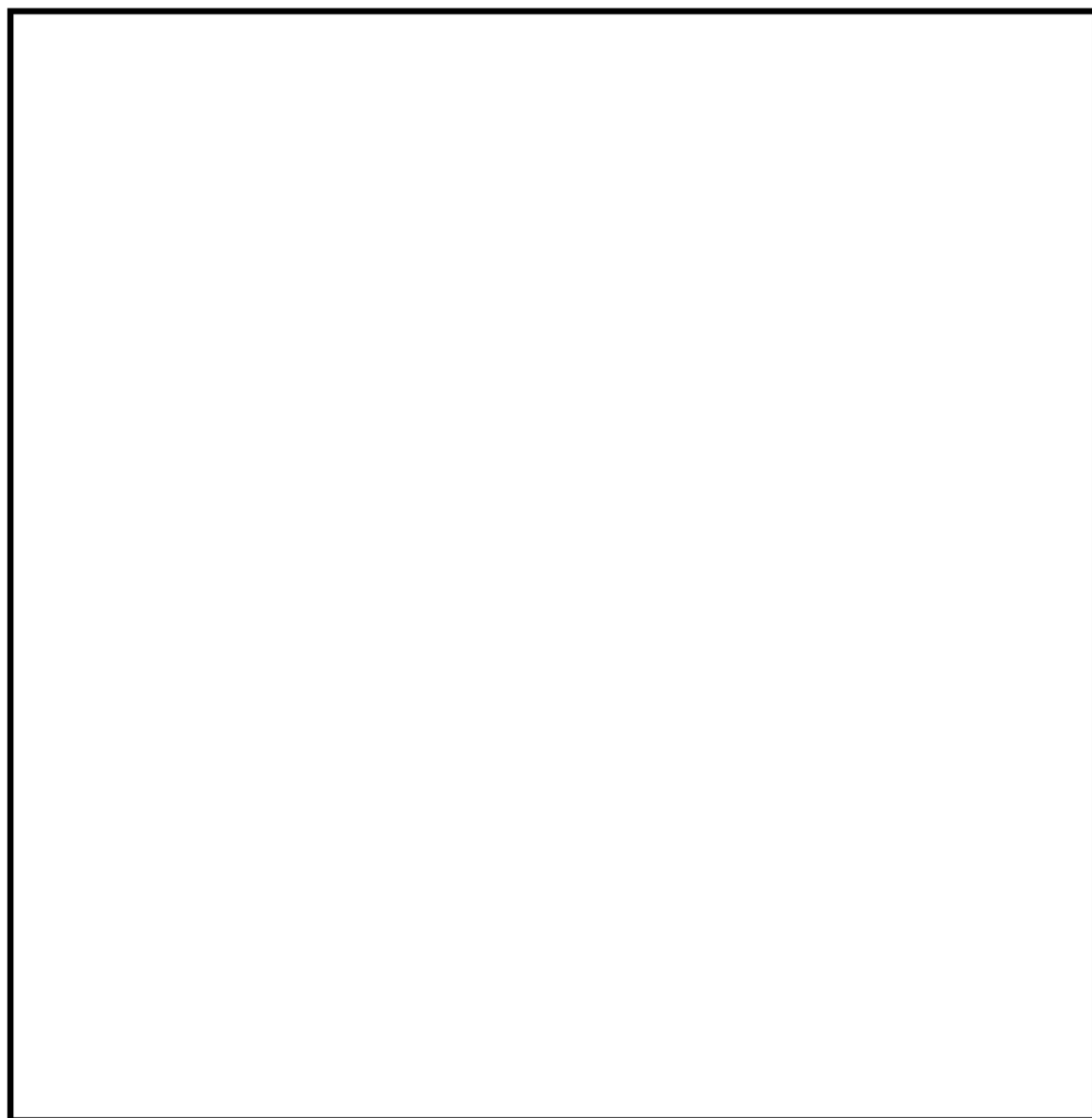


図4 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ，タンク）の配置図
(6号炉 原子炉建屋地上3階)

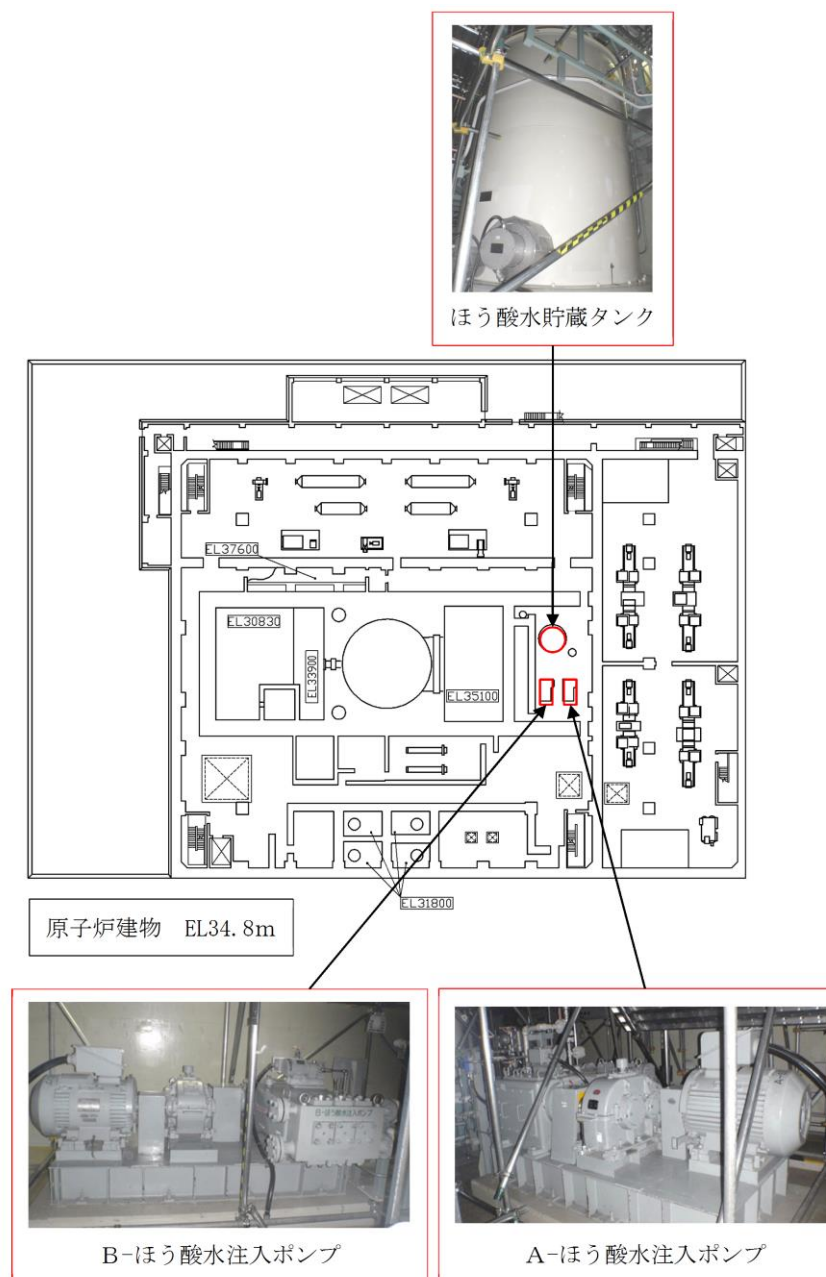


図4 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ，タンク）の配置図

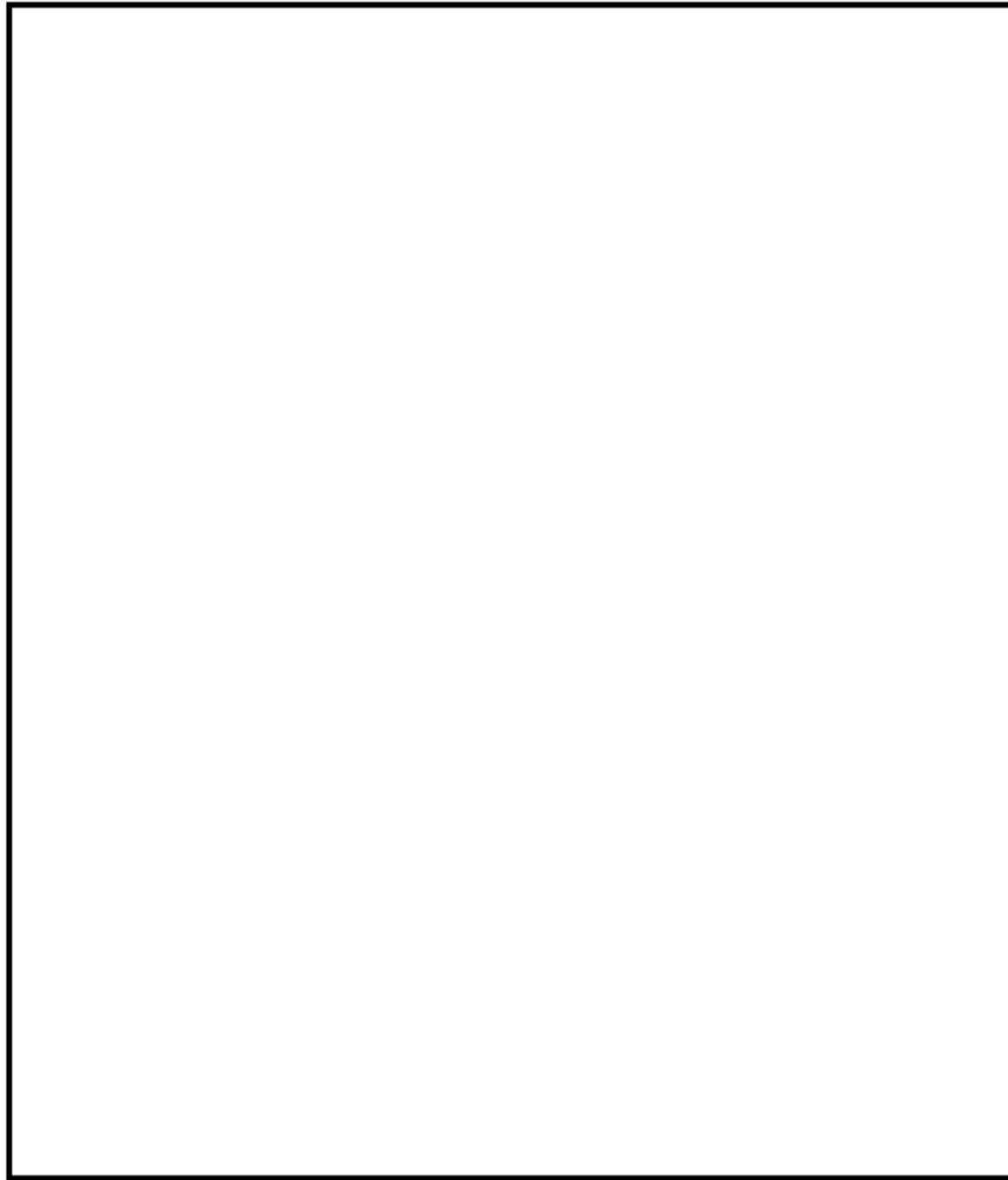


図5 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6 / 7号炉 コントロール建屋地上2階)

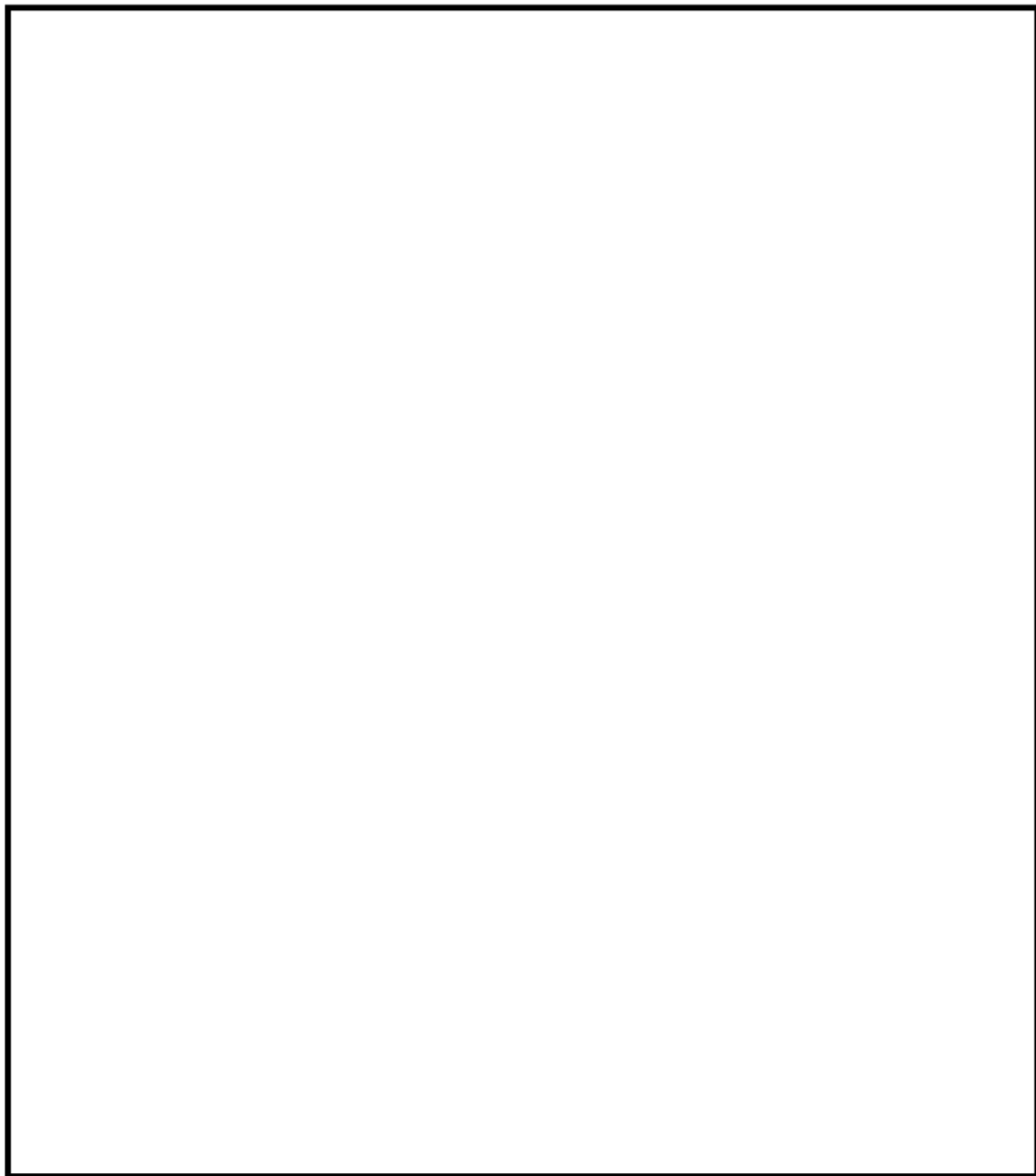


図6 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図
(6号炉 原子炉建屋地上3階)



図5 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図

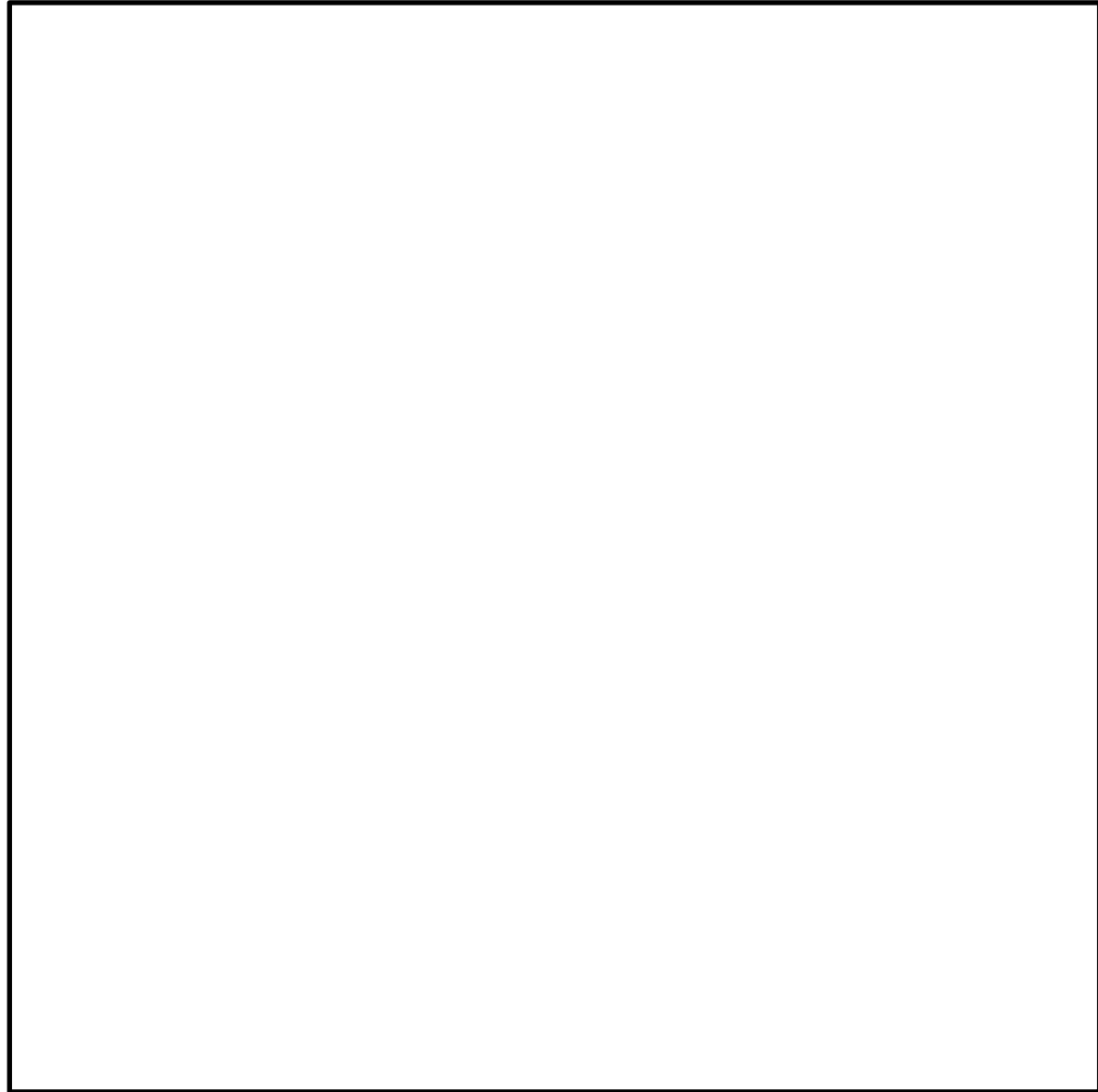


図6 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図

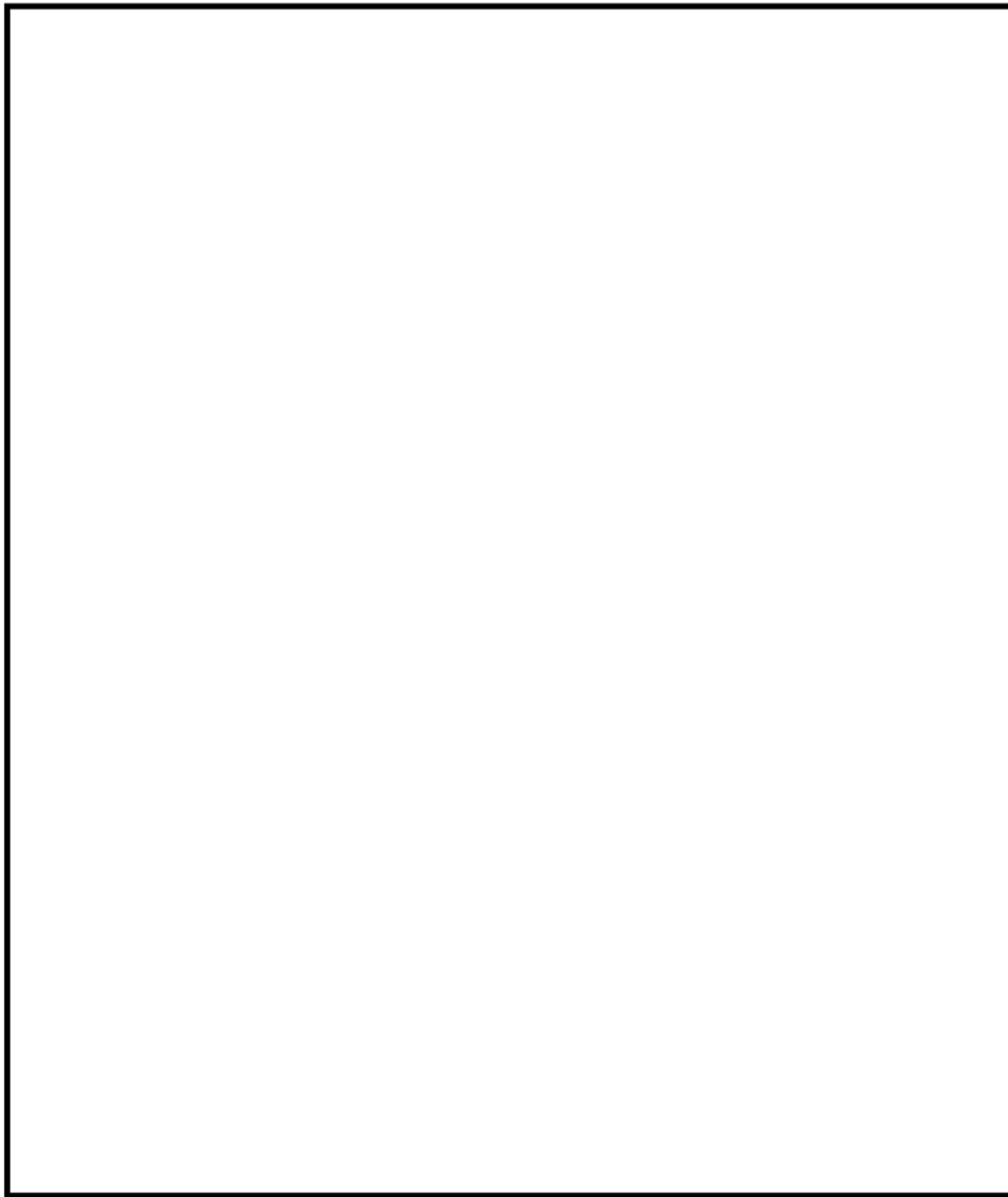


図7 制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び
制御棒駆動系水圧制御ユニットの配置図
(6号炉 原子炉建屋地下3階)

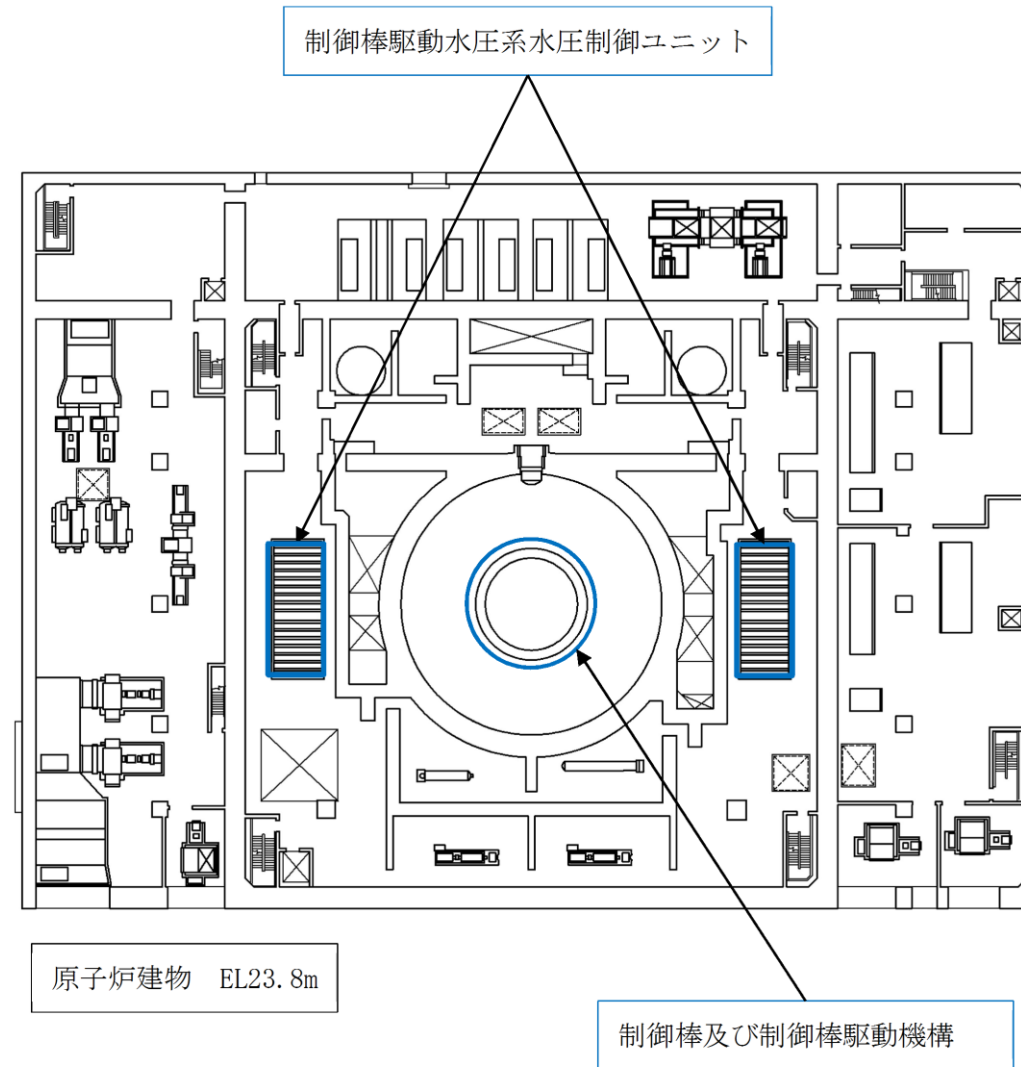


図7 制御棒，制御棒駆動機構及び
制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの配置図

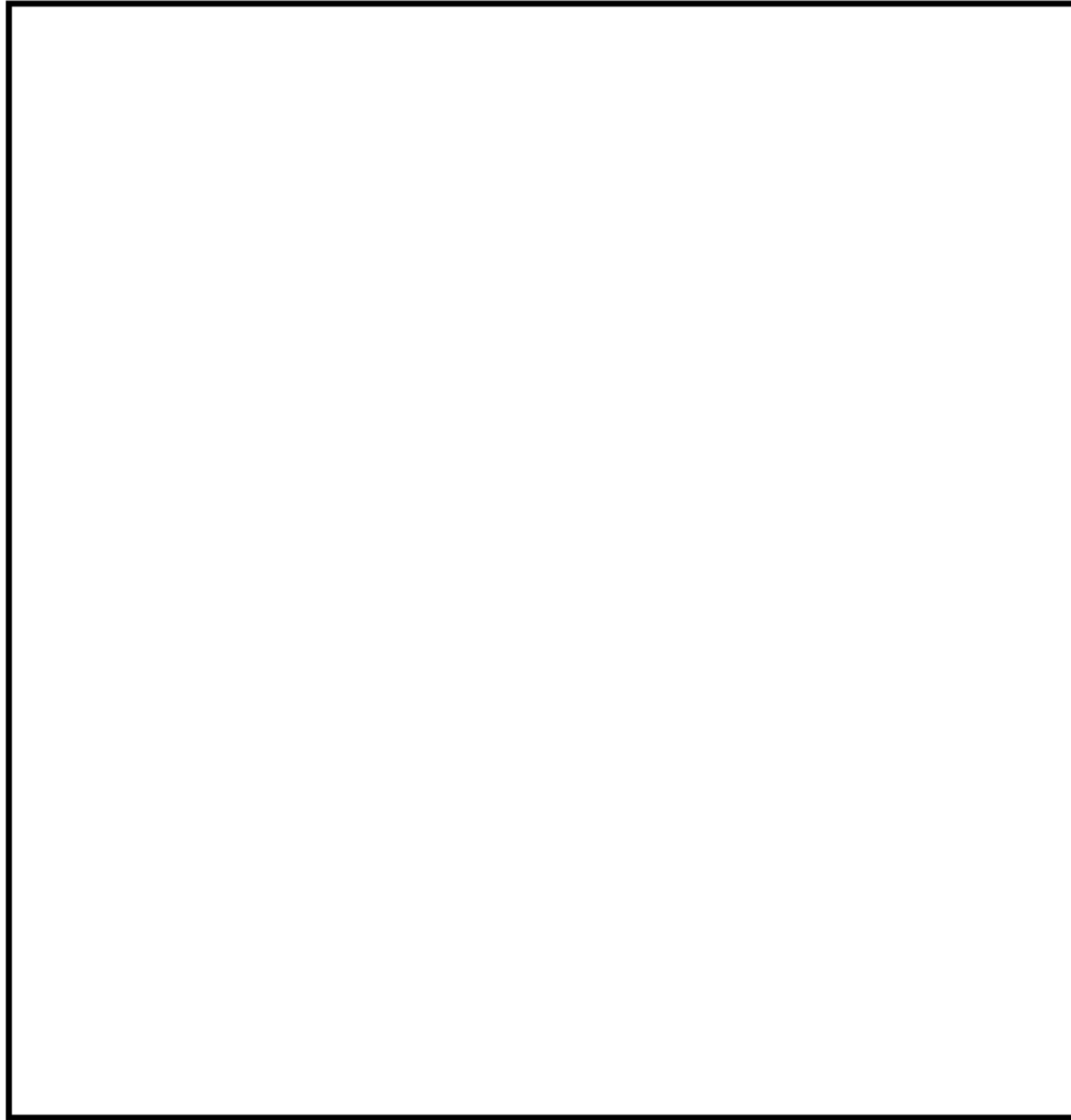


図 8 ATWS 緩和設備 (計器) の配置図
(7 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

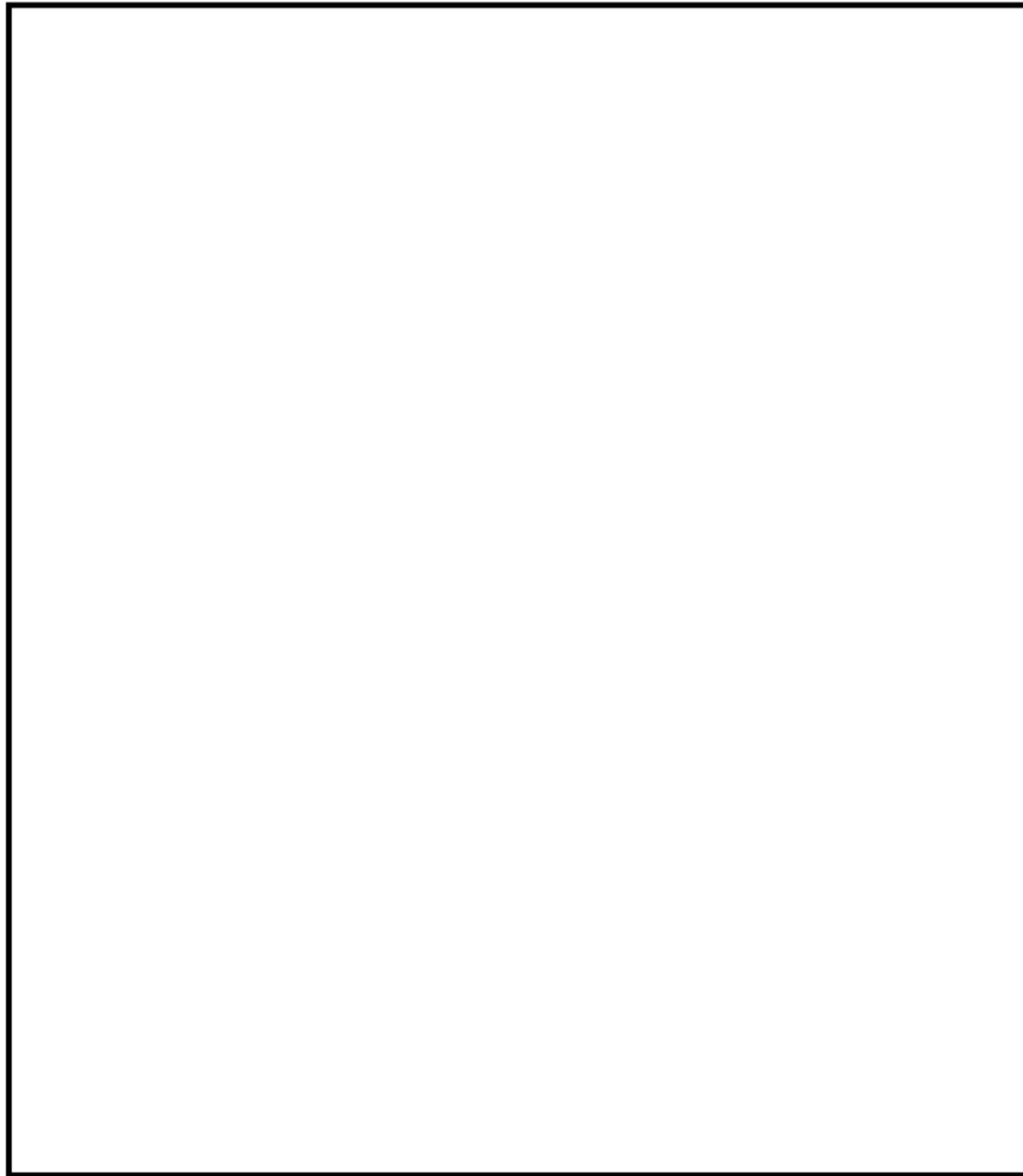


図9 ATWS 緩和設備 (ARI 用電磁弁) の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下3階)

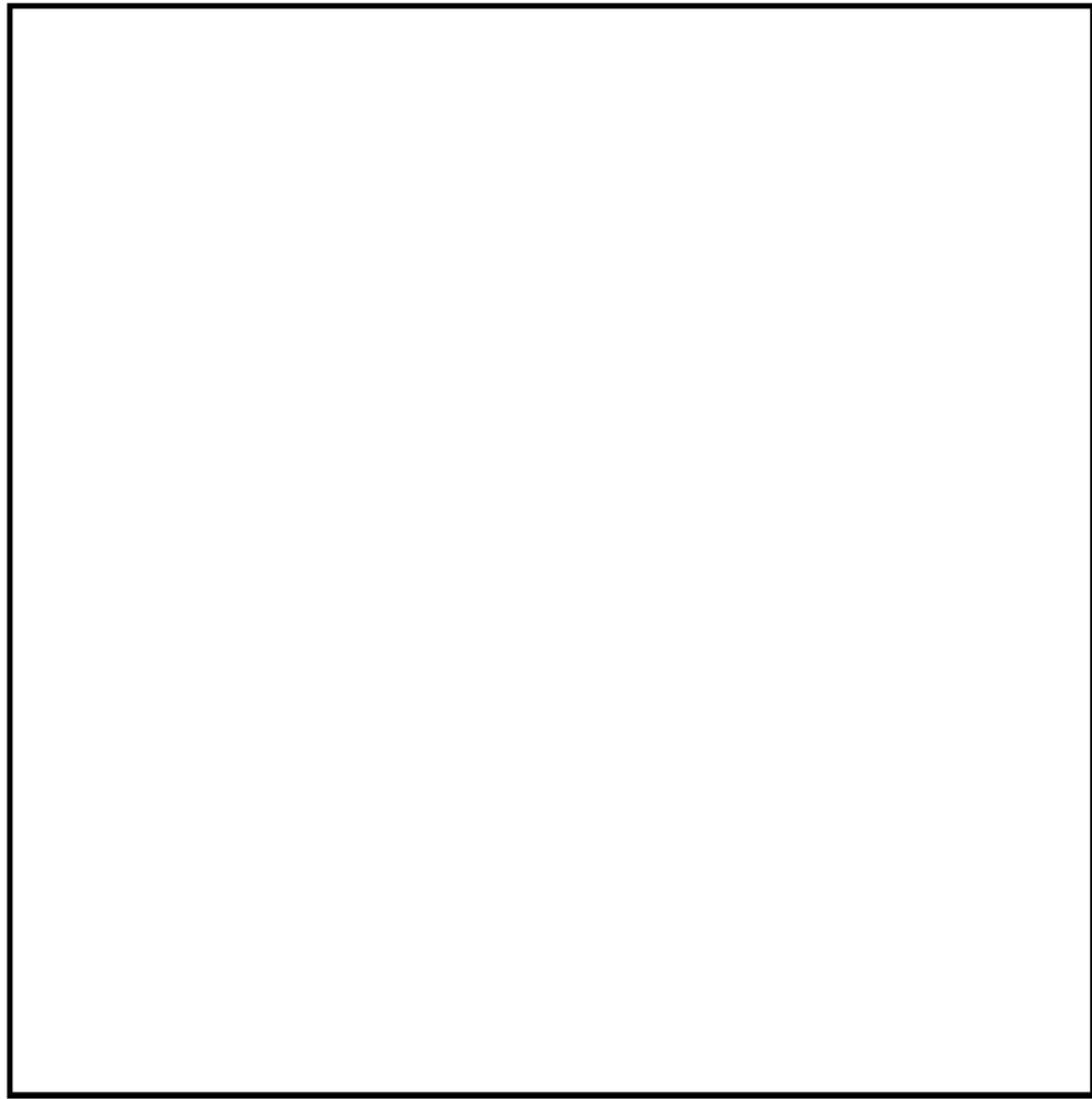


図 10 ATWS 緩和設備（原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置）の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

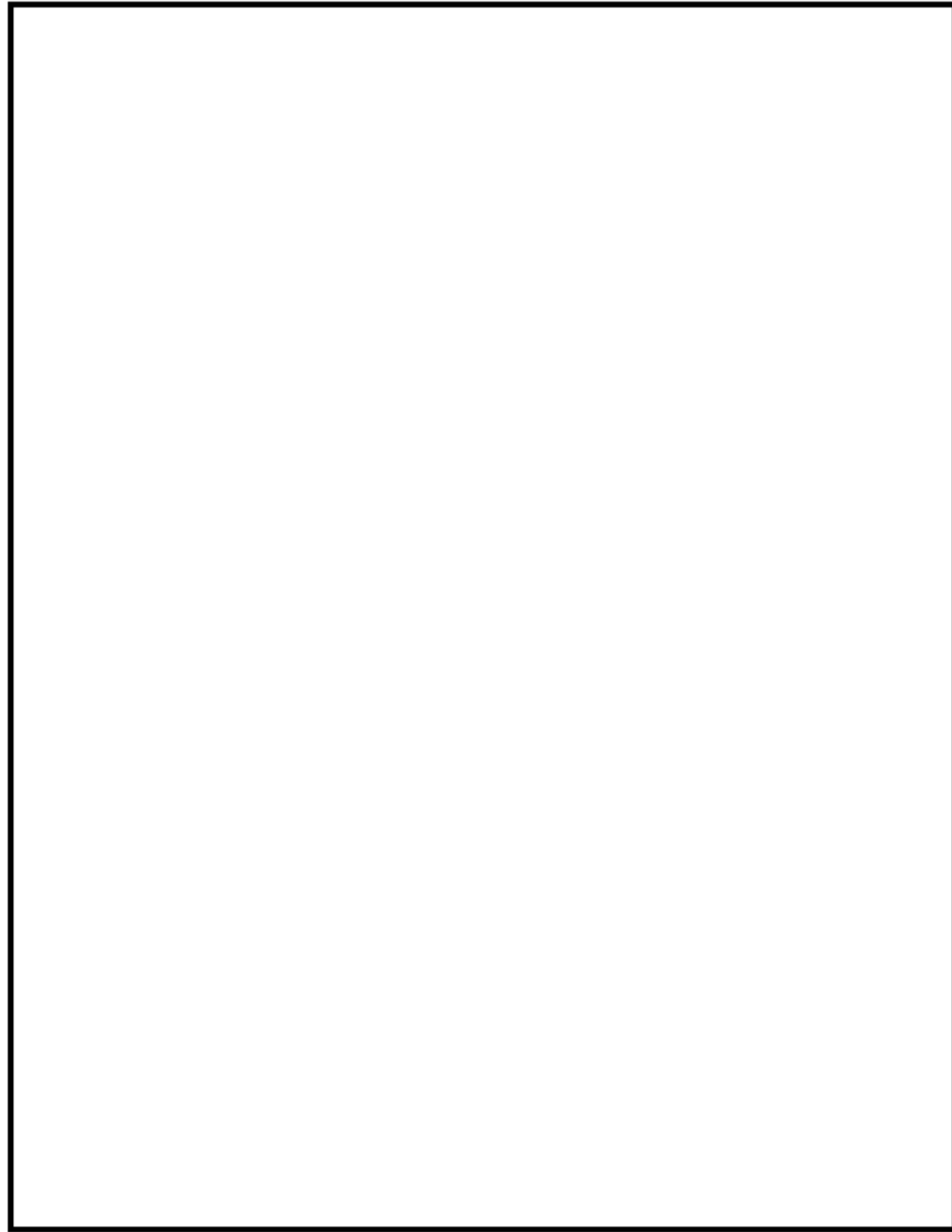


図 11 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ，タンク）の配置図
(7号炉 原子炉建屋地上3階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

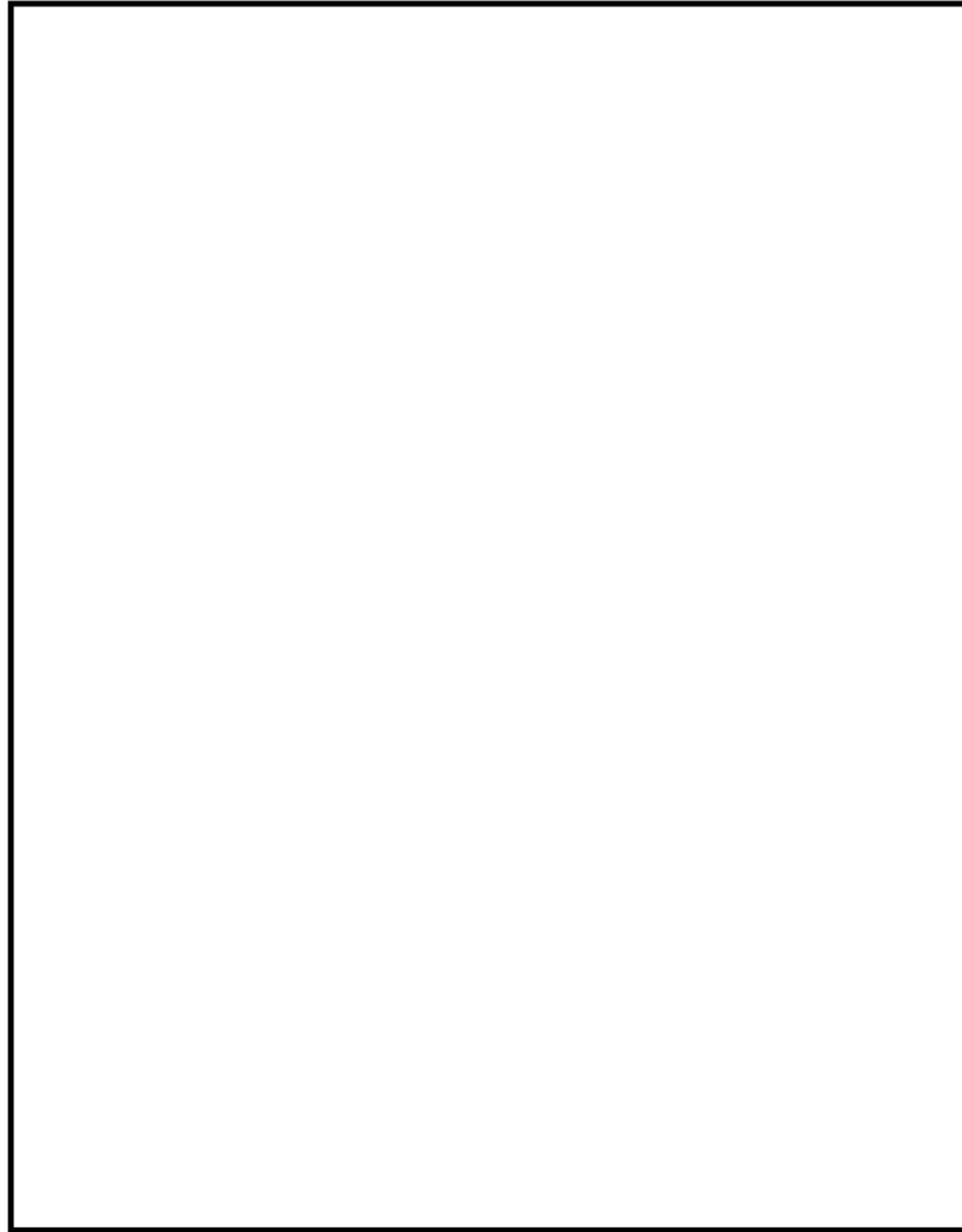


図 12 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6 / 7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

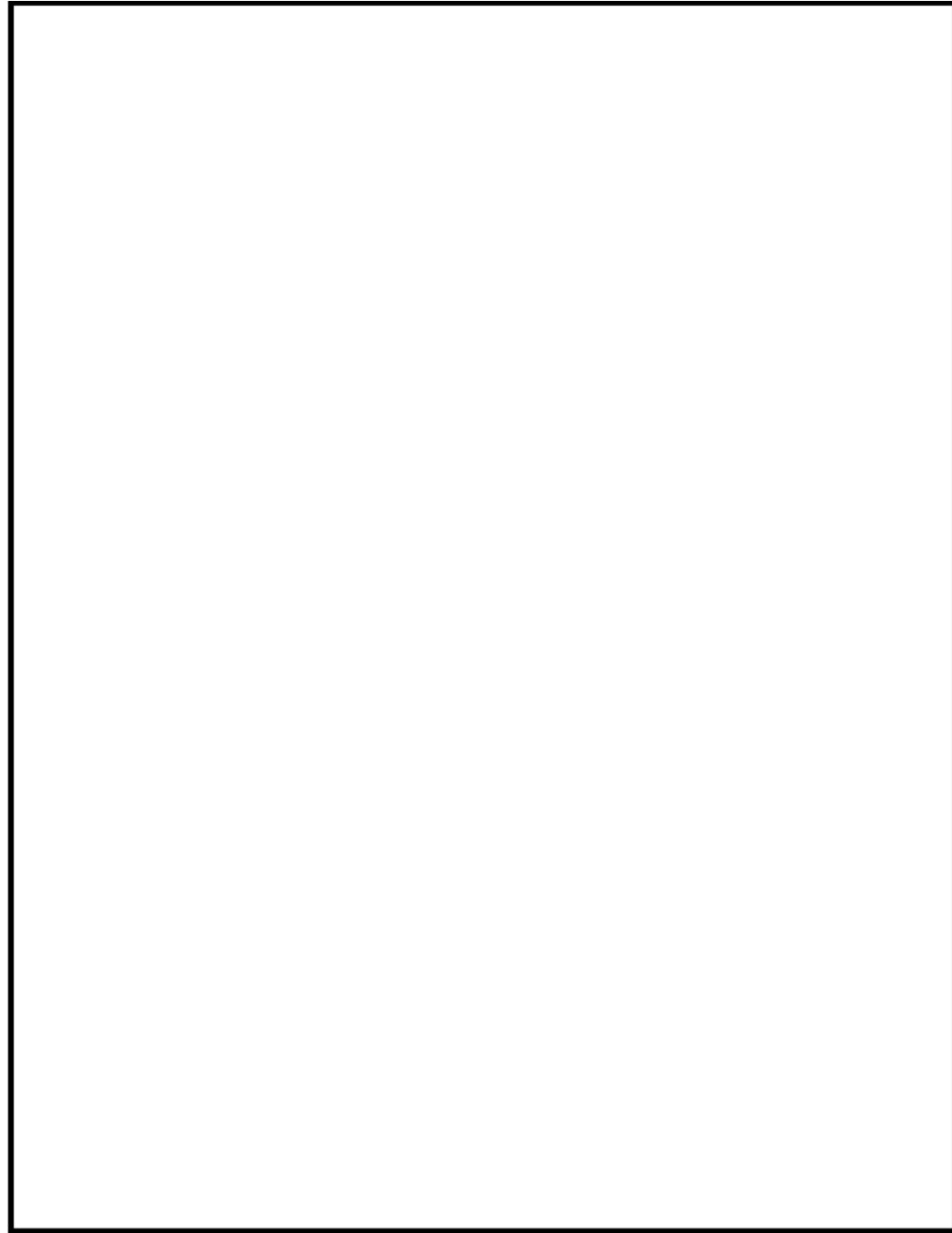


図 13 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図
(7号炉 原子炉建屋地上3階)

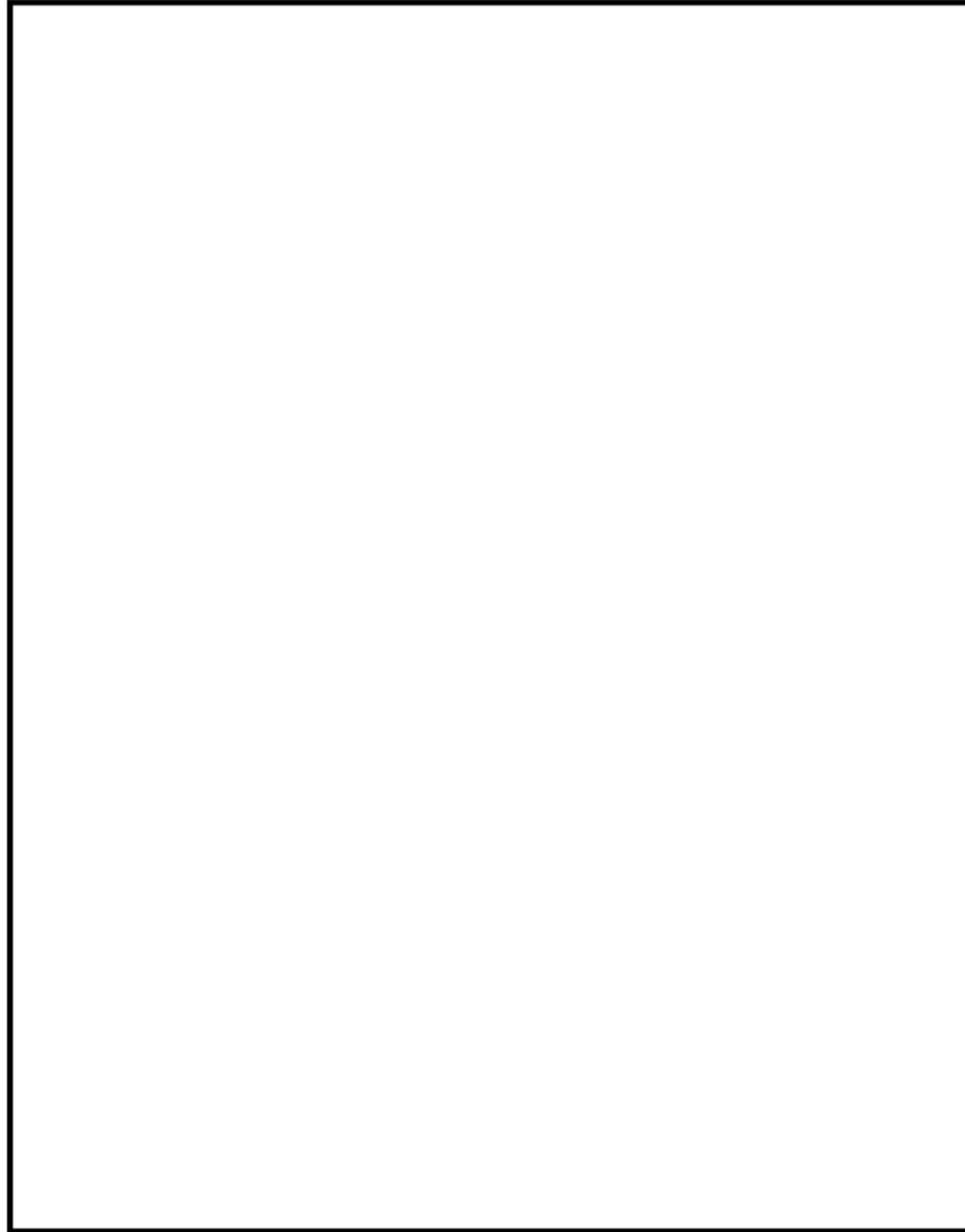


図 14 制御棒, 制御棒駆動機構 (水圧駆動) 及び
制御棒駆動系水圧制御ユニットの配置図
(7 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

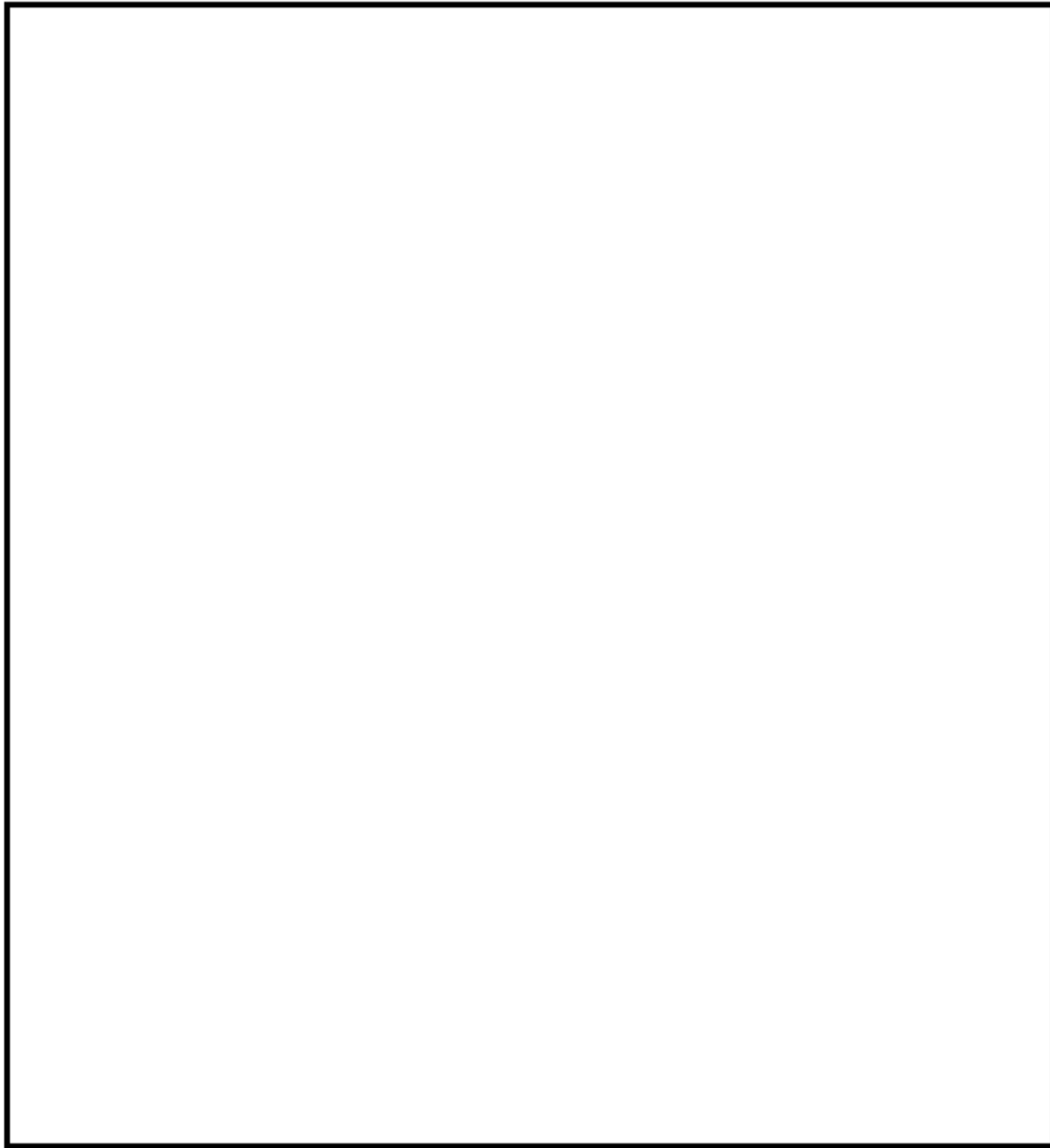


図 15 ATWS 緩和設備の配置図
(6 / 7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

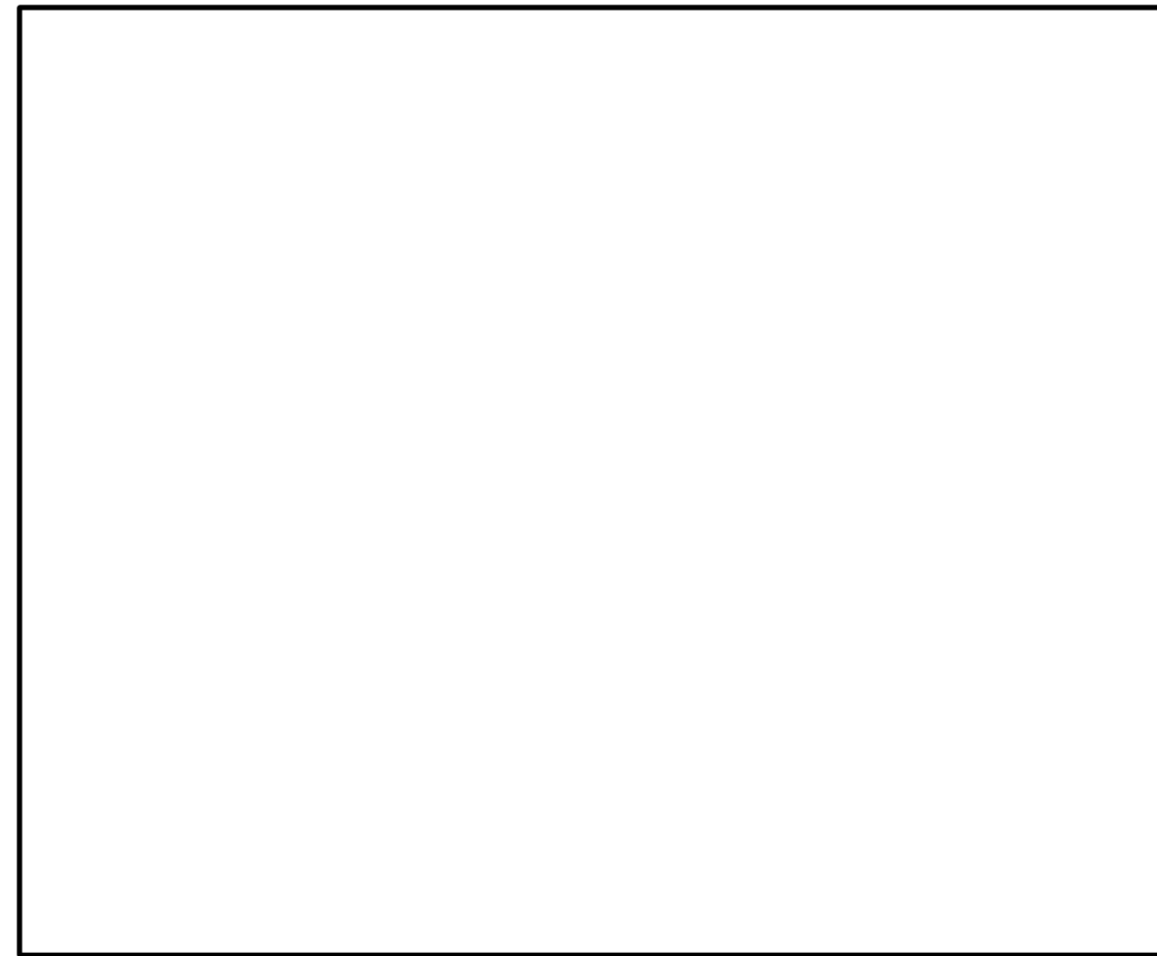


図 8 ATWS 緩和設備の配置図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
44-4 系統図	44-4 系統図	

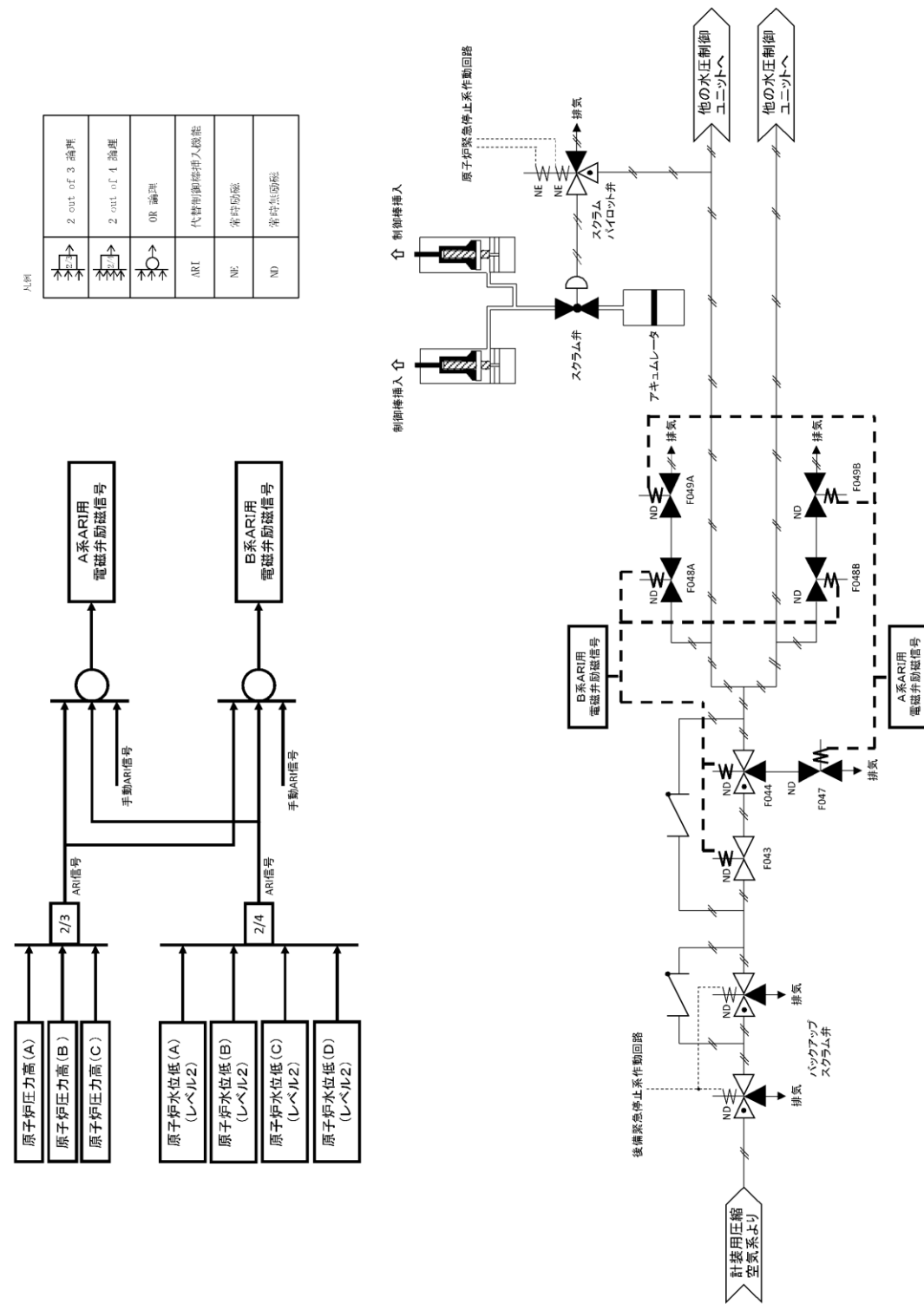


図1 代替制御棒挿入機能の概念図

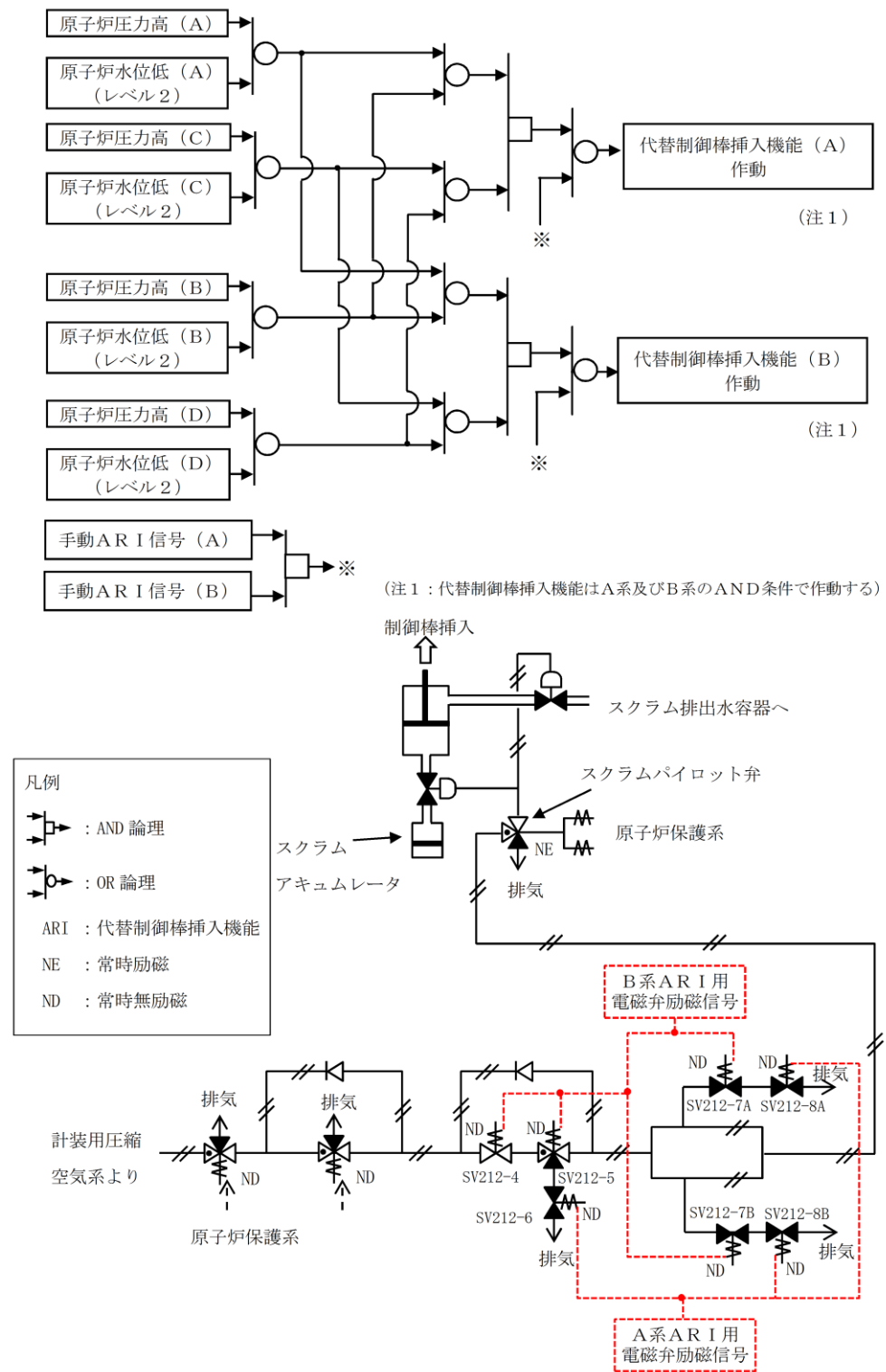


図1 代替制御棒挿入機能の概念図

・設備の相違

・設備の相違

RIP	原子炉再循環ポンプ
	遮断器
	原子炉再循環ポンプMGセット
	原子炉再循環ポンプ駆動電動機
	AND論理
	OR論理
	タイマー (6秒)
RIP-ASD	原子炉再循環ポンプ停止操作 (手動操作)
ATWS-RPT	代替冷却材再循環ポンプトリップ機能

自動又は手動の信号にて、原子炉冷却材圧力高ポンプ可変周波数駆動装置の内部、停止に必要な部位を動作させることで原子炉再循環ポンプを停止させる。

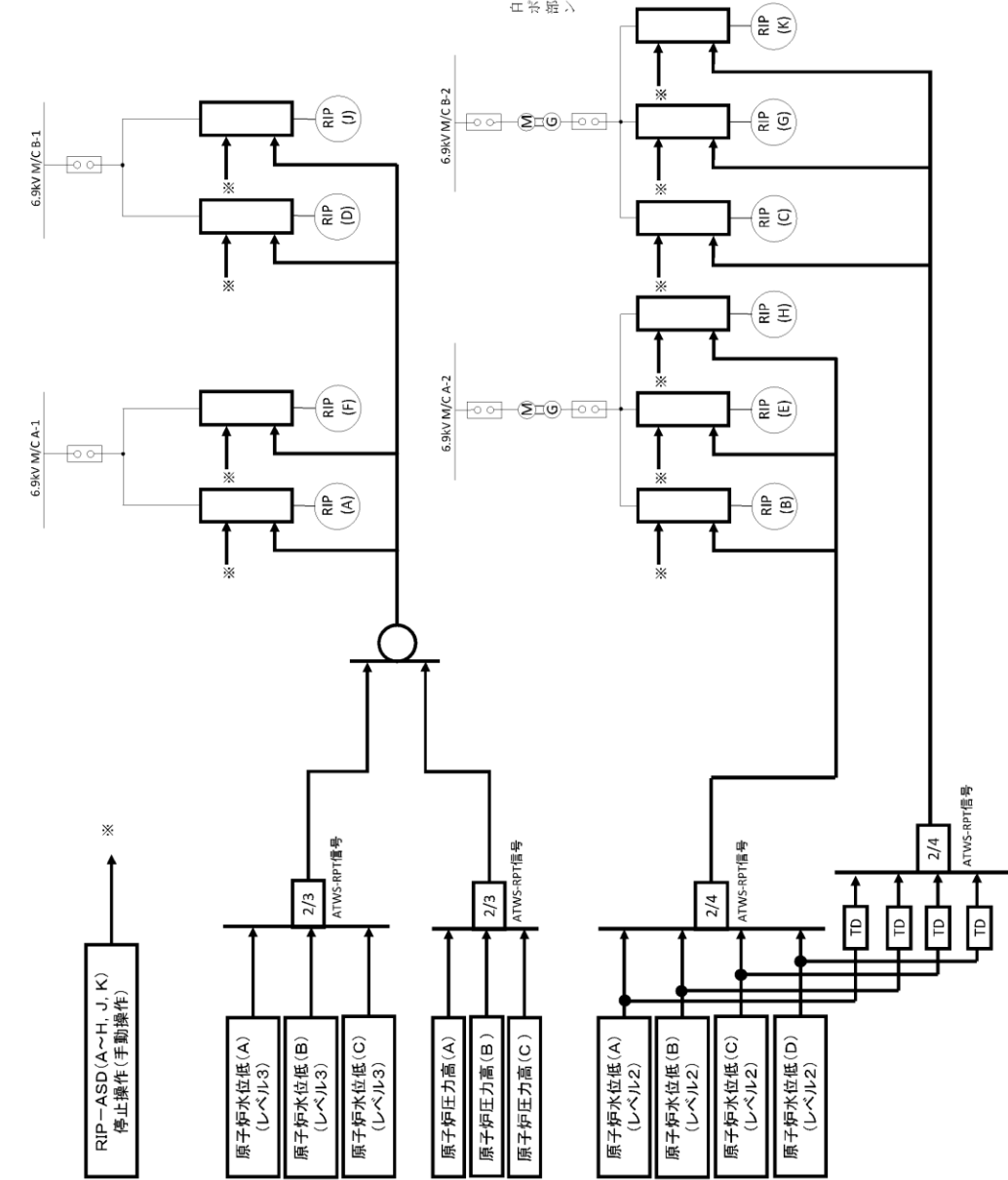
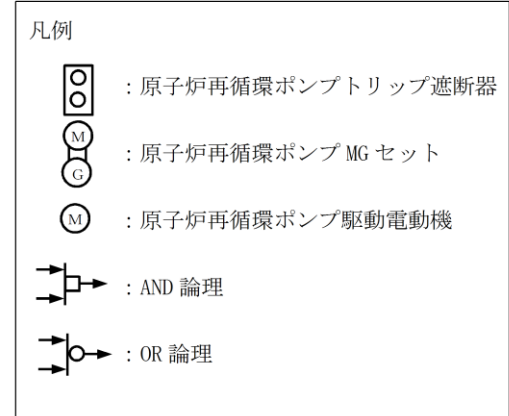


図2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の概念図



自動又は手動の信号にて、原子炉再循環ポンプトリップ遮断器を動作させることで、原子炉再循環ポンプを停止させる。

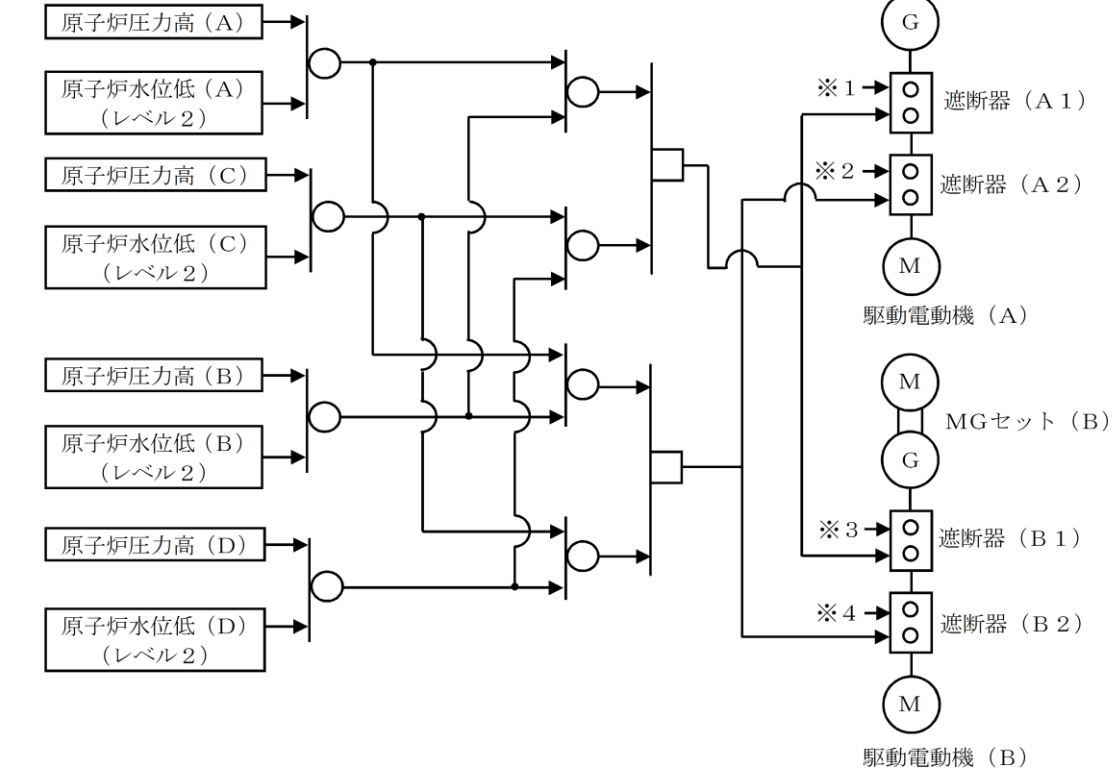


図2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の概念図

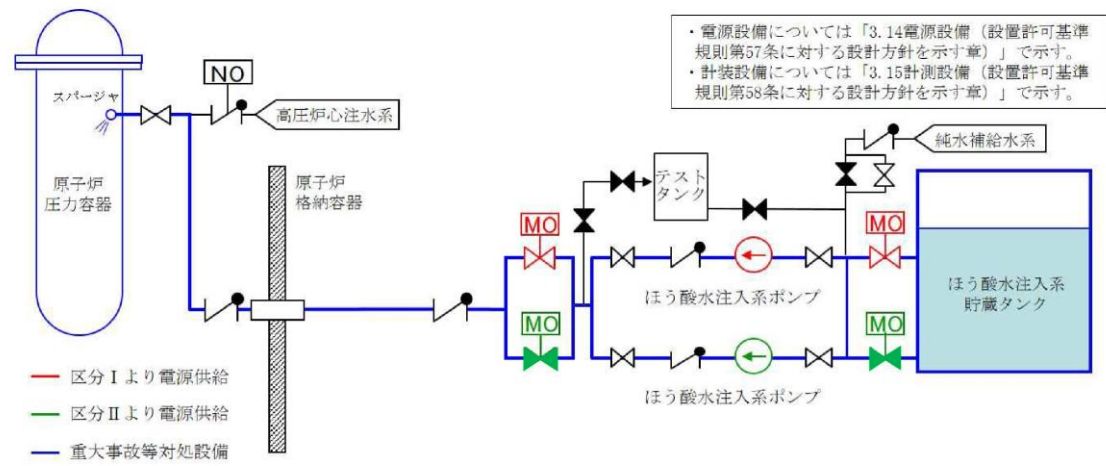


図3 ほう酸水注入系 系統概要図 (6号炉)

表1 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
2	C41-M0-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)		
3	C41-M0-F006A	ほう酸水注入弁 (A)		
B系				
4	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
5	C41-M0-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)		
6	C41-M0-F006B	ほう酸水注入弁 (B)		

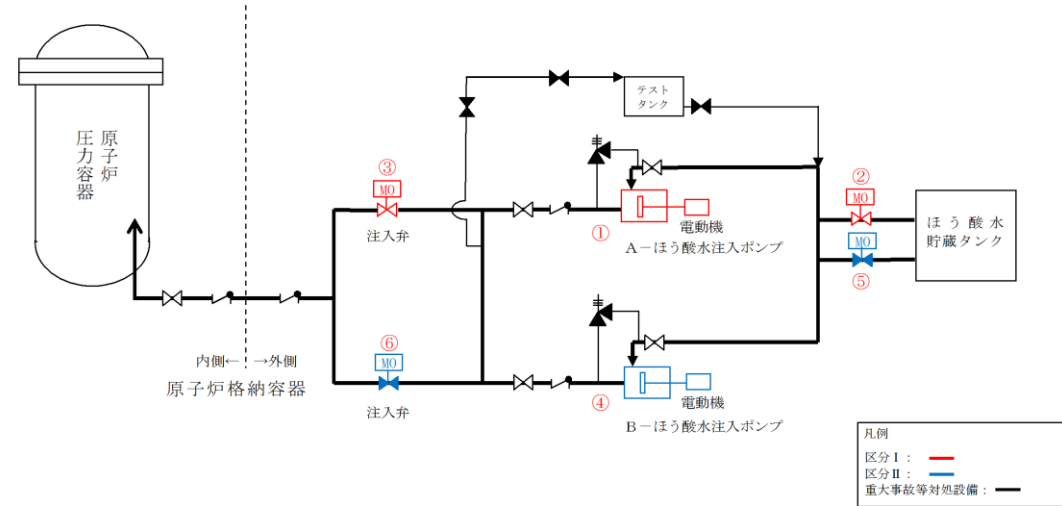


図3 ほう酸水注入系 系統概略図

表1 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	P225-1A	A-ほう酸水注入ポンプ	スイッチ操作	中央制御室
2	MV225-1A	A-SLCタンク出口弁		
3	MV225-2A	A-SLC注入弁		
B系				
4	P225-1B	B-ほう酸水注入ポンプ	スイッチ操作	中央制御室
5	MV225-1B	B-SLCタンク出口弁		
6	MV225-2B	B-SLC注入弁		

・炉型の違い

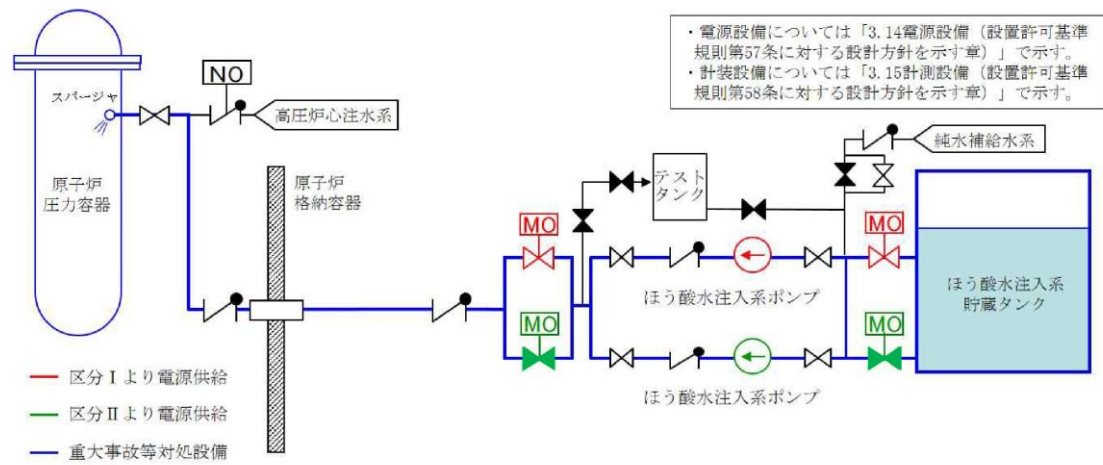


図4 ほう酸水注入系 系統概要図 (7号炉)

表2 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
2	C41-MO-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)		
3	C41-MO-F006A	SLC ほう酸水注入弁 (A)		
B系				
4	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
5	C41-MO-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)		
6	C41-MO-F006B	SLC ほう酸水注入弁 (B)		

・設備の相違

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
44-5 試験及び検査	44-5 試験及び検査	

代替制御棒挿入機能の試験・検査

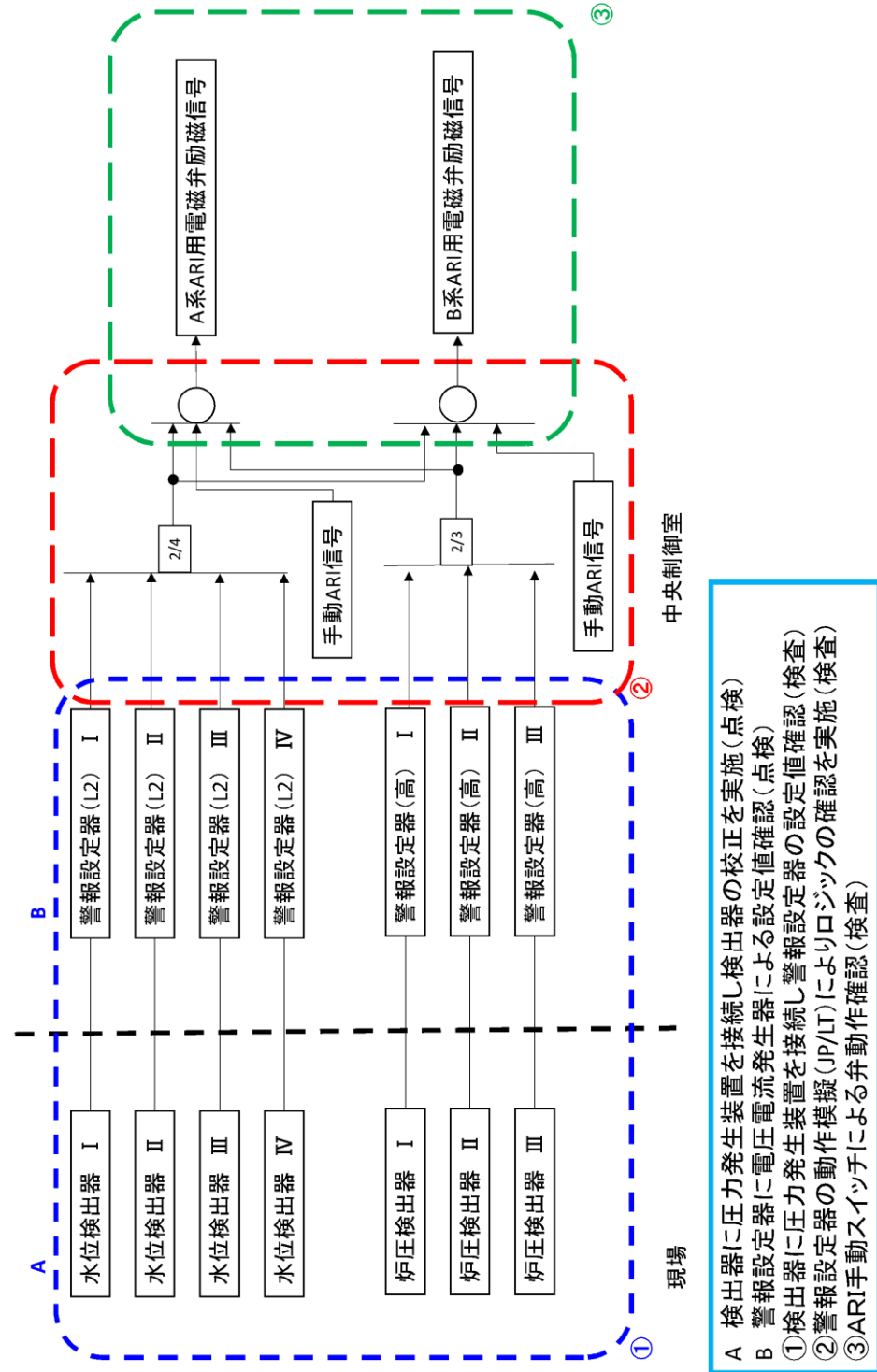


図1 代替制御棒挿入機能の試験及び検査

代替制御棒挿入機能の試験・検査

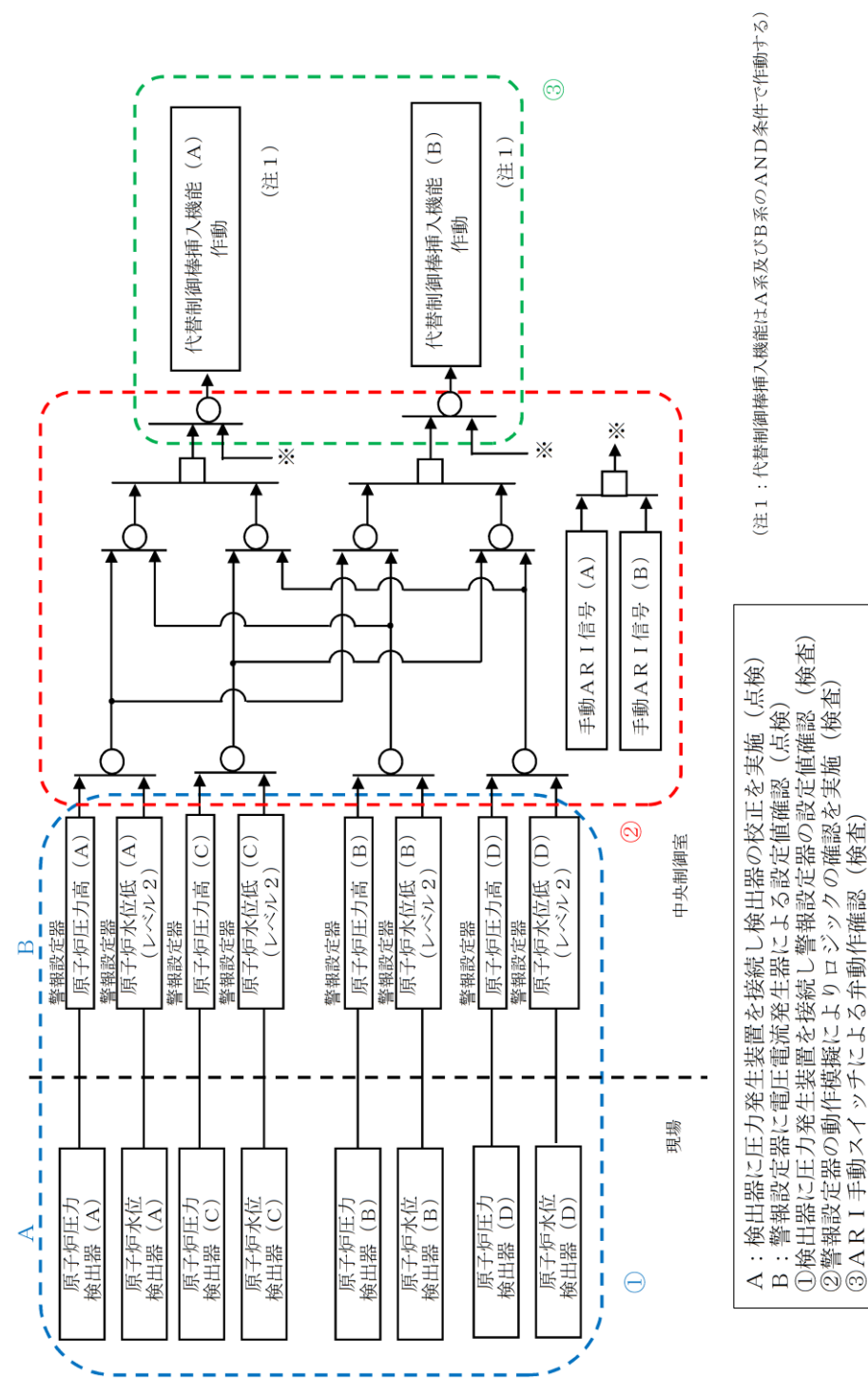
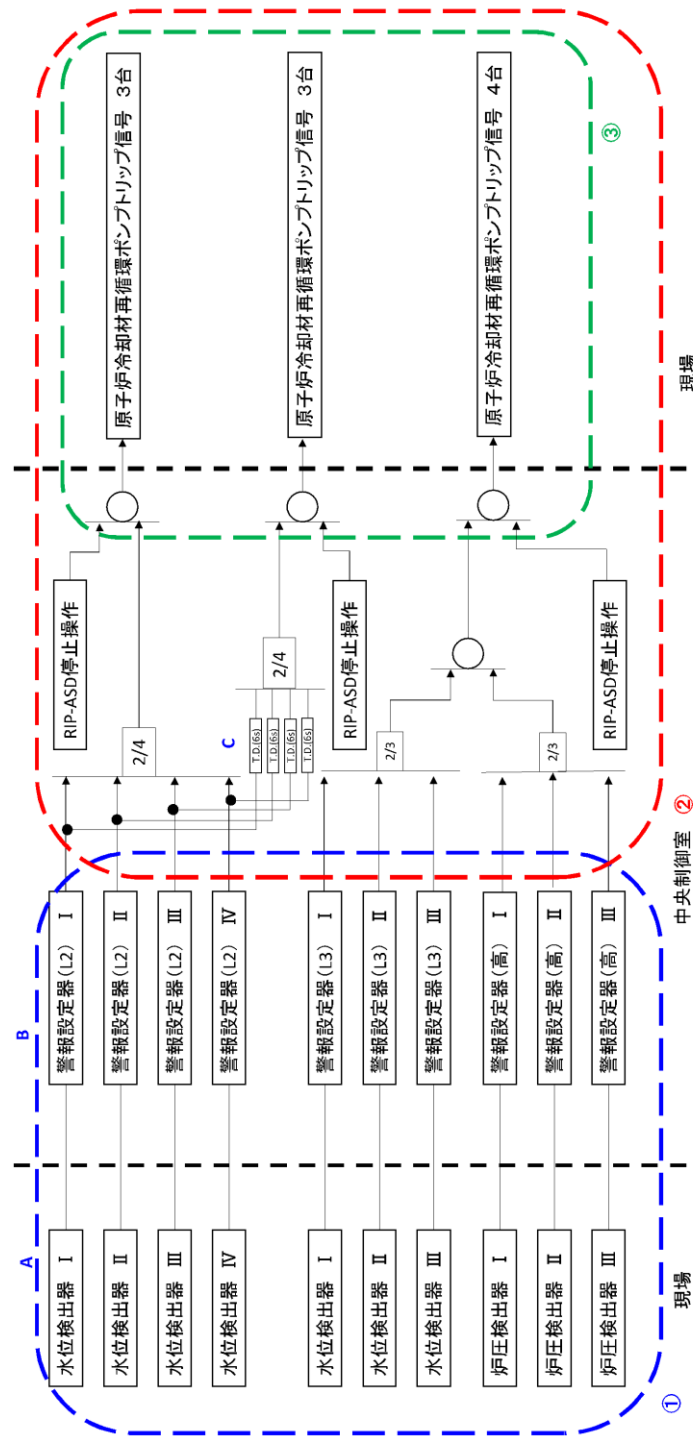


図1 代替制御棒挿入機能の試験及び検査

・設備の相違

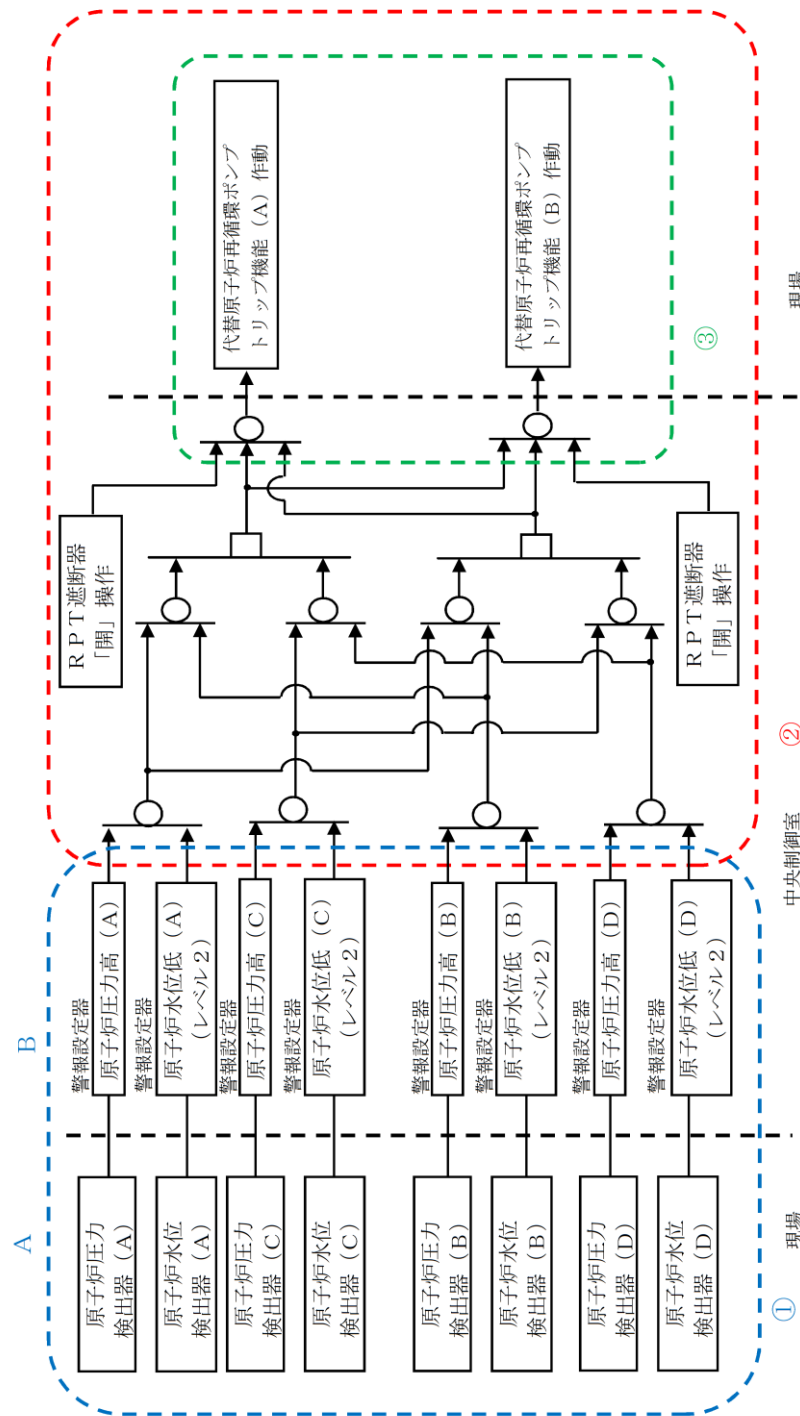
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験・検査



- A 検出器に圧力発生装置を接続し検出器の校正を実施(点検)
 B 警告設定器に電圧電流発生器による設定値確認(点検)
 C タイマーの確認(点検)
 ① 検出器に圧力発生装置を接続し警告設定器の設定値確認(検査)
 ② 警告設定器の動作模擬(JPLT)によりロジック及び原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置の停止を確認(検査)
 ③ RIP-ASD手動スイッチによる原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置の停止を確認(検査)

図2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験及び検査

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の試験・検査



- A : 検出器に圧力発生装置を接続し検出器の校正を実施(点検)
 B : 警告設定器に電圧電流発生器による設定値確認(点検)
 ① 検出器に圧力発生装置を接続し警告設定器の設定値確認(検査)
 ② 警告設定器の動作模擬によりロジック及びRPT遮断器「開」の確認を実施(検査)
 ③ 原子炉再循環ポンプトリップ遮断器操作スイッチによるRPT遮断器「開」の確認を実施(検査)

図2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の試験及び検査

・設備の相違

ATWS 緩和設備の試験に対する考え方について

ATWS 緩和設備の試験に対する考え方について

1. 概要

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

このうち、ATWS緩和設備については、制御棒挿入機能や原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中は機能自体が維持できない状態となる為、発電用原子炉の停止中（定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

1. 概要

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

このうち、ATWS緩和設備については、代替制御棒挿入機能や代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中は機能自体が維持できない状態となる為、発電用原子炉の停止中（定期事業者検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第4項の要求

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

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

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）に、実システムを用いた試験又は検査を実施する。
8-1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができること。	使用前検査及び停止中（定期検査時）に、実システムを用いた試験又は検査を実施する。 なお、ATWS緩和設備は、代替制御棒挿入及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性がある。
8-2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	ATWS緩和設備は、多重性を有していないため、試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。また、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8-3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。	停止中（定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	ATWS緩和設備は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有していない。

第十二条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	停止中（定期事業者検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。
8-1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができること。	停止中（定期事業者検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。 なお、ATWS緩和設備は、代替制御棒挿入及び代替原子炉再循環ポンプトリップ信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性がある。
8-2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	ATWS緩和設備は、多重性を有していないため、試験を実施するとその間は機能自体が維持されない。また、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉停止（スクラム）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を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	ATWS緩和設備は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有していない。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. ATWS緩和設備の試験間隔の検討</p> <p>ATWS緩和設備は、<u>安全保護系設備による原子炉緊急停止機能が喪失した時に期待される設備</u>である。ATWS緩和設備に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査ごととして評価し、ATWSが発生し、かつATWS緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態が発生する頻度*は、と十分に低いことを確認しており、定期検査ごとの試験頻度としても信頼性は十分確保できる。</p> <p style="text-align: center;">*44-9 参考資料1参照</p> <p>以上のことから、ATWS緩和設備は、停止中（定期検査時）に試験を実施することをもって対応するものとする。</p>	<p>3. ATWS緩和設備の試験間隔の検討</p> <p>ATWS緩和設備は、<u>安全保護系による原子炉非常停止機能が喪失した時に期待される設備</u>である。ATWS緩和設備に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期事業者検査ごととして評価し、ATWSが発生し、かつATWS緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態が発生する頻度*は、と十分に低いことを確認しており、定期事業者検査ごとの試験頻度としても信頼性は十分確保できる。</p> <p style="text-align: center;">※44-9 参考資料1参照</p> <p>以上のことから、ATWS緩和設備は、停止中（定期事業者検査時）に試験を実施することをもって対応するものとする。</p>	

表2 柏崎刈羽原子力発電所 6号炉 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の 重要度	点検及び試験・検査 の項目	保全方式 または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
	復水脱塩塔 (C) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	10.4M	-	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	10.4M	-	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
		機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
		機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水貯蔵槽	1	開放点検	13.0M	-	定検停止中	
制御棒	制御棒	A	外観点検	照射量 による	制御棒外観検査	定検停止中
			取替	照射量 による	-	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1.C	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	1.C 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	1.C	-	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	1.C	制御棒駆動機構圧力系統設備検査	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1.C	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 (A9WR)	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 (A9WR)	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本 (全数)	1	分解点検	13.0M (25%)	制御棒駆動機構圧力系統設備検査 (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	1.C	制御棒駆動機構圧力系統設備検査 (その3)	定検停止中
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1.C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中

表3 柏崎刈羽原子力発電所 6号炉 点検計画

表2 島根原子力発電所2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
制御棒駆動水ポンプ(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)
制御棒駆動水ポンプ(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)
制御棒駆動水スクラム弁 103基(全数)		1	分解点検	13.0M	制御棒駆動水圧スクラム弁分解検査	定検停止中
サクシオンフィルタ(A)(B) 2基		3	開放点検	1.3M		定検停止中
制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基		3	開放点検	1.3M		定検停止中
フィルタ(パージ水用) 103基		2	開放点検	1.3M		定検停止中
水圧制御ユニット 103基(全数)		1	分解点検	13.0M		定検停止中
充填水ラインアキュムレータ		3	分解点検	6.5M		定検停止中
制御棒駆動水挿入・引抜配管 1式		A	非破壊試験	1.0C	制御棒駆動水圧設備検査(その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	13.0M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	1.3M		定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	13.0M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	1.3M		定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機	1	分解点検	7.8M		定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機	1	分解点検	7.8M		定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C		定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C		定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	A,1	特性試験	1C 又は1.3M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は1.3M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	A,1	特性試験	1C 又は1.3M	安全保護系検出器要性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	1.3M	安全保護系検出器要性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は1.3M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	A,1	特性試験	1C 又は1.3M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	A,2	特性試験	1C 又は1.3M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	3	特性試験	1.3M	安全保護系検出器要性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,C,1,2,3	特性試験	1C 又は1.3M	安全保護系検出器要性能(校正)検査(プロセス計装)	定検停止中

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	保全方式又は頻度	検査名	備考
高圧炉心スプレイ系	HPCSポンプトラス水入口弁 WZ24-2		分解点検	130M	主要弁検査(機械分)	
	HPCSポンプトラス水入口弁用電動機 WZ24-2(M)		機能・性能試験	50M	主要弁電動機検査	
	HPCS注水弁 WZ24-3		分解点検	78M	高圧炉心スプレイ系主要弁分解検査	
	HPCS注水弁用電動機 WZ24-3(M)		機能・性能試験	50M	主要弁電動機検査	
	高圧炉心スプレイ系制御回路 WZ24-1		機能・性能試験	1C		
	高圧炉心スプレイ系計器一式		分解点検 特性試験	13M~26M 1C	安全保護系保護検出器要性能(校正)検査(炉心プロセス計装)	
	高圧炉心スプレイ系配管一式		外観点検	10C		
			分解点検	130M		
			外観点検	10C	高圧炉心スプレイ系設備検査	
			外観点検	10C	レストレイント検査	
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系一式		機能・性能試験 特性試験	1C 1C	ほう酸水注入系機能検査(機能・性能) ほう酸水注入系機能検査(特性)	
	ほう酸水貯蔵タンク T225-1		開放点検 外観点検 特性試験(抵抗測定) 深えい試験	130M 10C 1C 10C	ほう酸水注入系設備検査(外観)	
	ほう酸水注入系テストタンク T225-2		開放点検	130M		
	A-ほう酸水注入ポンプ P225-1A		分解点検 外観点検 機能・性能試験 深えい試験	78M 6C 6C 6C	ほう酸水注入ポンプ検査 ほう酸水注入系設備検査(外観)	振動測定: 3M
	A-ほう酸水注入ポンプ用電動機 M0225-1A		分解点検 機能・性能試験	104M 8C		振動測定: 3M
			外観点検	10C	構造健全性検査	
			外観点検	10C	構造健全性検査	

表3 島根原子力発電所2号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の要否度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は頻度	検査名	備考
ほうろく水注入系	B-ほうろく水注入ポンプ P225-1B	低	分界点検	78M	ほうろく水注入ポンプ検査	振動測定: 3M
			外観点検	6C	ほうろく水注入系設備検査(外観)	
			機能・性能試験	6C		
			漏えい試験	6C		
	B-ほうろく水注入ポンプ用電動機 M225-1B	低	分界点検	104M		振動測定: 3M
			機能・性能試験	8C		
	SLG外側配管弁 V225-5	高	分界点検	130M	主要弁検査(機械分)	
			SLG内側配管弁 V225-6	高	分界点検	78M
	ほうろく水注入ポンプ制御回路 INT225-1	高	特性試験(校正・調整)	52M		
	ほうろく水注入系計器一式	高	消耗品取替 特性試験	13M~78M 1C		
ほうろく水注入系配管一式	高	外観点検	10C			
ほうろく水注入系配管支持構造物一式	高	分界点検	130M			
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系一式	高	外観点検	10C	構造健全性検査	
			機能・性能試験	1C	非常用ガス処理系機能検査	
	A-非常用ガス処理装置 D226-1A(前室), 2A(後室)	高	開放点検	26M		
			外観点検	2C	非常用ガス処理系設備検査(外観)	
			特性試験(絶縁抵抗測定)	1C		
			機能・性能試験	1C	非常用ガス処理系フィルタ性能検査	
	B-非常用ガス処理装置 D226-1B(前室), 2B(後室)	高	開放点検	26M		
			外観点検	2C	非常用ガス処理系設備検査(外観)	
			特性試験(絶縁抵抗測定)	1C		
			機能・性能試験	1C	非常用ガス処理系フィルタ性能検査	
	A-非常用ガス処理系排風機 M226-1A	高	分界点検	52M		振動測定: 3M
			外観点検	4C	非常用ガス処理系設備検査(外観)	
			外観点検	1C		
			消耗品取替 機能・性能試験	13M 4C		
A-非常用ガス処理系排風機用電動機 M226-1A	高	分界点検	104M		振動測定: 3M	
		機能・性能試験	8C			

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の要否度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は頻度	検査名	備考
給水系	B-RFPタービン流算器装 2-963D	低	特性試験(校正・調整)	13M		主要制御系機能検査(原子炉給水流量制御装置)
			機能・性能試験	1C		
	給水系計器一式	高	特性試験 消耗品取替	13M~78M 1C 5Y		給・復水系設備検査(特性) 安全保護系保護検出異常性能(校正)検査(原子炉プロセス計測) 安全保護系保護検出異常性能(校正)検査(原子炉給水流量制御装置他) 主要制御系機能検査(原子炉給水流量制御装置)
			給水系配管一式	高	外観点検	
給水系配管支持構造物一式	高	分界点検	120M		給・復水系設備検査(外観) レストレイント検査	
		外観点検	10C			
原子炉圧力容器本体	原子炉圧力容器 D611-1	高	開放点検	13M		クラス1機器供用期間中検査(漏えい)
			漏えい試験	1C		
原子炉格納容器	原子炉格納容器 01209-1-3	高	開放点検	13M		原子炉格納容器漏えい率検査
			漏えい試験	1C		
	原子炉格納容器ベネレーション一式	高	外観点検	1C		
原子炉ベント・ドレン系	原子炉ベント・ドレン系配管一式	高	分界点検	130M		
			外観点検	10C		
	原子炉ベント・ドレン系配管支持構造物一式	高	外観点検	1C		
制御駆動系	制御駆動系一式	高	外観点検	10C	構造健全性検査	
			制御駆動系加熱器 H212-1	低	外観点検	
	スクラム排出水容器A, B T212-1A, 1B	高	漏えい試験	2C		
			外観点検	10C		
			開放点検	130M		
			漏えい試験	1C		
水圧ユニット蓄電器 137台 T212-128	高	開放点検	130M			
		漏えい試験	1C			
水圧ユニットアクチュエータ 137台 T212-125	高	開放点検	130M			
		漏えい試験	1C			
水圧ユニットフィルタ 137台 T212-134, 135, 136, 141	高	分界点検	13M			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="210 520 1139 701">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</p> <p data-bbox="359 1472 1219 1612">設備名：計測制御系統設備 検査名：制御棒駆動機構分解検査（ABWR） 要領書番号：K6-10-35-B-R-1</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="252 646 1172 823">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</p> <p data-bbox="394 1591 1092 1732">設備名：計測制御系統設備 検査名：制御棒駆動水圧系機能検査 要領書番号：K6-10-33-A-燃</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">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</p> <p style="text-align: center;">検 査 名 : 制御棒駆動水圧系設備検査 (その1) 要領書番号 : K6-10-115-C-R1</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">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</p> <p>設 備 名 : 計測制御系統設備 検 査 名 : ほう酸水注入系機能検査 要領書番号 : K 6 - 1 0 - 3 7 - B - 運</p>	<p style="text-align: center;">中国電力株式会社 島根原子力発電所第2号機 第17保全サイクル定期事業者検査要領書</p> <p>設 備 名 : 計測制御系統設備 検 査 名 : ほう酸水注入系機能検査 (機能・性能) 要領書番号 : S 2 - 1 7 - II - 2 2 - 1</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;">中国電力株式会社 島根原子力発電所第2号機 第17保全サイクル 定期事業者検査要領書</p> <p style="text-align: center;">設 備 名 : 計測制御系統設備 検 査 名 : ほう酸水注入系機能検査 (特性) 要領書番号 : S 2 - 1 7 - II - 2 2 - 2</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所第6号機 第8回定期事業者検査要領書</p> <p style="text-align: center;">設 備 名 : 計測制御系統設備 検 査 名 : ほう酸水注入系ポンプ検査 要領書番号 : K 6 - 8 - 1 1 6 - 3 C - R</p>	<p style="text-align: center;">中国電力株式会社 島根原子力発電所第2号機 第12回定期事業者検査要領書</p> <p style="text-align: center;">設 備 名 : 計測制御系統設備 検 査 名 : ほう酸水注入ポンプ検査 要領書番号 : S 2 - 1 0 0</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1507 663 2101 856">中国電力株式会社 島根原子力発電所第2号機 第12回定期事業者検査要領書</p> <p data-bbox="1644 1392 2160 1577">設備名 : 計測制御系統設備 検査名 : ほう酸水注入系設備検査 要領書番号 : S2-101</p>	

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第17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
計測制御系統設備
放射線管理設備
検査名：主要弁検査（機械分）
要領書番号：S2-17-III-76-1

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第15回 定期事業者検査要領書
(第4次改正)

設備名：計測制御系統設備
原子炉格納施設
原子炉冷却系統設備
燃料設備
廃棄設備

検査名：主要弁検査(原子炉建物)
要領書番号：S2-15-Ⅲ-76-1

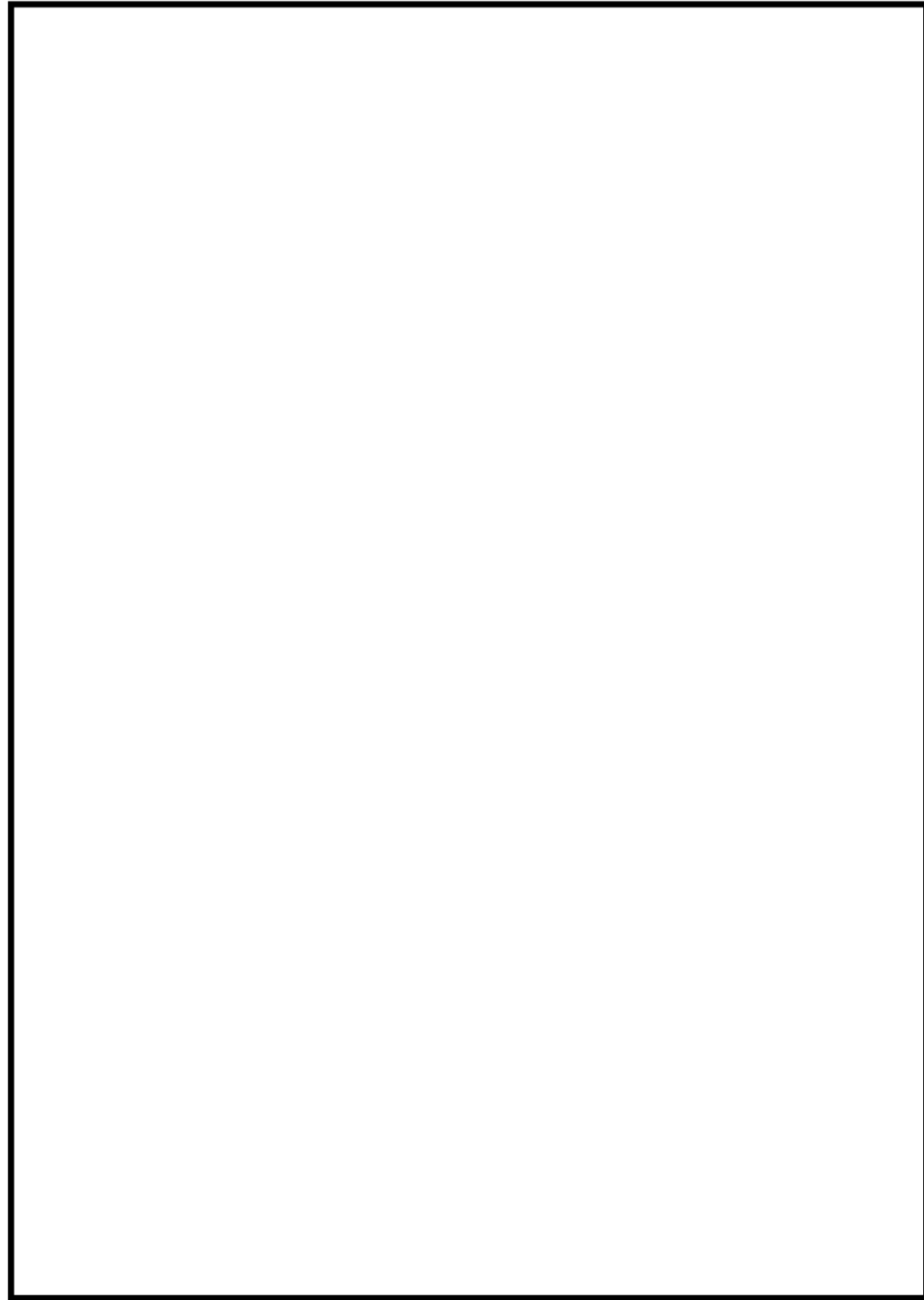


図3 制御棒駆動機構 構造図

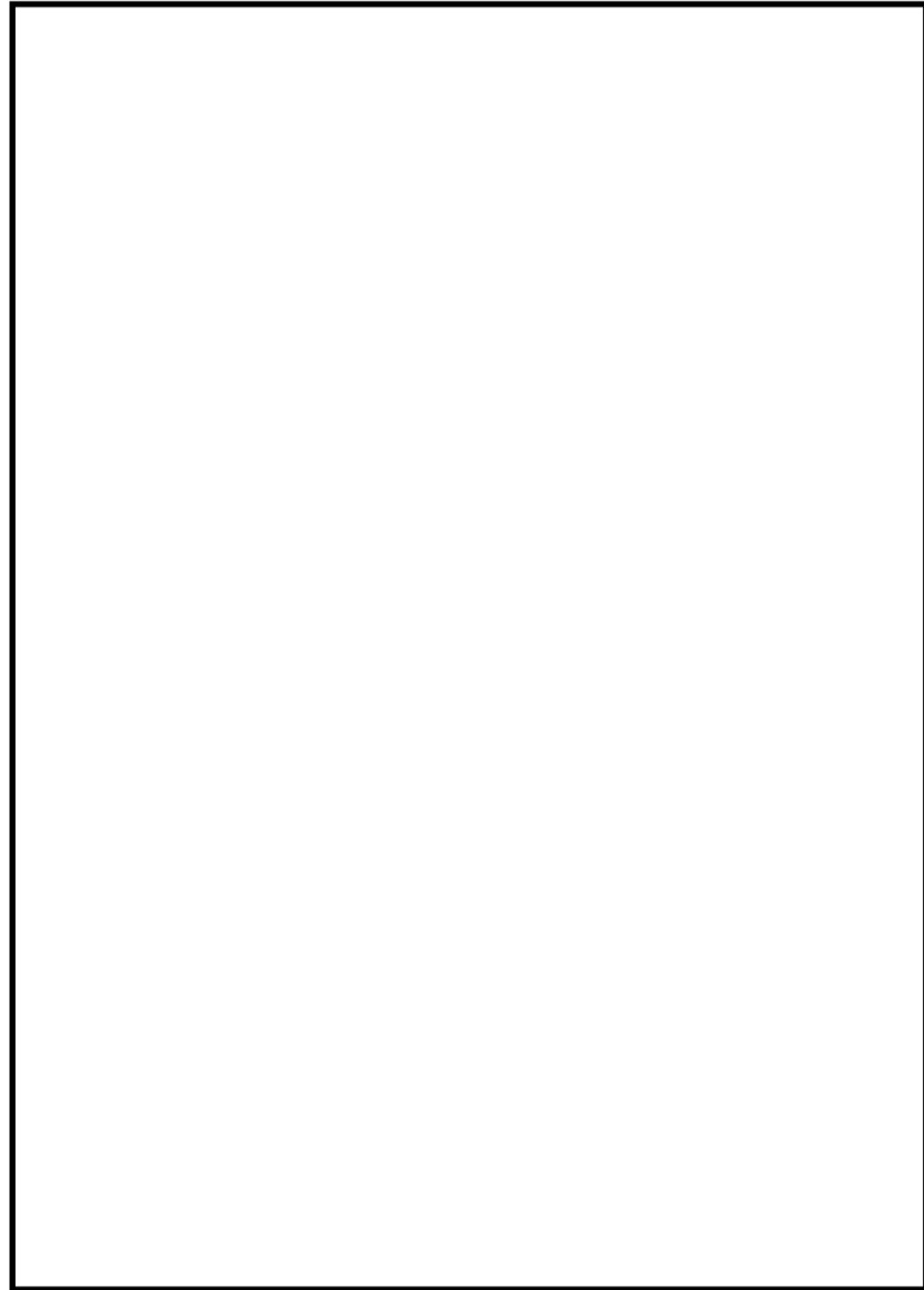


図4 ほう酸水注入系ポンプ 構造図
表4 柏崎刈羽原子力発電所 6号炉 点検計画

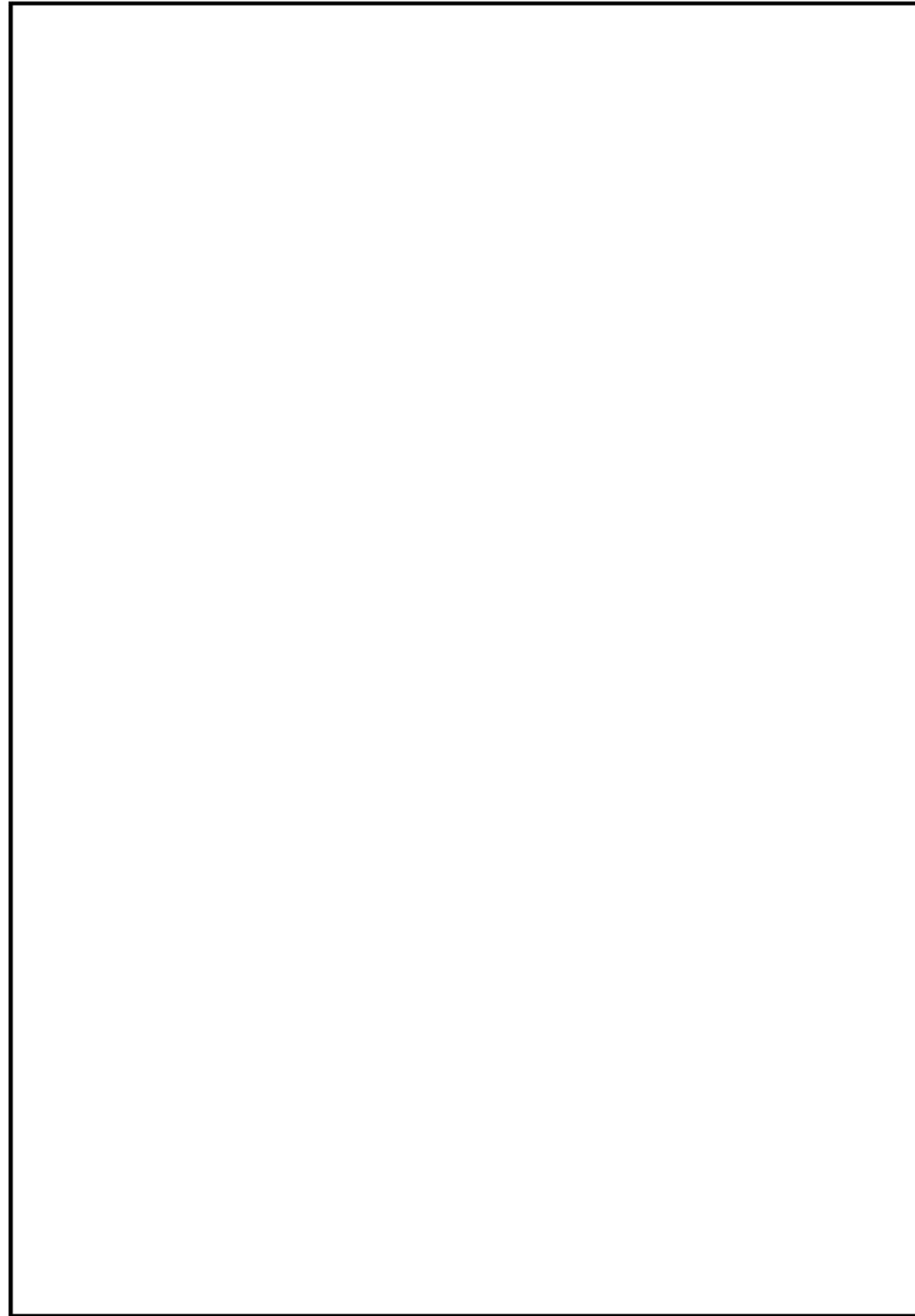


図3 ほう酸水注入ポンプ 構造図

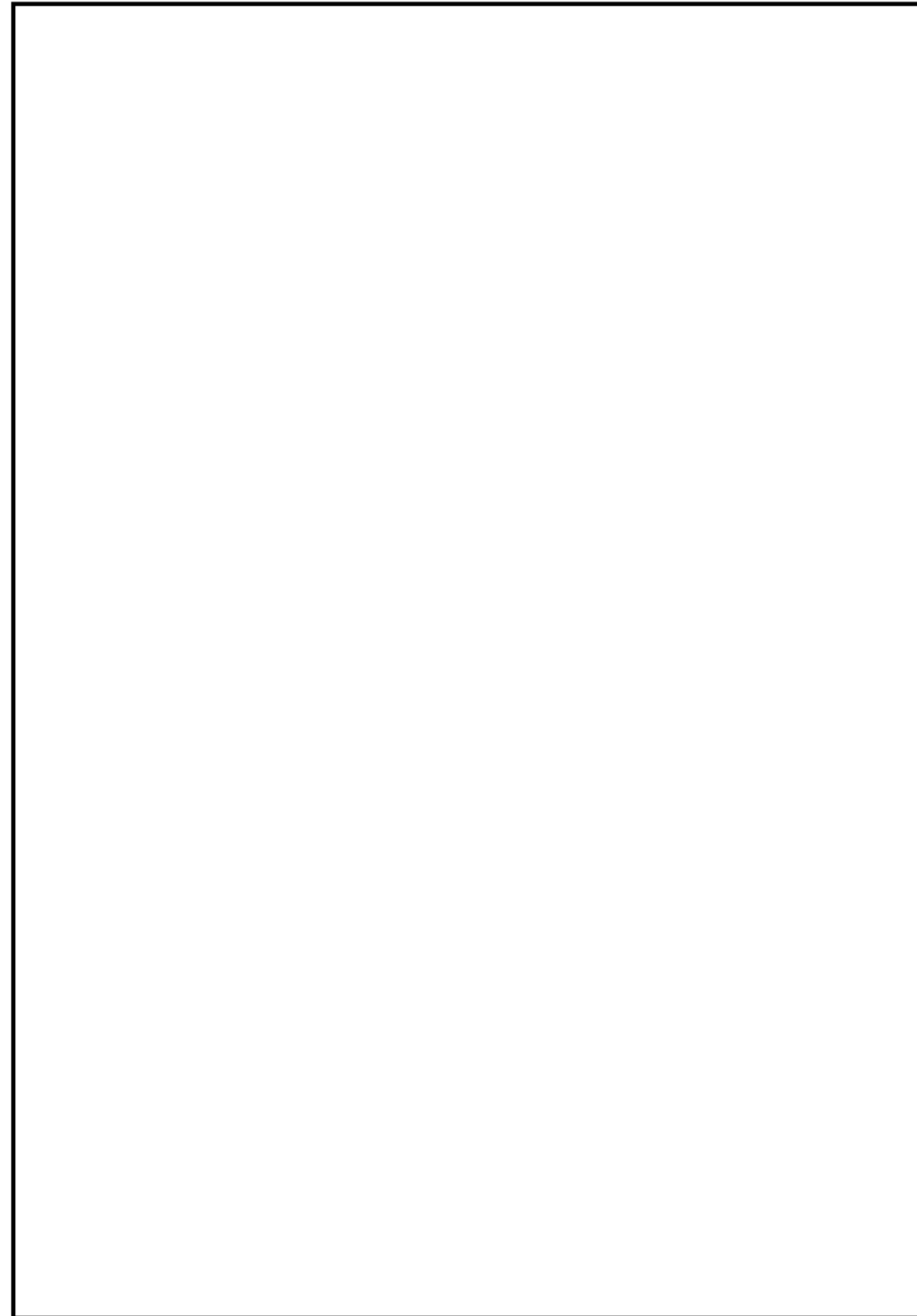


図4 ほう酸水貯蔵タンク 構造図

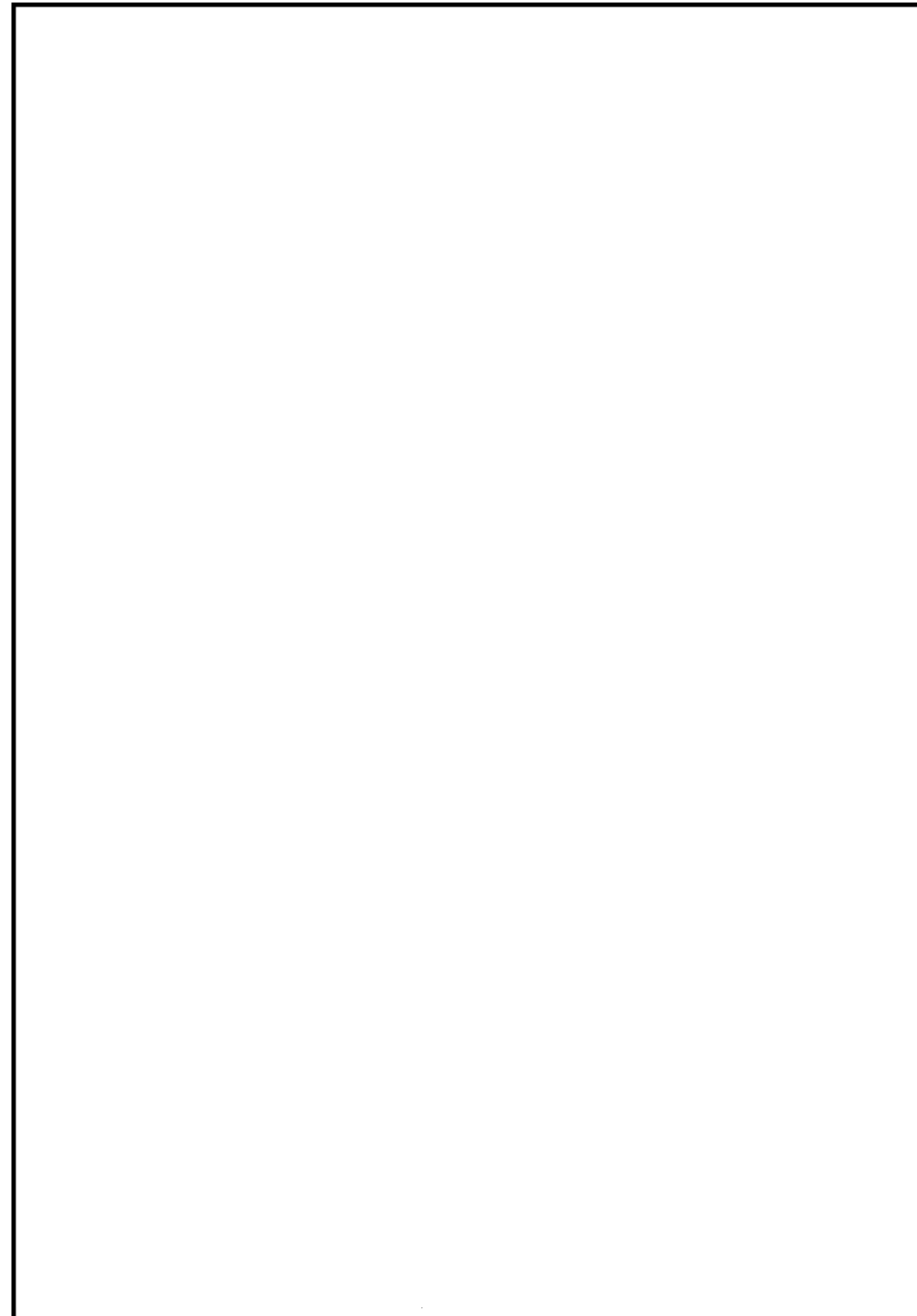


図5 S L C外側隔離弁及びS L C内側隔離弁 構造図

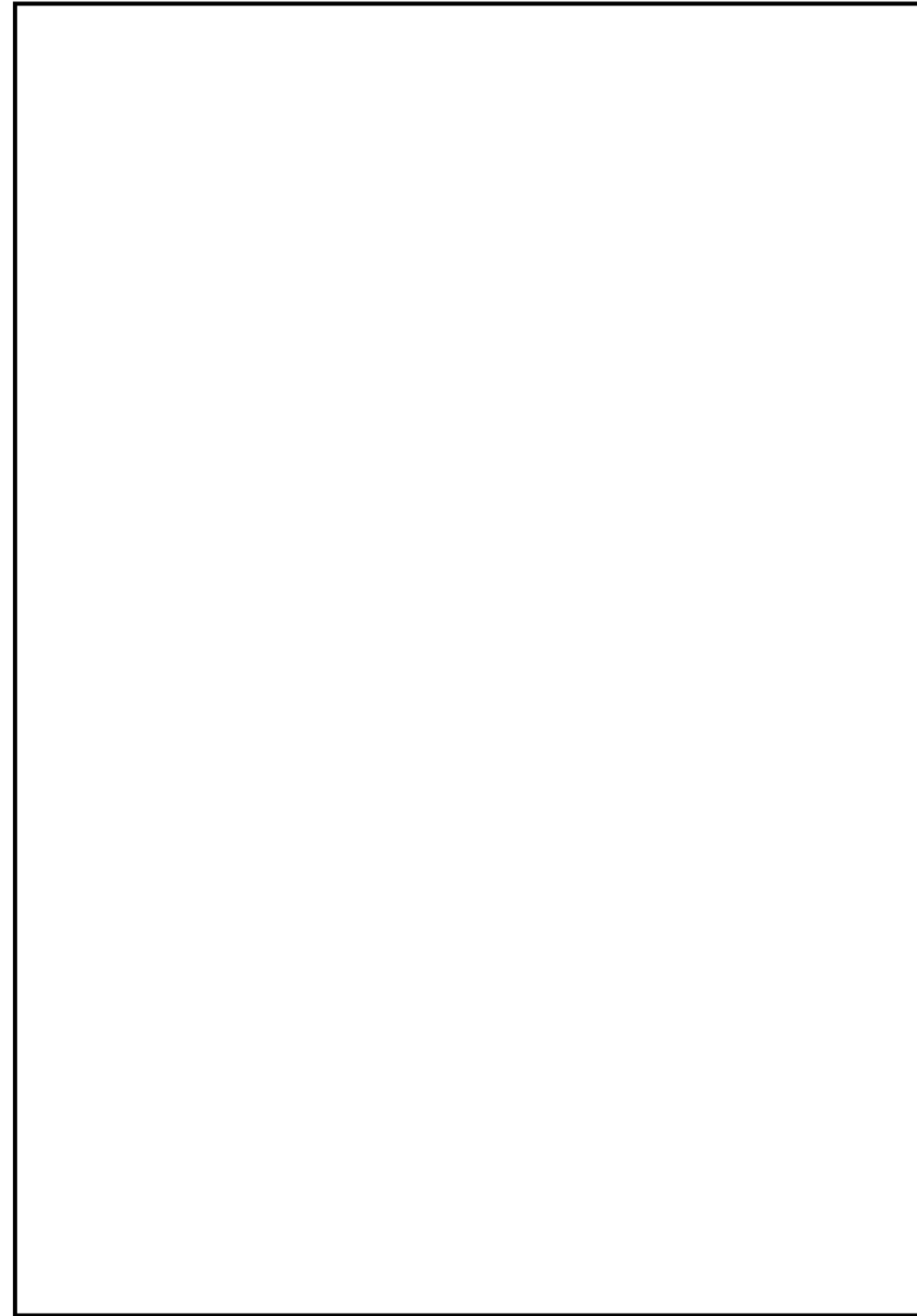


図6 ほう酸水注入系運転性能確認系統図

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第17保全サイクル 定期事業者検査要領書

設備名 : 計測制御系統設備
検査名 : 制御棒駆動水圧系機能検査
要領書番号 : S2-17-I-3

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;">中国電力株式会社 島根原子力発電所第2号機 第17保全サイクル 定期事業者検査要領書</p> <p style="text-align: center;">設 備 名：計測制御系統設備 検 査 名：制御棒駆動機構分解検査 要領書番号：S2-17-II-20</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1495 611 2243 764">中国電力株式会社 島根原子力発電所第2号機 第17保全サイクル定期事業者検査要領書</p> <p data-bbox="1590 1318 2190 1461">設 備 名 : 計測制御系統設備 検 査 名 : 制御棒駆動水圧系設備検査 (外観) 要領書番号 : S 2 - 1 7 - III - 4 2 - 1</p>	

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	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	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	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	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	3	分解点検	7.8M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水貯蔵槽		1	開放点検	13.0M	—	定検停止中	
制御棒	制御棒	A	外観点検 ※	照射量による	制御棒外観検査	定検停止中	
			取替	照射量による	—	定検停止中	
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中	
	代替制御棒挿入機能計装 1式	C, 1, 3	特性試験	1C 又は1.3M	—	定検停止中	
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	C	機能・性能試験	1C	—	定検停止中	

※外観点検については、「照射量による」以外の条件においても、必要に応じて実施する。
本点検計画については、7号炉も同様の内容である。

表5 柏崎刈羽原子力発電所 6号炉 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の 重要度	点検及び試験・検査 の項目	保全方式 または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
	制御棒駆動水ポンプ(A)電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
	制御棒駆動水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
	制御棒駆動水スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	1 3 0 M	制御棒駆動水圧系スクラム弁 分解検査	定検停止中
	サクシオンフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	1 3 M	—	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	1 3 M	—	定検停止中
	フィルタ(バージ水用) 103基	2	開放点検	1 3 M	—	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	1 3 0 M	—	定検停止中
	充填水ラインアキュムレータ	3	分解点検	6 5 M	—	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	1 0 C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1 C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	1 3 0 M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
			簡易点検 (接続部手入れ)	1 3 M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	1 3 0 M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
			簡易点検 (接続部手入れ)	1 3 M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機	1	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
	ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機	1	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1 C	—	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1 C	—	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1 C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1 C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	A,1	特性試験	1 C 又は1 3 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1 C 又は1 3 M	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	A,1	特性試験	1 C 又は1 3 M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	1 3 M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1 C 又は1 3 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	A,1	特性試験	1 C 又は1 3 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	A,2	特性試験	1 C 又は1 3 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	3	特性試験	1 3 M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びR S S監視計器 1式	A, C, 1, 2, 3	特性試験	1 C 又は1 3 M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(プロセス計装)	定検停止中

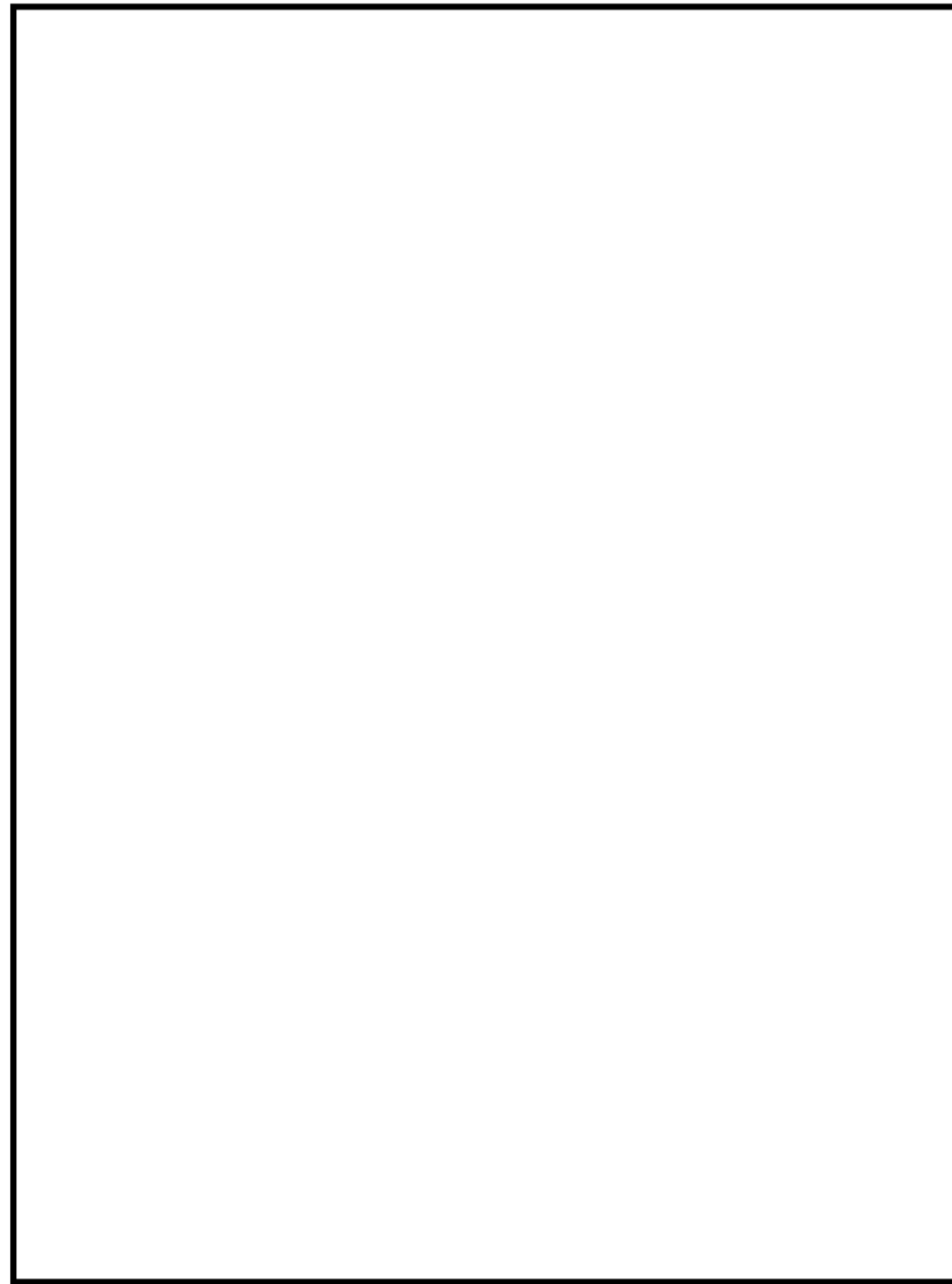


図5 制御棒 構造図

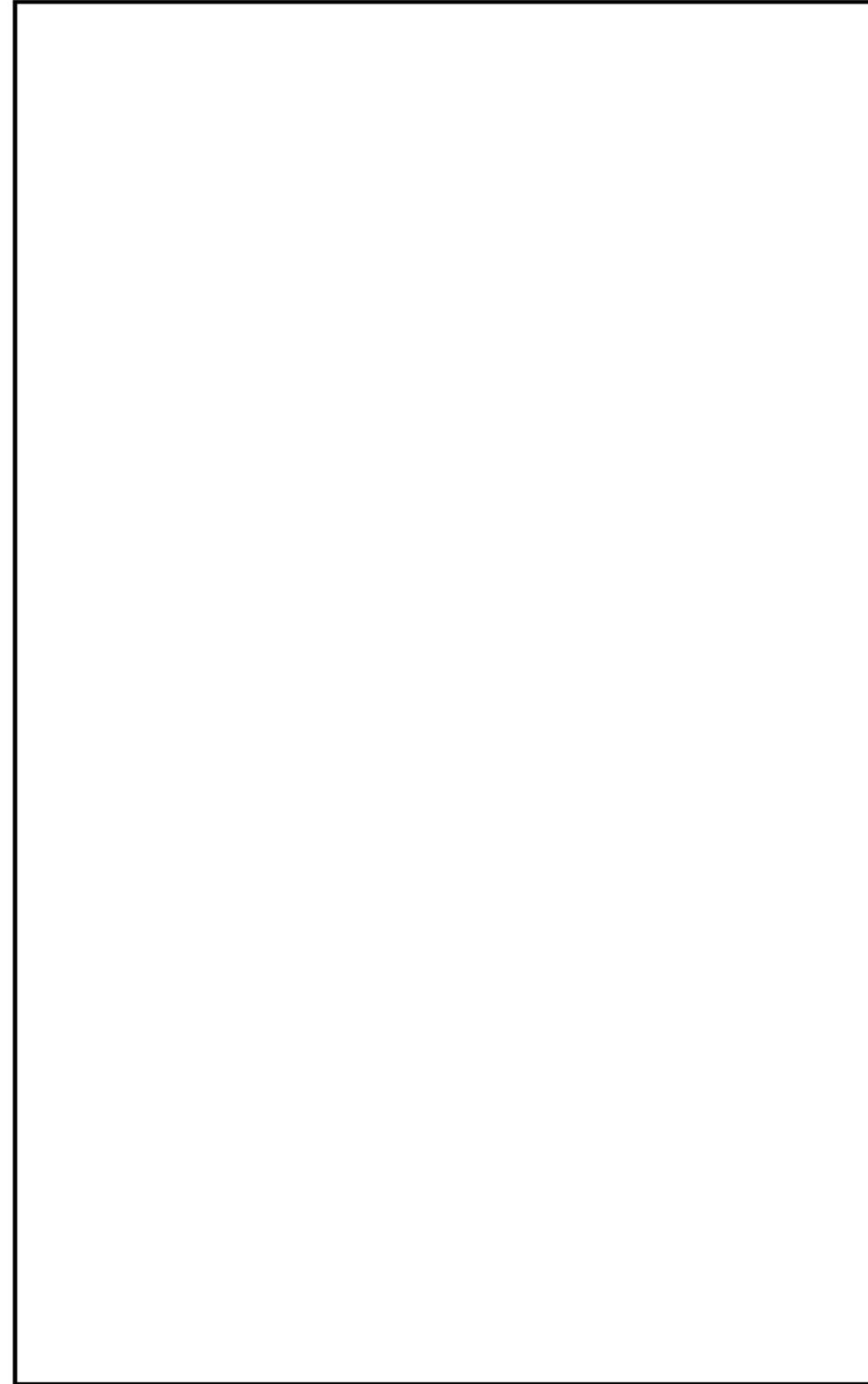


図 7 制御棒駆動水圧系機能検査系統概要図



図6 制御棒駆動系水圧制御ユニット 構造図

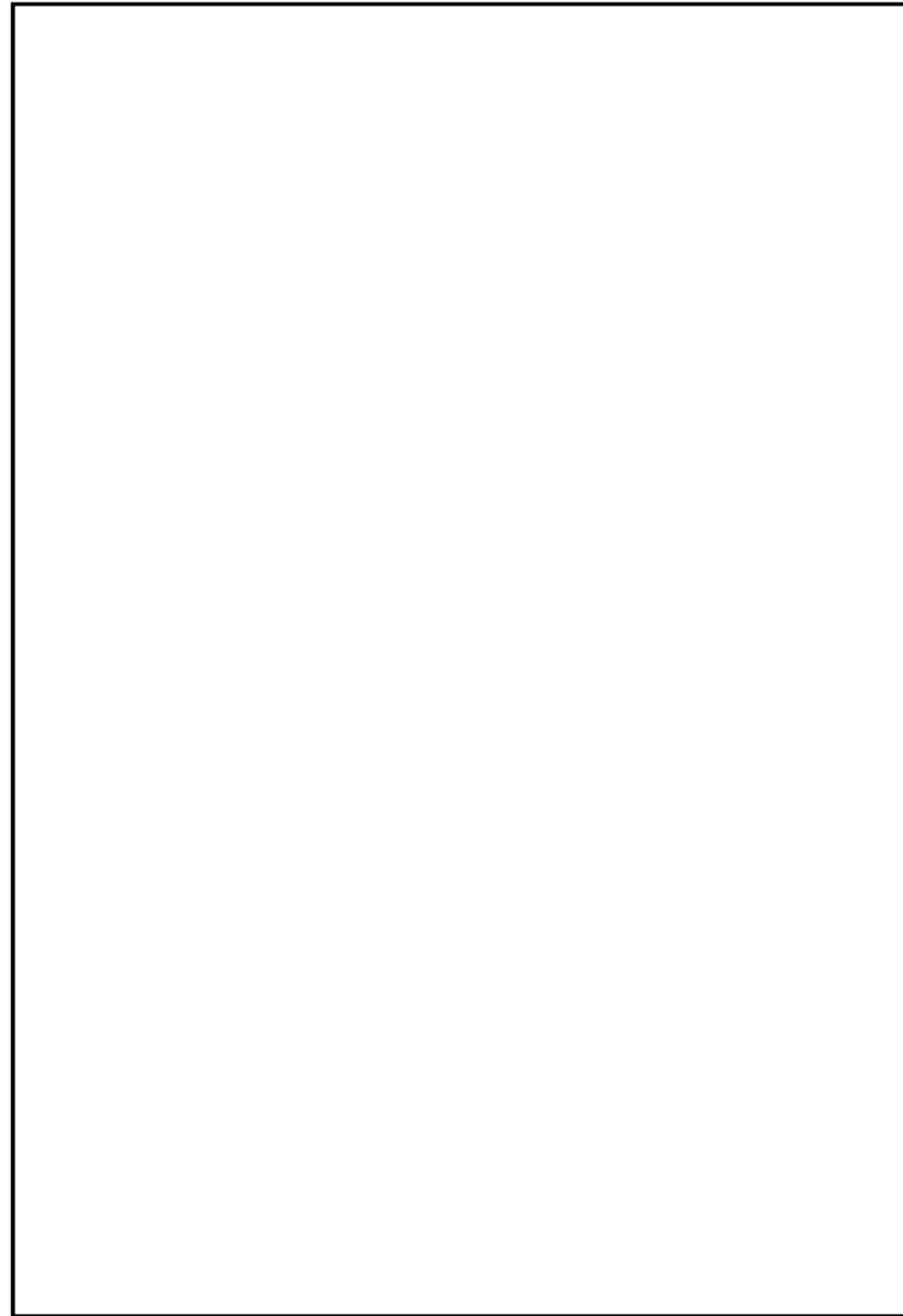


図8 制御棒駆動系水圧制御ユニット 構造図

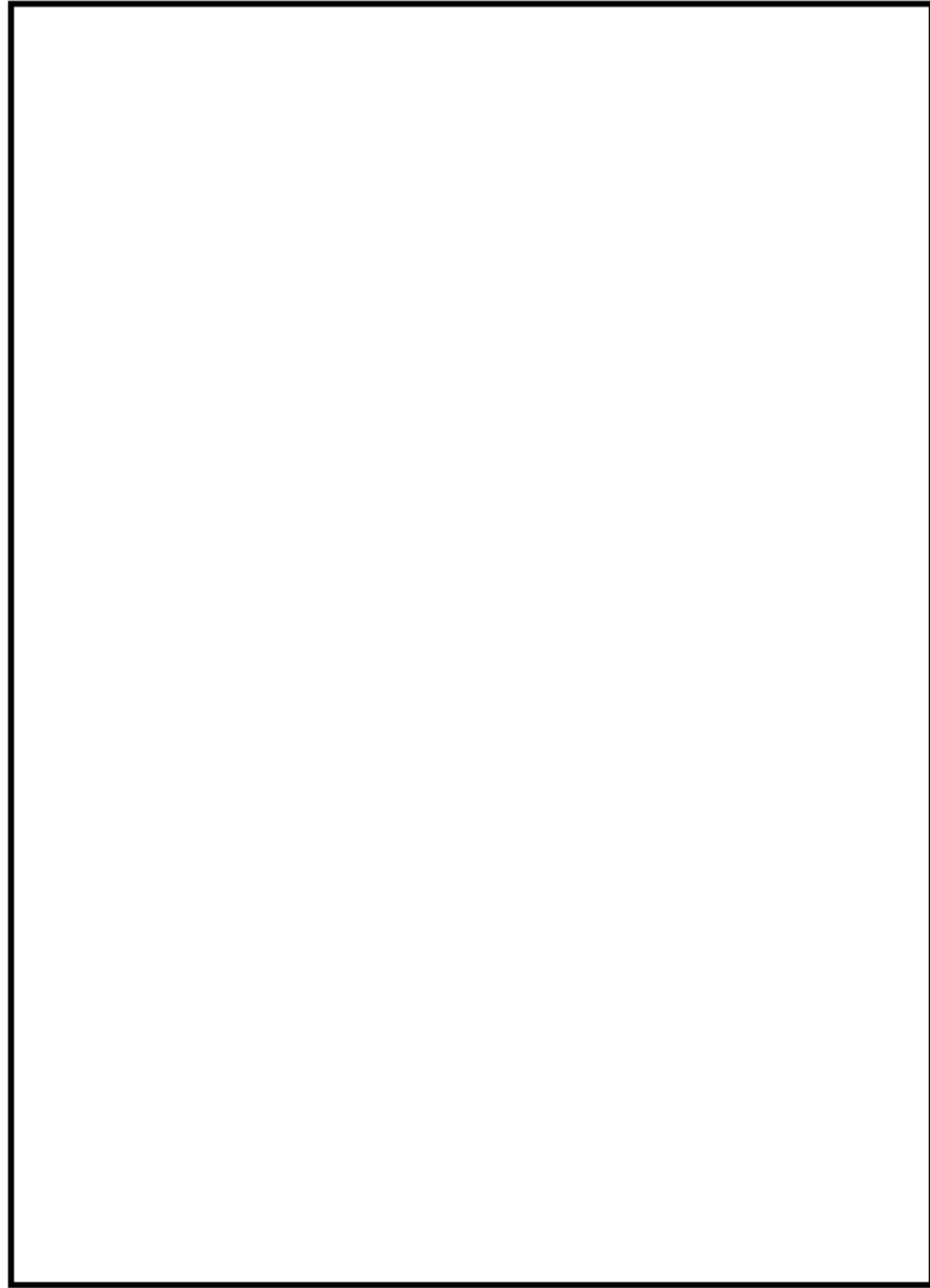


図7 ほう酸水注入系貯蔵タンク 構造図

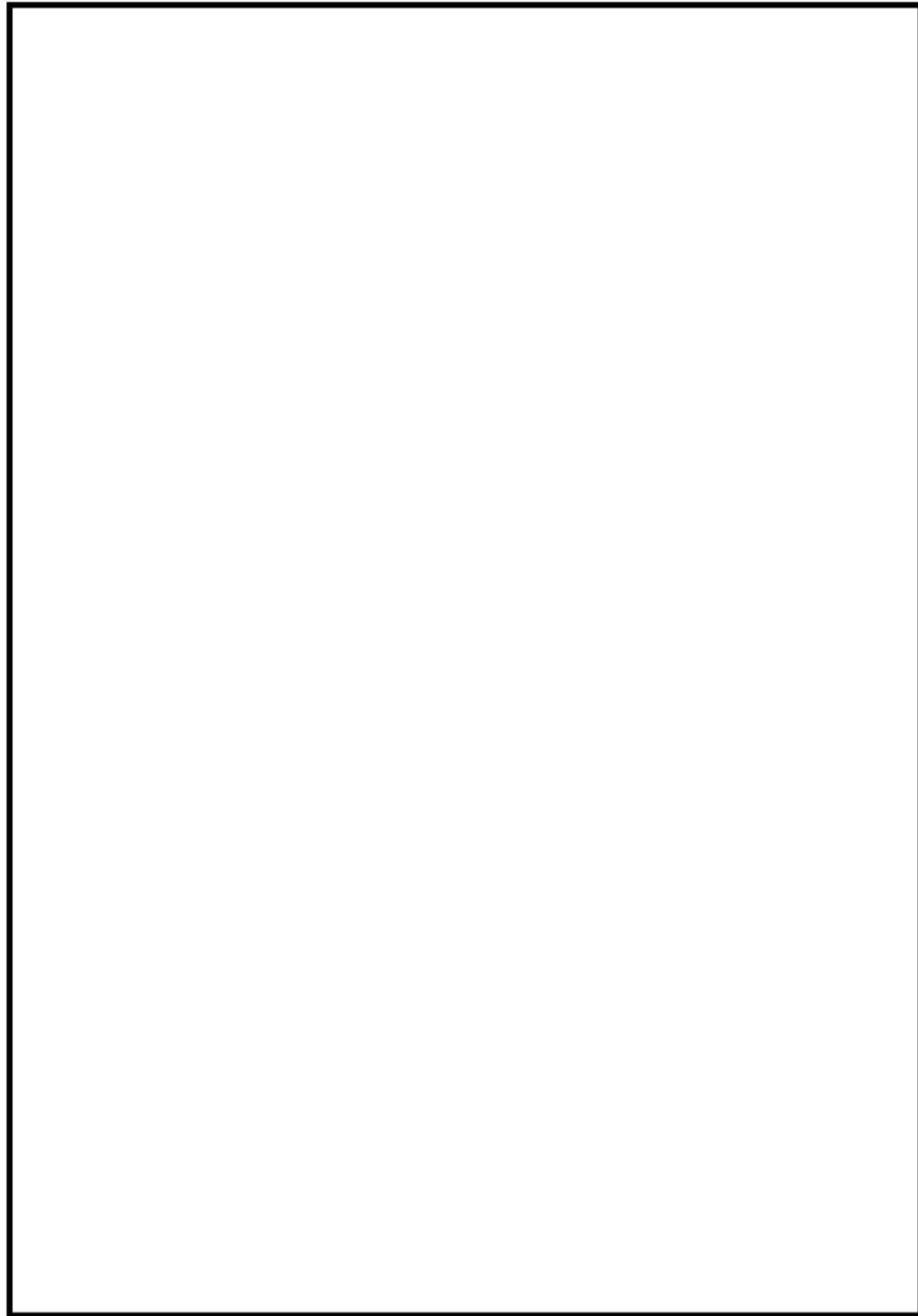


図8 制御棒駆動系機能検査系統図



図9 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

表6 柏崎刈羽原子力発電所 7号炉 点検計画

機器又は系統名	実施数(機数)	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 ()内は適用する設備更新技術
復水ろ過器 (C)	3	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
復水吸込管 (A)	3	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水吸込管 (B)	3	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水吸込管 (C)	3	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水吸込管 (D)	3	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水吸込管 (E)	3	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水吸込管 (F)	3	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水吸込管 (A) 網目ストレーナ	3	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水吸込管 (D) 網目ストレーナ	3	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水吸込管 (C) 網目ストレーナ	3	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水吸込管 (D) 網目ストレーナ	3	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水吸込管 (E) 網目ストレーナ	3	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水吸込管 (F) 網目ストレーナ	3	3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
陽イオン樹脂再生塔	3	3	開放点検	1.0.4M	-	定検停止中
陰イオン樹脂再生塔	3	3	開放点検	1.0.4M	-	定検停止中
復水吸込管再循環ポンプ	3	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中
復水吸込管再循環ポンプ電動機	3	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中
復水移送ポンプ (A)	3	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (稼働点検 1M) (非稼働点検 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
			部品点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
復水移送ポンプ (B)	3	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (稼働点検 1M) (非稼働点検 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
			部品点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
復水移送ポンプ (C)	3	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (稼働点検 1M) (非稼働点検 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
			部品点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中
復水移送ポンプ (A) 電動機	3	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (稼働点検 1M) (非稼働点検 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	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (稼働点検 1M) (非稼働点検 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	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (稼働点検 1M) (非稼働点検 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	1	開放点検	1.3.0M	-	定検停止中
減圧弁	1	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 (ノブコクムフット 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
減圧弁挿入機	1式	A	機能・性能試験	1.C	減圧弁挿入機検査	定検停止中
減圧弁挿入機	1式	B,C,1	特性試験	1.C 又は1.3M	-	定検停止中
減圧弁挿入機	1式	A	機能・性能試験	1.C	-	定検停止中
減圧弁挿入機	2.0.5本	1	機能・性能試験	1.C	減圧弁挿入機検査	定検停止中
減圧弁挿入機	2.0.5本	1	機能・性能試験	1.C	減圧弁挿入機検査	定検停止中
減圧弁挿入機	2.0.5本 (全数)	1	分解点検	1.3.0M (2.5%)	減圧弁挿入機分解検査(MFR)	定検停止中
減圧弁挿入機	2.0.5本 (全数)	1	分解点検	1.3.0M (2.5%)	減圧弁挿入機分解検査(その1)	定検停止中
減圧弁挿入機	2.0.5本 (全数)	1	分解点検	1.3.0M	減圧弁挿入機分解検査(MFR)	定検停止中

表7 柏崎刈羽原子力発電所 7号炉 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の 重要度	点検及び試験・検査 の項目	保全方式 または機装	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術	
制御駆動系	制御駆動機電動機 205台(全数)	2	分解点検	130M	—	定検停止中	
	制御駆動機機軸結合部 205本(全数)	1	機能・性能試験	1C	制御駆動機水圧系設備検査(その3)	定検停止中	
	制御駆動機位置検出装置	A	機能・性能試験	1C	制御駆動機機軸検査	定検停止中	
	制御駆動機水圧系	A	機能・性能試験	1C	制御駆動機水圧系設備検査(その1)	定検停止中	
	制御駆動機水ポンプ(A)	3	分解点検	39M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
	制御駆動機水ポンプ(B)	3	分解点検	39M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
	制御駆動機水ポンプ(A)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御駆動機水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御駆動機システム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	制御駆動機水圧系システム弁分解検査	定検停止中	
	サクションフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中	
	制御駆動機水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中	
	フィルタ(バージ水用、充填水用) 206基	2	開放点検	13M	—	定検停止中	
	水圧制御ユニット 108基(全数)	1	分解点検	130M	—	定検停止中	
	充填水ラインアキュムレータ	3	漏えい試験	65M	—	定検停止中	
	制御駆動機系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御駆動機水圧系設備検査(その2)	定検停止中	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
		ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
				噴霧点検 (換液部手入れ)	13M	—	定検停止中
ほう酸水注入系ポンプ(B)		1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			噴霧点検 (換液部手入れ)	13M	—	定検停止中	
ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機		1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機		1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
ほう酸水注入系セーター 1式		3	噴霧点検	1C	—	定検停止中	
ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	噴霧点検 (外観点検)	1C	—	定検停止中		
統計測定装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	統計測定装置機能検査	定検停止中	
	前部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	統計測定装置機能検査	定検停止中	
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(統計測定装置)	定検停止中	
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中	
	統計測定装置 1式	1	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(統計測定装置)	定検停止中	
	格納容器内界温度モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(統計測定装置)	定検停止中	
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(統計測定装置)	定検停止中	
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(統計測定装置)	定検停止中	
	制御引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	2	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(統計測定装置)	定検停止中	
	中央制御室監視計器 1式	E,C	特性試験	1C	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(統計測定装置)	定検停止中	
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,B,C 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(プロセス計装)	定検停止中	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="192 451 1113 630">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</p> <p data-bbox="332 1381 1193 1528">設 備 名 : 計測制御系統設備 検 査 名 : 制御棒駆動機構分解検査 (A BWR) 要領書番号 : K 7 - 1 0 - 3 5 - B - R</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">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</p> <p>設 備 名 : 計測制御系統設備 検 査 名 : 制御棒駆動水圧系機能検査 要領書番号 : K 7 - 1 0 - 3 3 - A - 燃</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">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</p> <p style="text-align: center;">検 査 名 : 制御棒駆動水圧系設備検査 (その1) 要領書番号 : K7-10-115-C-R1</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">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</p> <p>設 備 名 : 計測制御系統設備 検 査 名 : ほう酸水注入系機能検査 要領書番号 : K 7 - 1 0 - 3 7 - B - 運</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="320 464 1003 638">東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所第7号機 第8回定期事業者検査要領書</p> <p data-bbox="341 1398 1077 1539">設 備 名 : 計測制御系統設備 検 査 名 : ほう酸水注入系ポンプ検査 要領書番号 : K 7 - 8 - 1 1 6 - 3 C - R</p>		



図 10 制御棒駆動機構 構造図

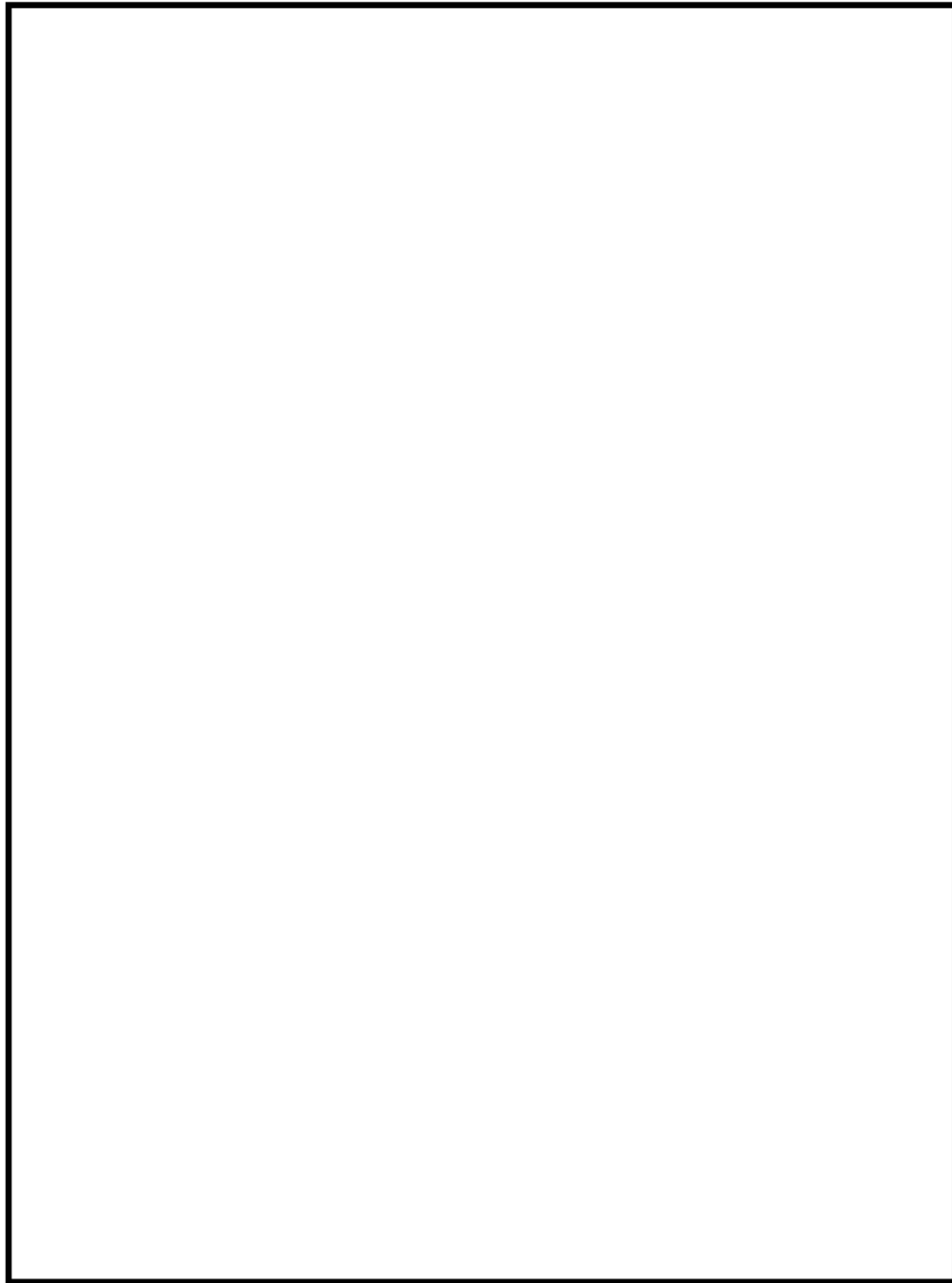


図 11 ほう酸水注入系ポンプ 構造図

表8 柏崎刈羽原子力発電所 7号炉 点検計画

機器又は系統名	実数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
	制御駆動機電動機 205台(全数)	2	分解点検	130M	-	定検停止中
	制御駆動機電動機組合 205本(全数)	1	機能・性能試験	1C	制御駆動機水圧系設備検査(その3)	定検停止中
	制御位置表示装置	A	機能・性能試験	1C	制御駆動機電動機検査	定検停止中
制御駆動系	制御駆動機水圧系	A	機能・性能試験	1C	制御駆動機水圧系設備検査(その1)	定検停止中
	制御駆動機水ポンプ(A)	3	分解点検	39M	-	定検停止中 (運転診断 1M) (非外観診断 6M) (異音診断 6M)
	制御駆動機水ポンプ(B)	3	分解点検	39M	-	定検停止中 (運転診断 1M) (非外観診断 6M) (異音診断 6M)
	制御駆動機水ポンプ(A)電動機	3	分解点検	78M	-	定検停止中 (運転診断 1M) (非外観診断 6M)
	制御駆動機水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	-	定検停止中 (運転診断 1M) (非外観診断 6M)
	制御駆動機スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	制御駆動機水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクションフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中
	制御駆動機フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中
	フィルタ(パージ水用、充填水用) 206基	2	開放点検	13M	-	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	-	定検停止中
	北水ポンプ/キャムエレベータ	3	漏えい試験	65M	-	定検停止中
	制御駆動機挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御駆動機水圧系設備検査(その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (運転診断 1C) (非外観診断 1C)
			簡易点検 (接続部平入れ)	13M	-	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (運転診断 1C) (非外観診断 1C)
			簡易点検 (接続部平入れ)	13M	-	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機	1	分解点検	78M	-	定検停止中 (運転診断 1C) (非外観診断 1C)
	ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機	1	分解点検	78M	-	定検停止中 (運転診断 1C) (非外観診断 1C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C	-	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	-	定検停止中
統計装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	統計装置機能検査	定検停止中
	周面出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	統計装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心質量分)	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(統計装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中
	統計装置 1式	1	特性試験	13M	安全保護系検出器操作性確認(校正)検査(統計装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器操作性確認(校正)検査(統計装置)	定検停止中
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(統計装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(統計装置)	定検停止中
	制御引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	2	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(統計装置)	定検停止中
	中央制御監視装置 1式	B,C	特性試験	1C	安全保護系検出器操作性確認(校正)検査(統計装置)	定検停止中
	中央制御室及びR S S監視装置 1式	A,B,C 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器操作性確認(校正)検査(プロセス計装)	定検停止中

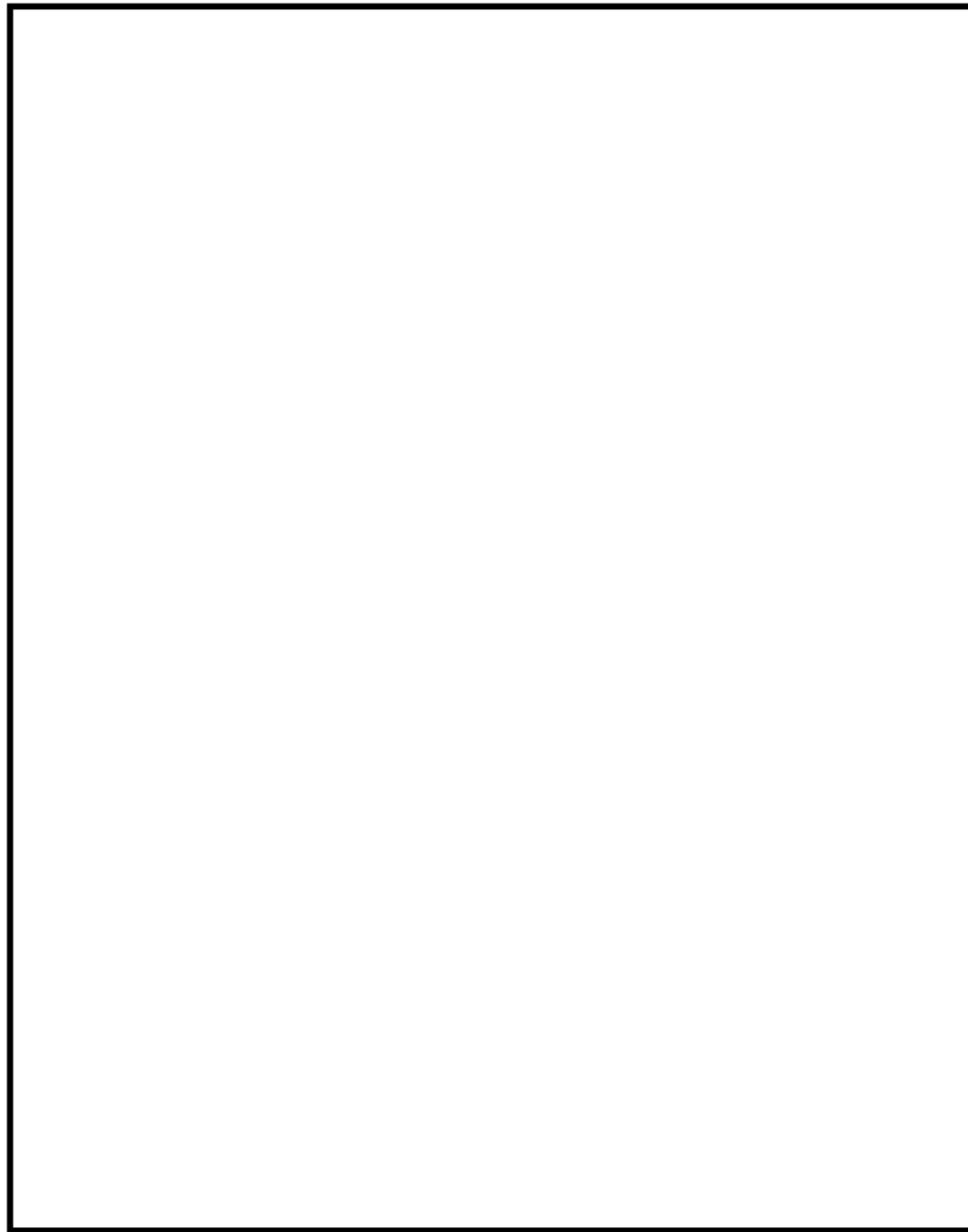


図 12 制御棒 構造図

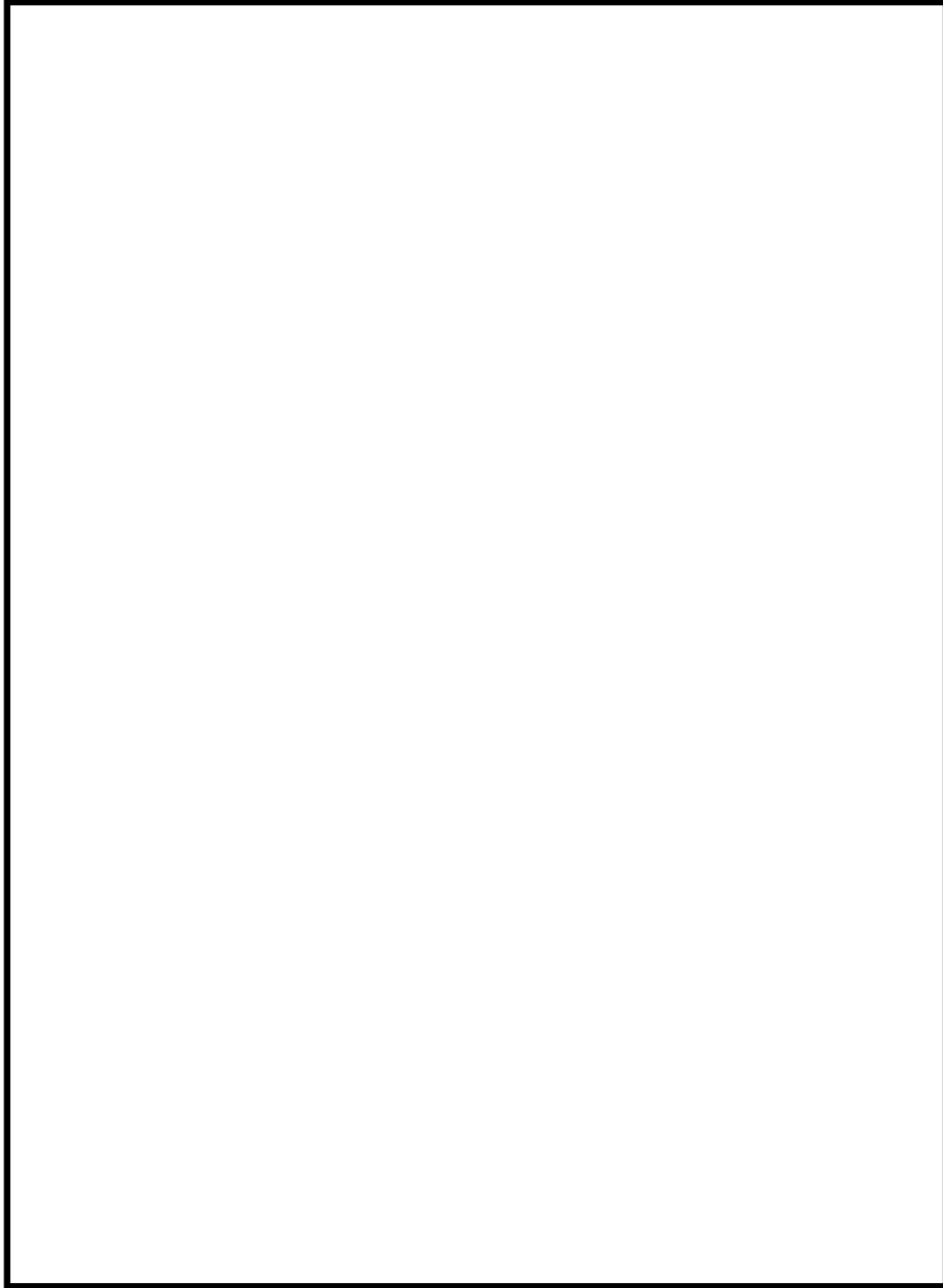


図 13 制御棒駆動系水圧制御ユニット 構造図

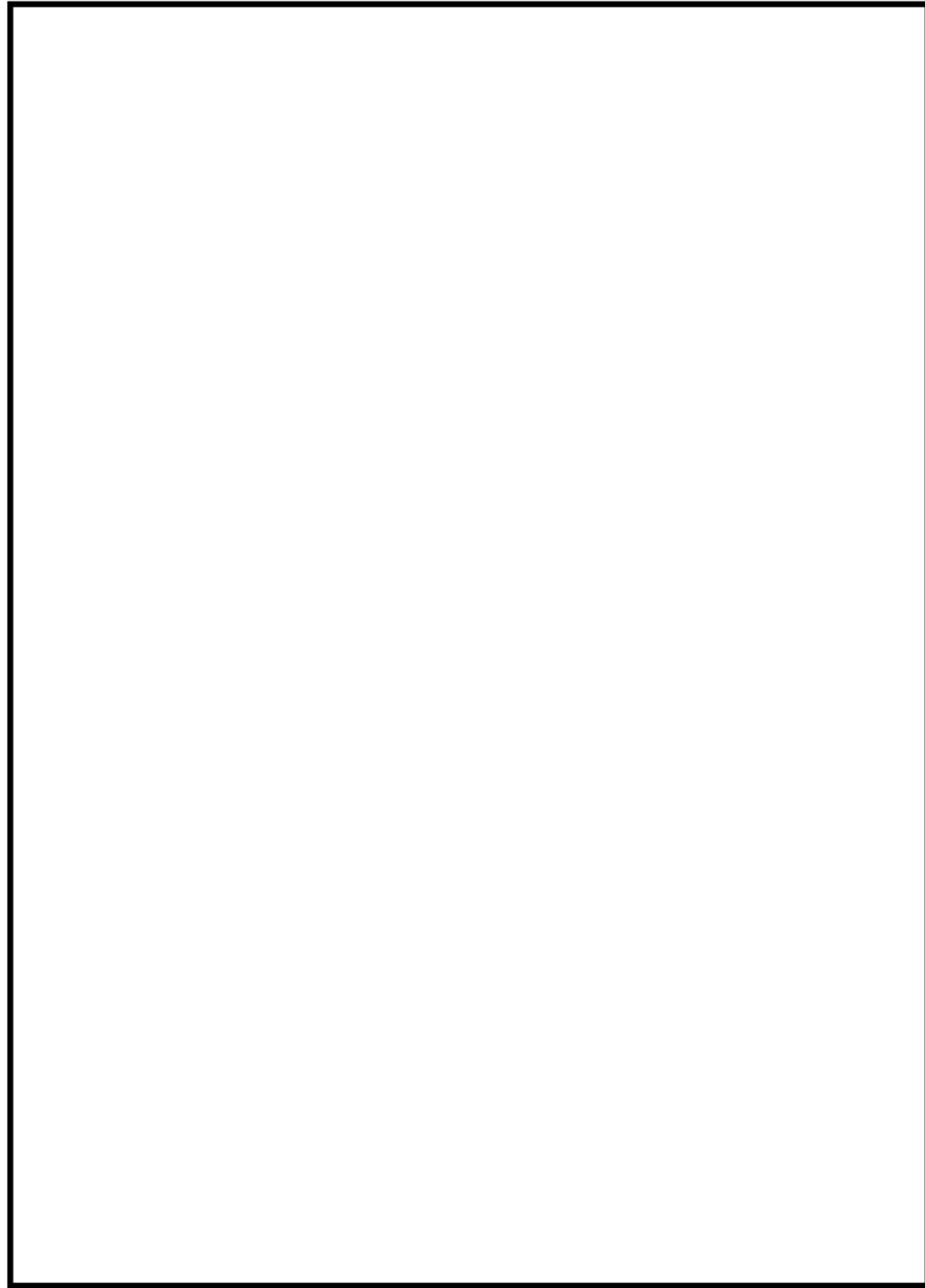


図 14 ほう酸水注入系貯蔵タンク 構造図

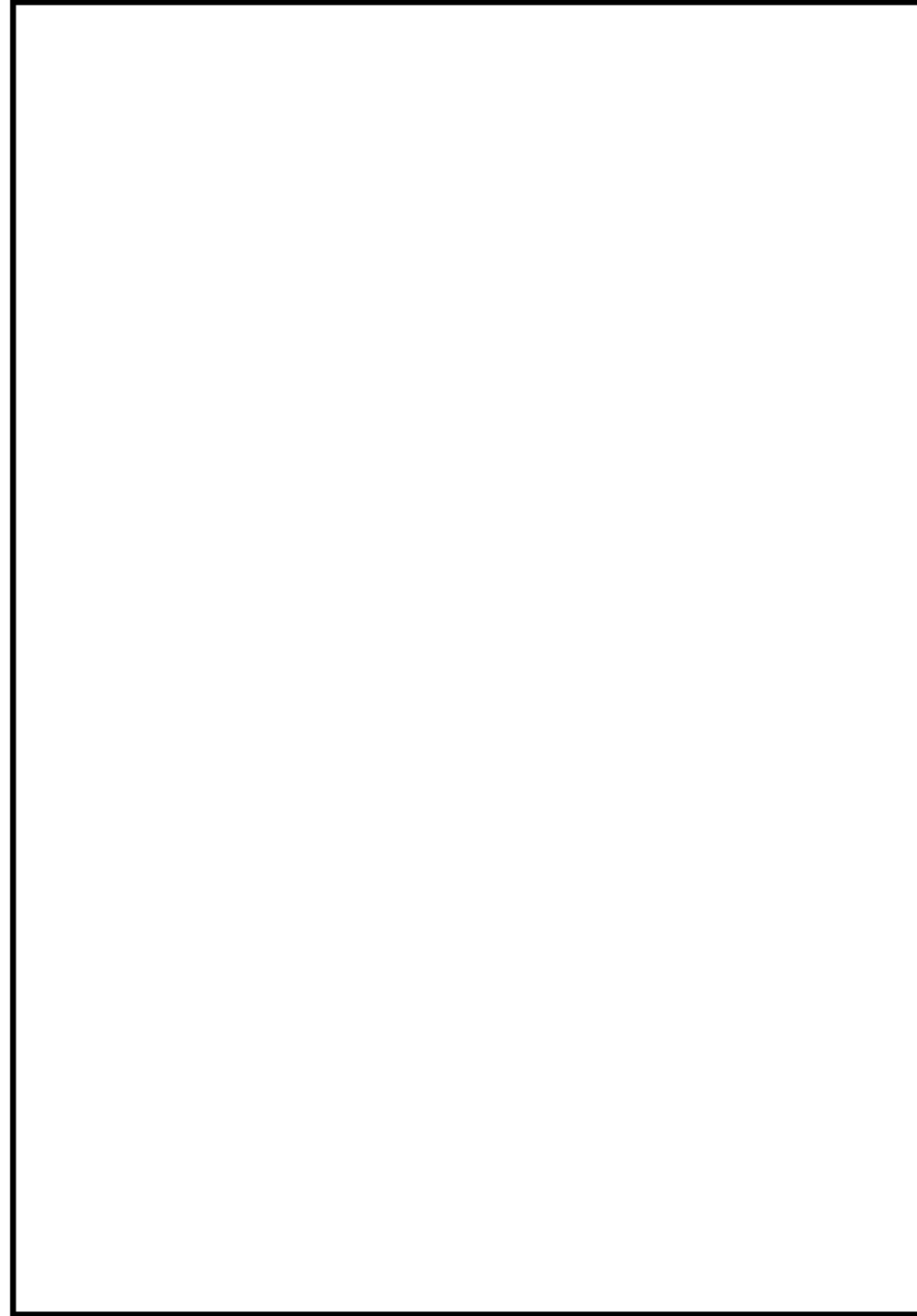


図 15 制御棒駆動系機能検査系統図

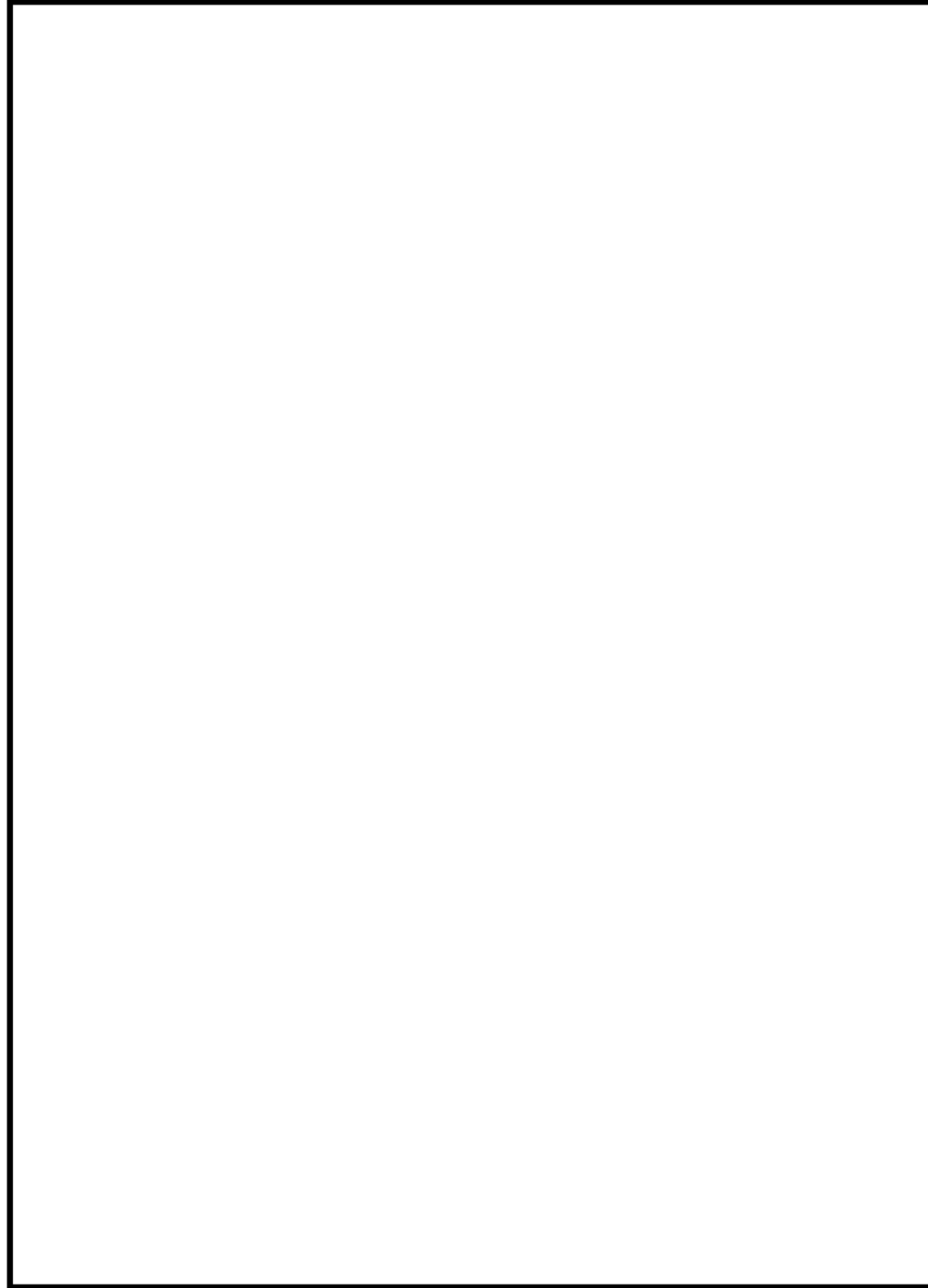


図 16 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
44-6 容量設定根拠	44-6 容量設定根拠	

・代替制御棒挿入機能

名称	原子炉圧力高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設定値	7.48MPa 以下

【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

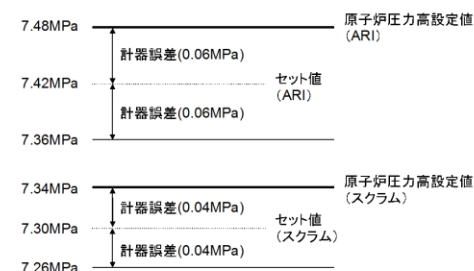
- (1)スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。
- (2)逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、代替制御棒挿入機能により発電用原子炉を未臨界にする。

<参考>

【6号炉】



ARI : 代替制御棒挿入機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

【7号炉】

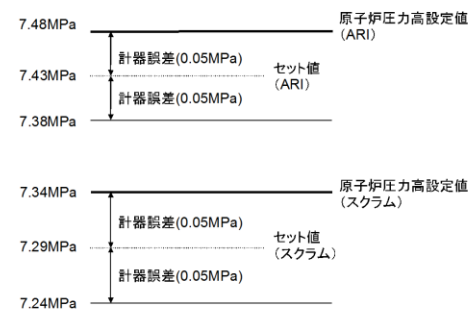


図1 原子炉圧力高設定値の概要図

・代替制御棒挿入機能

名称	原子炉圧力高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設定値	7.41MPa 以下

【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

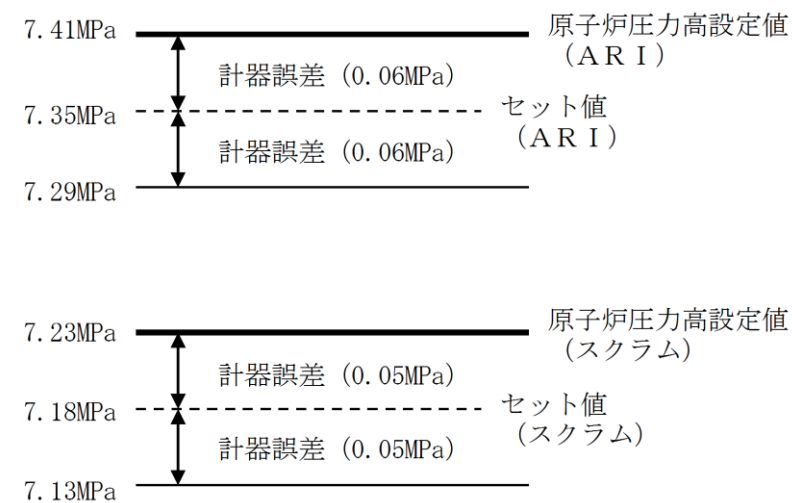
- (1)スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.23MPa) より高い設定とする。
- (2)逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションチェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (7.58MPa) 程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、代替制御棒挿入機能により発電用原子炉を未臨界に移行させる。

<参考>

ARI : 代替制御棒挿入機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの



第44-6-1図 原子炉圧力高設定値の概要図

・設備の相違

名称	原子炉水位低 (レベル2)
保護目的/機能	運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設定値	原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする。

注記* : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して、原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合、代替制御棒挿入機能により発電用原子炉を未臨界にする。

<参考>

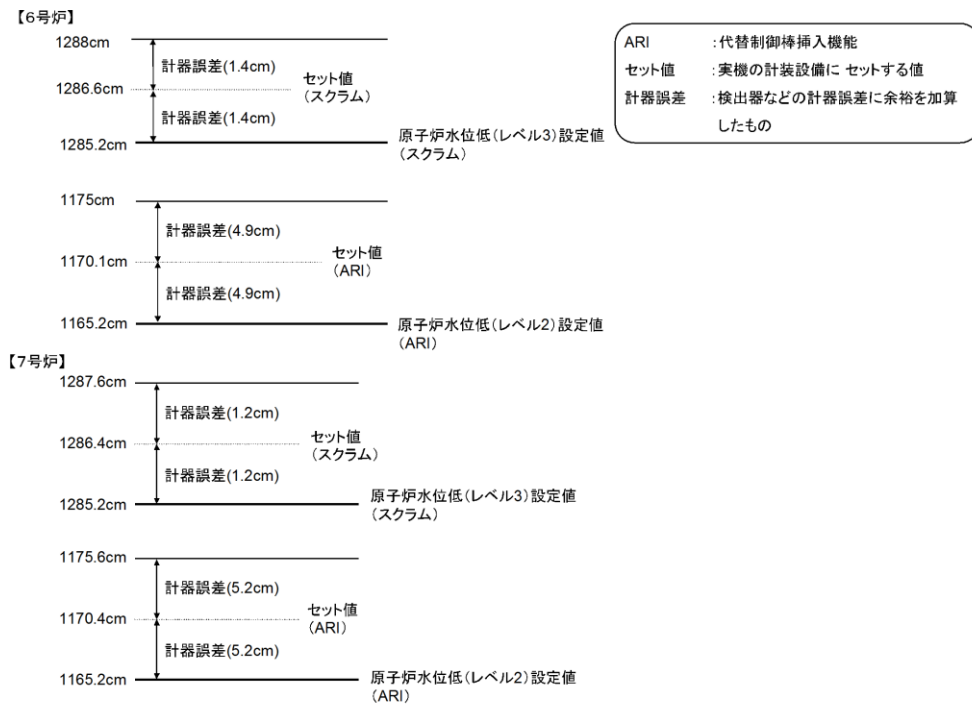


図 2 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

名称	原子炉水位低 (レベル2)
保護目的/機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設定値	気水分離器下端*より 112cm 下以上

【設定根拠】

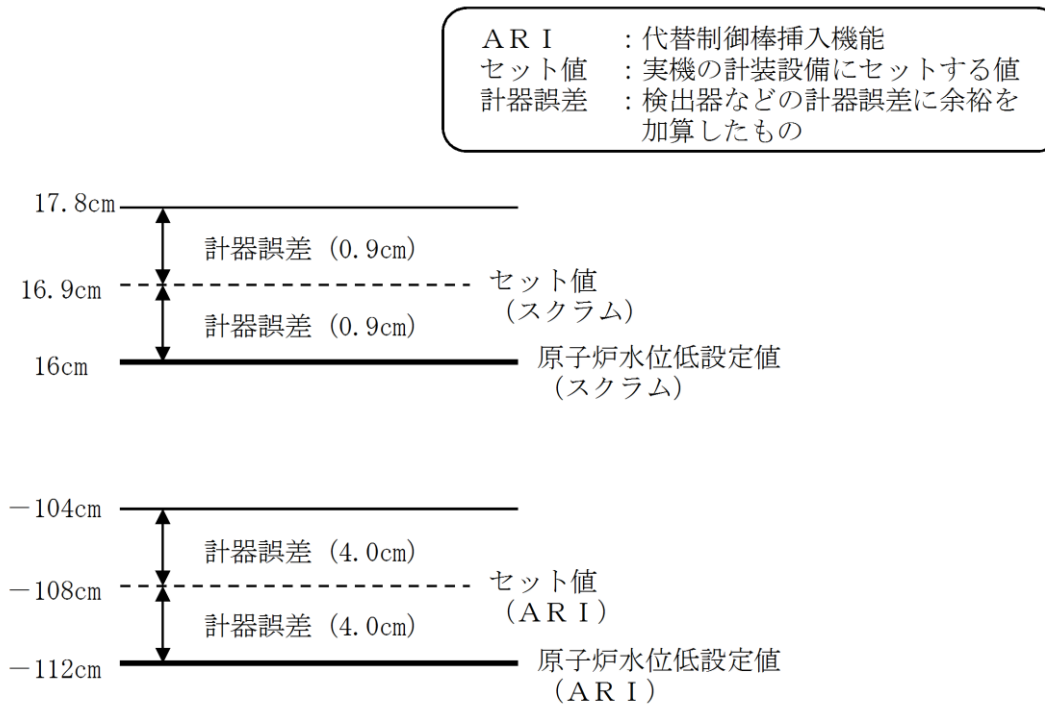
原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生前に本インターロックが動作することなく、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする。

注記※ : 気水分離器下端は、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

<補足>

原子炉水位が低下して、原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合、代替制御棒挿入機能により発電用原子炉を未臨界に移行させる。

<参考>



第 44 - 6 - 2 図 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

・設備の相違

・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

名称	原子炉圧力高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設定値	7.48MPa 以下

【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

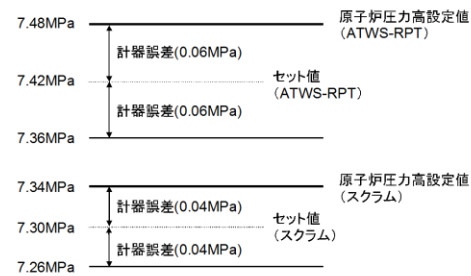
- (1) スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。
- (2) 逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、一時的な原子炉圧力の上昇が圧力容器設計圧力の1.2倍 (10.34MPa) を超えないようにする。

<参考>

【6号炉】



ATWS-RPT : 代替冷却材再循環ポンプトリップ機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

【7号炉】

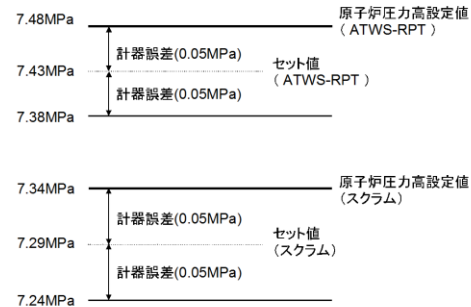


図3 原子炉圧力高設定値の概要図

・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

名称	原子炉圧力高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉再循環ポンプトリップを行う。
設定値	7.41MPa 以下

【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

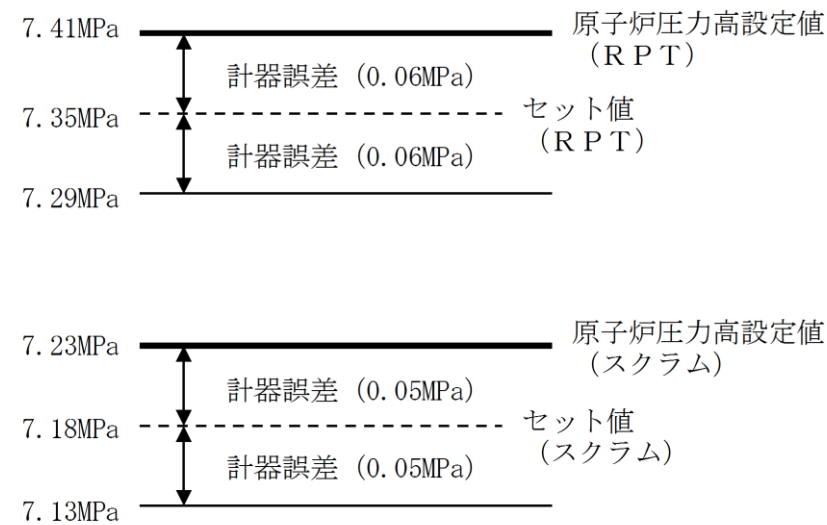
- (1) スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.23MPa) より高い設定とする。
- (2) 逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションチェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (7.58MPa) 程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、一時的な原子炉圧力の上昇が圧力容器設計圧力の1.2倍 (10.34MPa) を超えないようにする。

<参考>

RPT : 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの



第44-6-3図 原子炉圧力高設定値の概要図

・設備の相違

・設備の相違

名 称	原子炉水位低 (レベル3)
保護目的/機能	運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1285 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低 (レベル3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル3) を設定値とする。

注記* : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して、原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムに失敗した場合、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプ4台をトリップさせ、原子炉出力を低下させる。

<参考>

ATWS-RPT : 代替冷却材再循環ポンプトリップ機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

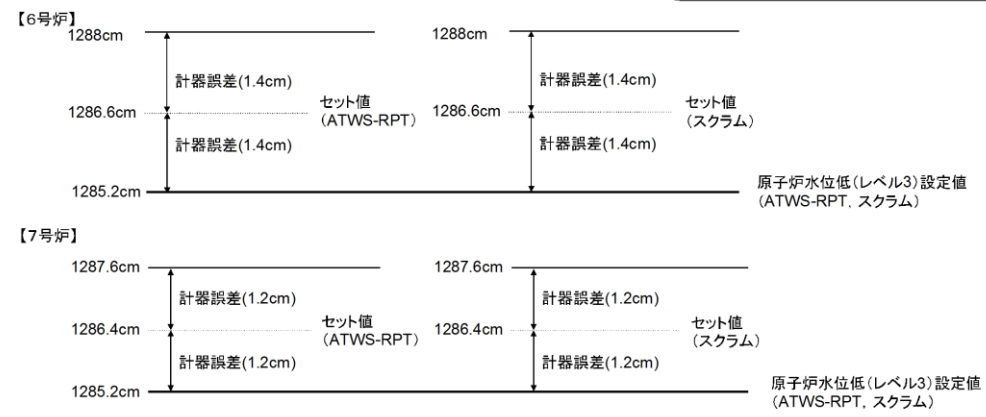


図4 原子炉水位低 (レベル3) 設定値の概要図

名 称	原子炉水位低 (レベル2)
保護目的 / 機能	運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低 (レベル 3) で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする。

注記* : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm 下

<補足>

原子炉水位が低下して、原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台をトリップさせ、原子炉出力を低下させる。(原子炉水位低 (レベル 3) の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップし、原子炉水位低 (レベル 2) の信号により、原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台をトリップする設計とする。)

<参考>

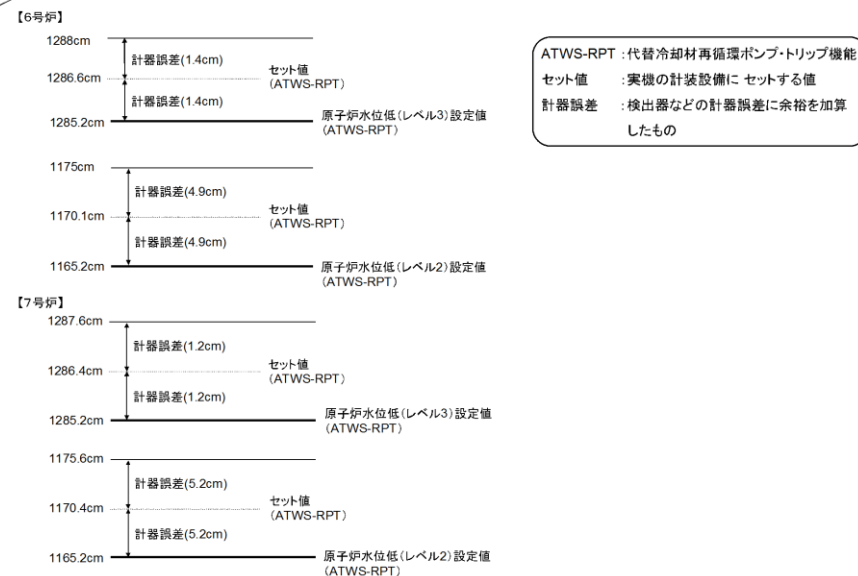


図 5 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

名称	原子炉水位低 (レベル2)
保護目的 / 機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉再循環ポンプトリップを行う。
設定値	気水分離器下端*より 112cm 下以上

【設定根拠】

原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生前に本インターロックが動作することなく、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする。

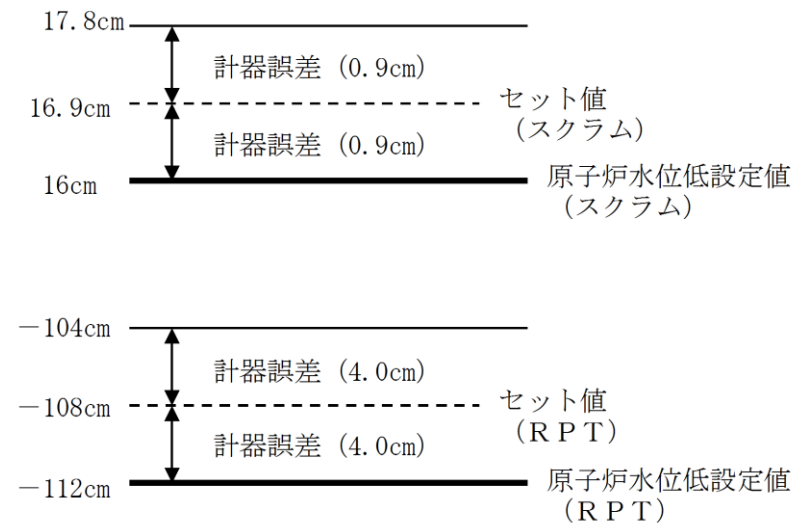
注記※ : 気水分離器下端は、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

<補足>

原子炉水位が低下して、原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能により原子炉再循環ポンプをトリップさせ、原子炉出力を低下させる。

<参考>

RPT : 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの



第 44 - 6 - 4 図 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

・設備の相違

・制御棒駆動系水圧制御ユニット

名 称		制御棒駆動系水圧制御ユニット アキュムレータ
容量	L/個	約 <input type="text"/> (注1), (66(注2)) (水側有効容量)
最高使用圧力	MPa [gage]	18.6MPa
最高使用温度	℃	66
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設 定 根 拠】

水圧制御ユニットアキュムレータは、制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源として、加圧された駆動水を供給するための設備として設置し、容量として、スクラム時、制御棒を炉心内に挿入するために制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能なアキュムレータ水容量を確保する設計とする。

1. 容量

アキュムレータの水容量は、下記の必要要領を考慮して決定する。

- (a) FMCRD駆動ピストンのフルストローク挿入に消費される容量
- (b) ラビリンスシール通過容量
- (c) N₂ガスの周囲環境温度変化 (20℃→40℃) に伴う体積膨張

(a) FMCRD駆動ピストンのフルストローク挿入に消費される容量

- ・ FMCRDのスクラムストローク: mm
- ・ FMCRD中空ピストン断面積

$$\frac{\pi}{4} \times \text{}^2 = \text{} \text{ mm}^2$$

$$V_U = \text{} \text{ mm} \times \text{} \text{ mm}^2 \times 10^6 = \text{} \text{ L/FMCRD}$$

(b) ラビリンスシール通過容量

ラビリンスシール通過容量は、試験結果等に基づき L/FMCRD で評価する。

(c) N₂ガスの周囲環境温度変化 (20℃→40℃) に伴う体積膨張

N₂ガスの周囲環境温度変化に伴うガス膨張は、窒素容器容積 (L) 及びアキュムレータピストンのガス側容積 (L) を考慮すると下記となる。

$$V_g = \text{} + \text{} \times \frac{273 + 40}{273 + 20} = 219.0 \text{ L}$$

$$\Delta V = 219.0 - (\text{} + \text{}) = 14.0 \text{ L}$$

・制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

名 称		制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット アキュムレータ
容 量	L/個	<input type="text"/>
最高使用圧力	MPa [gage]	15.2
最高使用温度	℃	66

制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットアキュムレータは、制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源として、加圧された駆動水を共有するための設備として設置し、容量として、スクラム時、制御棒を炉心内に挿入するために制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能なアキュムレータ水容量を確保する設計とする。

制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは 137 個設置する。

1. 容量

制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットアキュムレータ容量は、制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能な容量として下記を考慮する。

全ストロークスクラムに必要な容量

$$= (\text{挿入有効断面積}) \times (\text{全挿入までのストローク})$$

$$= (\text{} \times \text{}) / 1,000$$

$$= \text{} \text{ L}$$

ここで、挿入有効断面積: cm²

全挿入までのストローク: cm

制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットアキュムレータ容量は、上記全ストロークスクラムに必要な容量 L/個に余裕を見込み、これを上回る容量として、約 L/個とする。

2. 最高使用圧力

スクラムに必要な最小圧力である約 8.3MPa を上回る圧力として 15.2MPa とする。

3. 最高使用温度

制御棒駆動水圧系の系統水の供給側の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

・設備の相違

以上より、環境温度変化による窒素ガスの体積膨張が生じても、前述のスクラム時の必要容量を確保するように容量設定する。アキュムレータ水の必要容量をまとめると下記となる。

・ピストン移動量	<input type="text"/>	L×2
・ラビリンスシール通過量	<input type="text"/>	L×2
・N ₂ ガス膨張	14.0L	
合計	<input type="text"/>	L (≒ <input type="text"/> L)

これに余裕をとり、アキュムレータ公称容量は66Lとする。

2. 最高使用圧力

アキュムレータに駆動水を供給する、制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力に合わせ18.6MPaとする。

3. 最高使用温度

制御棒駆動系の系統水の供給側（復水給水系及び復水補給水系）の最高使用温度に合わせ66℃とする。

・設備の相違

・ほう酸水注入系ポンプ

名称		ほう酸水注入系ポンプ (6号及び7号炉)
容量	m ³ /h/個	約10 (注1), (約11 (注2))
全揚程	m	6号炉: 約840, 7号炉: 約838 (注1), (約860 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	吸込側 1.37MPa / 吐出側 10.8MPa
最高使用温度	°C	66
原動機出力	kW/個	45
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】

ほう酸水注入系ポンプは、運転時の異常な過渡変化発生後、原子炉停止機能が喪失した場合に、炉心へのほう酸水注入によって発電用原子炉を停止するための設備として設置する。

ほう酸水注入系ポンプは、炉1基あたり1台(予備1台)設置する。

1. 容量

ほう酸水注入系ポンプの容量は、炉水中のボロン濃度変化が最低でも \square ppm/min (このとき反応度印加速度は最低 \square ΔK/min を満足する。) となるよう、タンク有効容量 \square m³ (全容量 31.7m³) を設計上の許容注入時間 \square min (設計ボロン濃度 \square ppm を設計ボロン注入速度 \square ppm/min* で注入する時間) で注入可能な容量とする。

※最低反応度印加速度に相当する必要ボロン注入速度 \square ppm/min に余裕を加えて定めた設計値

ポンプ容量 (1台当り)

$$= \text{タンク容量 (ℓ)} / \text{注入時間 (min)}$$

$$= \square / (\square / \square)$$

$$\approx 174 \text{ ℓ/min} = 10.44 \text{ m}^3/\text{h}$$

以上より、ポンプ容量は上記を上回るものとし、11.4m³/h/個とする。

・ほう酸水注入ポンプ

名称		ほう酸水注入ポンプ
個数	-	2(うち1個は予備)
容量	m ³ /h/個	9.72
吐出圧力	MPa	11.0
最高使用圧力	MPa	吸込側 0.93 / 吐出側 11.8
最高使用温度	°C	66
原動機出力	kW/個	\square

【設定根拠】

ほう酸水注入ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有するものとする。

ほう酸水注入ポンプは、設計基準事故対処設備と同様に制御棒の挿入不能によって原子炉の低温停止ができない場合に、中央制御室から遠隔手動にて起動し、中性子吸収材(ほう酸水)を原子炉圧力容器下部ノズルから原子炉圧力容器に注入し原子炉を停止することを目的とする。

なお、ほう酸水注入ポンプは、系統に1台(予備1台)設置する。

1. 容量

ほう酸水注入ポンプの容量は、ほう酸水を原子炉に注入する際に必要となるボロン最低注入速度を考慮する。原子炉を低温停止へ移行させる際に必要な負の反応度添加速度 \square Δk/min に相当するボロン注入速度は解析の結果から \square ppm/min である。これを上回るものとして、ボロン最低注入速度は \square ppm/min とする。

一方、原子炉に余裕を持って低温停止できるボロン濃度は \square ppm と設定している。ボロン注入速度は \square ppm/min であるため、炉水中のボロン濃度を \square ppm にするためには、 \square ≒ 130min を要する。

ほう酸水注水量は、必要な冷却材中のボロン濃度を基に以下の容量となる。

$$\text{注入量} = W_R \times \frac{W_{BR}}{(B_C/100) \times (H_C/100)} \times 1 / \gamma$$

$$= \square \times \frac{\square}{\square/100 \times \square/100} \times 1/1065$$

$$= \square$$

$$\approx \square$$

W_{BR} : ボロン設計濃度 = \square ppm

W_R : 設計水量 = \square kg

B_C : ボロン含有率 = \square w/o

H_C : 水溶液中のボロン濃度 = \square w/o

γ : 水溶液の比重 = 1,065kg/m³

・設備の相違

2. 全揚程

ほう酸水注入系ポンプの全揚程は、注入先の圧力（原子炉圧力 MPa（逃がし安全弁安全弁機能最低設定圧力））、静水頭、配管及び弁類圧損を基に設定する。

【6号炉】

原子炉圧力 MPa
 静水頭 約 MPa
 配管及び弁類圧損 約 MPa

合計 約 MPa (約 840m)

【7号炉】

原子炉圧力 MPa
 静水頭 約 MPa
 配管及び弁類圧損 約 MPa

合計 約 MPa (約 838m)

以上より、ほう酸水注入系ポンプの全揚程はこれを上回るものとして約 860m とする。

3. 最高使用圧力

ほう酸水注入系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、通常時吸込配管に補給水系から圧力が加わることを考慮し、補給水系の最高使用圧力に合わせて 1.37MPa とする。

ほう酸水注入系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、10.8MPa とする。

4. 最高使用温度

ほう酸水注入系ポンプの最高使用温度は、水源であるほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度に合わせ 66℃ とする。

【設定根拠】(続き)

これより、ほう酸水注入ポンプの容量は、注入時間 min で、ほう酸水必要容量 () を上回る有効容量 20m³ に補給水系からの吸込量を考慮し原子炉へ注入できる容量とする。

$$\begin{aligned} \text{ポンプ容量} &= \frac{\text{ほう酸水有効容量 (l)}}{\text{注入時間 (min)}} + \text{補給水系からの吸込量} \\ &= \frac{20 \times 10^3}{\text{}} + \text{} = \text{} \div \text{} \text{ l/min} = \text{} \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

上記から、ほう酸水注入ポンプの容量は上記を上回るものとし、9.72 m³/h/個以上とする。

2. 全揚程

設計基準事故対処設備として使用するほう酸水注入ポンプの吐出圧力は、以下を考慮して決定する。

- ① 原子炉圧力：7.85MPa（系統運転時の原子炉最高圧力）
- ② 静水頭： MPa
 （密度：1065kg/m³（五ほう酸ナトリウム濃度 13.4wt%（15℃飽和）、27℃））
- ③ 配管・機器圧力損失： MPa
- ④ 原子炉底部差圧： MPa
- ①～④の合計：8.47MPa（約 847m）

上記から、ほう酸水注入ポンプの全揚程はこれを上回るものとして約 870m とする。

3. 最高使用圧力

(1) 吸込側

ほう酸水注入ポンプの吸込側の最高使用圧力は、補給水系の最高使用圧力に合わせ、0.93MPa とする。

(2) 吐出側

ほう酸水注入ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、11.8MPa とする。

4. 最高使用温度

ほう酸水注入ポンプの最高使用温度は、水源であるほう酸水貯蔵タンクの最高使用温度に合わせ、66℃ とする。

・設備の相違

5. 原動機出力

ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \times Q \times p$$

$$\eta = \frac{P_u}{P} \times 100$$

$$P = \frac{10^3 \times Q \times p}{60 \times \eta / 100}$$

(引用文献：日本工業規格 JIS B 8311(2002)「往復ポンプー試験方法」)

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min) =

p : 吐出圧力 (MPa) = (ピーク値)

η : ポンプ効率 (%)

$$\eta = \eta_m \times \eta_g \times \eta_v \times 10^{-4} =$$

η_m : ポンプ機械効率 (%) =

η_g : 減速機効率 (%) =

η_v : ポンプ容積効率 (%) =

P =

上記から、ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 45kW/個とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力

ほう酸水注入ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \times Q \times p$$

$$\eta = \frac{P_u}{P} \times 100$$

$$P = \frac{10^3 \times Q \times p}{60 \times \eta / 100}$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 8 3 1 1 (2002)「往復ポンプー試験方法」)

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min) =

p : 吐出圧力 (MPa) = (ピーク値)

η : ポンプ効率 (%)

$$\eta = \eta_m \times \eta_g \times \eta_v \times 10^{-4} =$$

η_m : ポンプ機械効率 (%) =

η_g : 減速機効率 (%) =

η_v : ポンプ容積効率 (%) =

P =

上記から、ほう酸水注入ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として / 個とする。

・設備の相違

・ほう酸水注入系貯蔵タンク

名 称	ほう酸水注入系貯蔵タンク (6号及び7号炉)	
容 量	m ³ /h/個	約 28 (注1), (約 30 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	静水頭
最高使用温度	℃	66
機器仕様に関する注記	注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す	

【設 定 根 拠】

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、制御棒の挿入不能の場合に発電用原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは炉1基あたり1基設置する。

1. 容 量

ほう酸水注入系貯蔵タンクの容量は、以下のとおり。

原子炉停止時における通常水位までの水量は [] kg であり、
発電用原子炉を冷温停止状態にするために必要な注入ボロン量は、

$$[] \times [] \text{ ppm (設計ボロン濃度)} = [] \text{ kg}$$

必要五ほう酸ナトリウム量は、

$$\frac{10B}{Na_2B_{10}O_{16} \cdot 10H_2O} = 0.1831 \quad (\text{各原子量: } B=10.8, H=1, O=16, Na=23)$$

であることから、

$$[] / [] = [] \text{ kg}$$

上記に、タンク無効容量分の五ほう酸ナトリウム量 ([] kg) を考慮した、
最小必要五ほう酸ナトリウム量 ([] kg) をほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵
することにより、十分な反応度制御能力を満足することができる。

設計飽和温度 15℃の五ほう酸ナトリウム重量%は 13.4%、また、この重量%にお
ける 27℃での比重は 1.065 であり、これに対応するほう酸水注入系貯蔵タンク
の有効容量は [] m³ となり、タンク無効容量 [] m³ を考慮し、タンク全容量は
31.7m³ とする。

2. 最高使用圧力

ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクが開
放型タンクであることから静水頭とする。

名 称	ほう酸水貯蔵タンク	
個 数	—	1
容 量	m ³ /個	[] 以上 (23.2)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66

【設 定 根 拠】

ほう酸水貯蔵タンクは重大事故等時に以下の機能を有するものとする。

ほう酸水貯蔵タンクは、制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するた
めに設置する。

1. 容 量

ほう酸水貯蔵タンクの容量は、以下のとおり。

ほう酸水の貯蔵量は、ほう酸水を注入して原子炉を低温停止に至らせ、その状態を余裕
を持って維持する (停止余裕を 0.05 以上にする) のに必要な冷却材中のボロン濃度を考慮
する。

必要ボロン濃度は、停止余裕を 0.05 以上にするのに必要なボロン濃度 [] ppm に []

[] ppm とする。

ここで、必要ボロン濃度に対するボロン量は、原子炉冷却材水量が [] である
ため、

[]
となる。そしてボロン含有率を [] wt% として、五ほう酸ナトリウムの量に換算すると、
必要五ほう酸ナトリウム量は、

$$\begin{aligned} \text{必要五ほう酸ナトリウム量} &= [] \\ &= [] = [] \text{ kg} \text{ となる。} \end{aligned}$$

また、五ほう酸ナトリウムの設計飽和温度 15℃における溶解度は 13.4wt% で、溶液の密
度は 1065kg/m³ (27℃) である。したがって、ほう酸水の貯蔵量は、

$$\begin{aligned} \text{貯蔵量} &= \frac{\text{必要五ほう酸ナトリウム量 (kg)}}{\text{五ほう酸ナトリウム飽和溶解度} \times \text{密度 (kg/m}^3)} \\ &= [] \\ &= [] = [] \text{ m}^3 \end{aligned}$$

・設備の相違

3. 最高使用温度

ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの通常
の温度制御範囲 (°C) を上回るものとして、66°Cとする。

【設 定 根 拠】(続き)

上記から、ほう酸水の貯蔵量は m³ (最小) となり、タンク内無効容積 m³ を
考慮し m³ とする。

これらを踏まえ、タンク容量については、 m³ を上回るものとして 23.2 m³ とする。

2. 最高使用圧力

ほう酸水貯蔵タンクの最高使用圧力は、開放型タンクであるため静水頭とする。

3. 最高使用温度

ほう酸水貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸水貯蔵タンクの通常温度制御範囲 (18
~40°C) を上回るものとし、66°Cとする。

・設備の相違

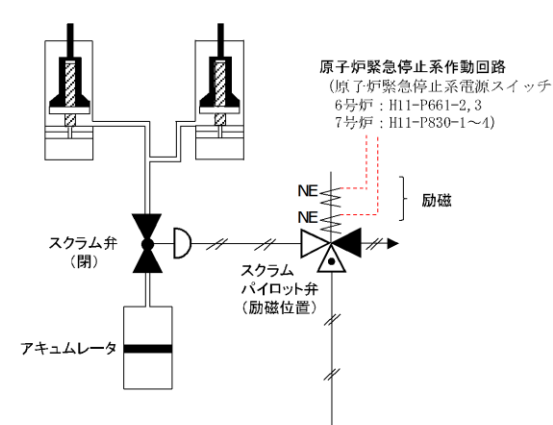
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
44-7 その他設備	44-7 その他設備	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>以下に、<u>発電用原子炉</u>を未臨界にするための自主対策設備の概要を示す。</p> <p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするために寄与する自主対策設備は以下のとおりである。</p> <p>(1) <u>手動スクラムボタン</u> <u>手動スクラムボタン</u>を操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、<u>手動スクラムボタン</u>を整備している。</p> <p>(2) 原子炉モードスイッチ 原子炉モードスイッチを「停止」位置に操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉モードスイッチを整備している。</p> <p>(3) スクラムテストスイッチ スクラムテストスイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備している。</p> <p>(4) <u>原子炉緊急停止系電源スイッチ</u> <u>原子炉緊急停止系電源スイッチ</u>を操作することでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し、制御棒のスクラム動作が可能であることから、<u>原子炉緊急停止系電源スイッチ</u>を整備している。</p>	<p>以下に、<u>原子炉</u>を未臨界に移行するための自主対策設備の概要を示す。</p> <p>緊急時停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするために寄与する自主対策設備は以下のとおりである。</p> <p>(1) <u>原子炉手動スクラムP.B</u> <u>原子炉手動スクラムP.B</u>を操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、<u>原子炉手動スクラムP.B</u>を整備する。</p> <p>(2) 原子炉モード・スイッチ「停止」 原子炉モード・スイッチを「停止」位置に操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉モード・スイッチを整備する。</p> <p><u>(3) 選択制御棒挿入機構</u> <u>あらかじめ選択した制御棒を自動挿入する機能であるため未臨界の維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効であるため選択制御棒挿入機構を整備する。</u></p> <p><u>(4) スクラムパイロット弁計装用配管・弁</u> <u>全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、現場に設置してある計装用配管内の制御用空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であることから、制御棒を挿入する手段としてスクラムパイロット弁計装用配管・弁を整備する。</u></p> <p>(5) スクラムテストスイッチ スクラムテストスイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備する。</p> <p>(6) <u>原子炉保護系電源スイッチ</u> <u>原子炉保護系電源スイッチ</u>を操作することでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し、制御棒のスクラム動作が可能であることから、<u>原子炉保護系電源スイッチ</u>を整備する。</p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 対応手段の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 対応手段の相違</p>



図1 配置図 (自主対策設備)
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

《正常運転時》



《原子炉緊急停止系電源スイッチ遮断》

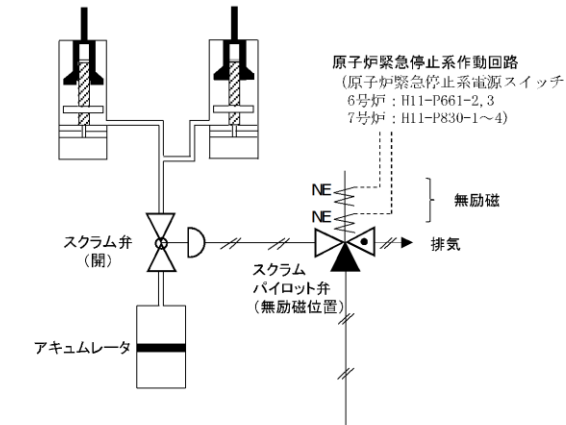
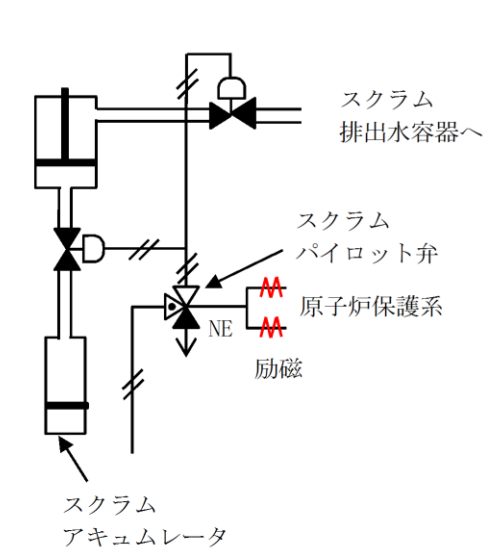


図2 原子炉緊急停止系電源スイッチ遮断による制御棒のスクラム動作 概要図

<正常時>



<原子炉保護系電源スイッチ遮断時>

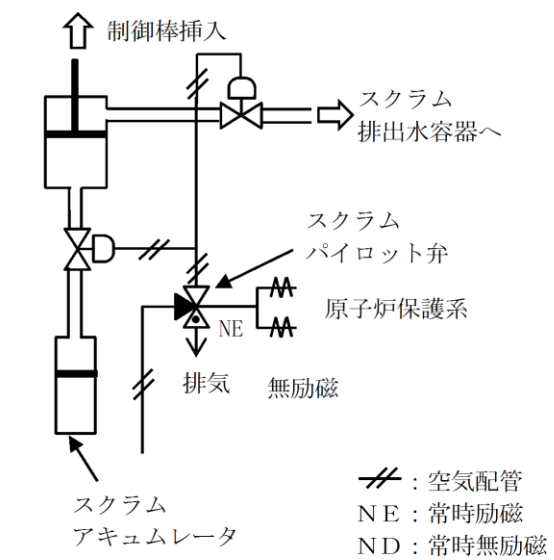
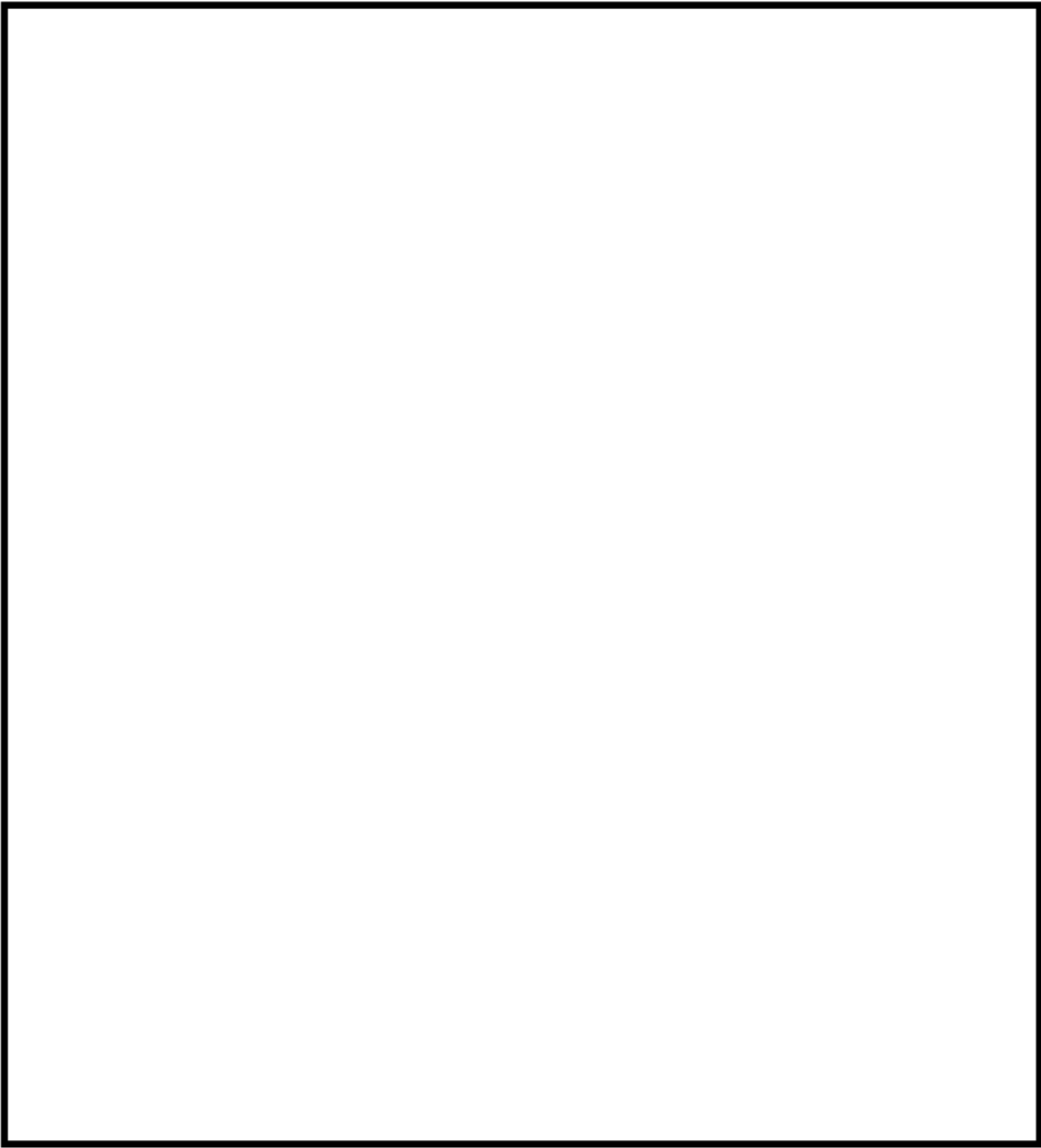
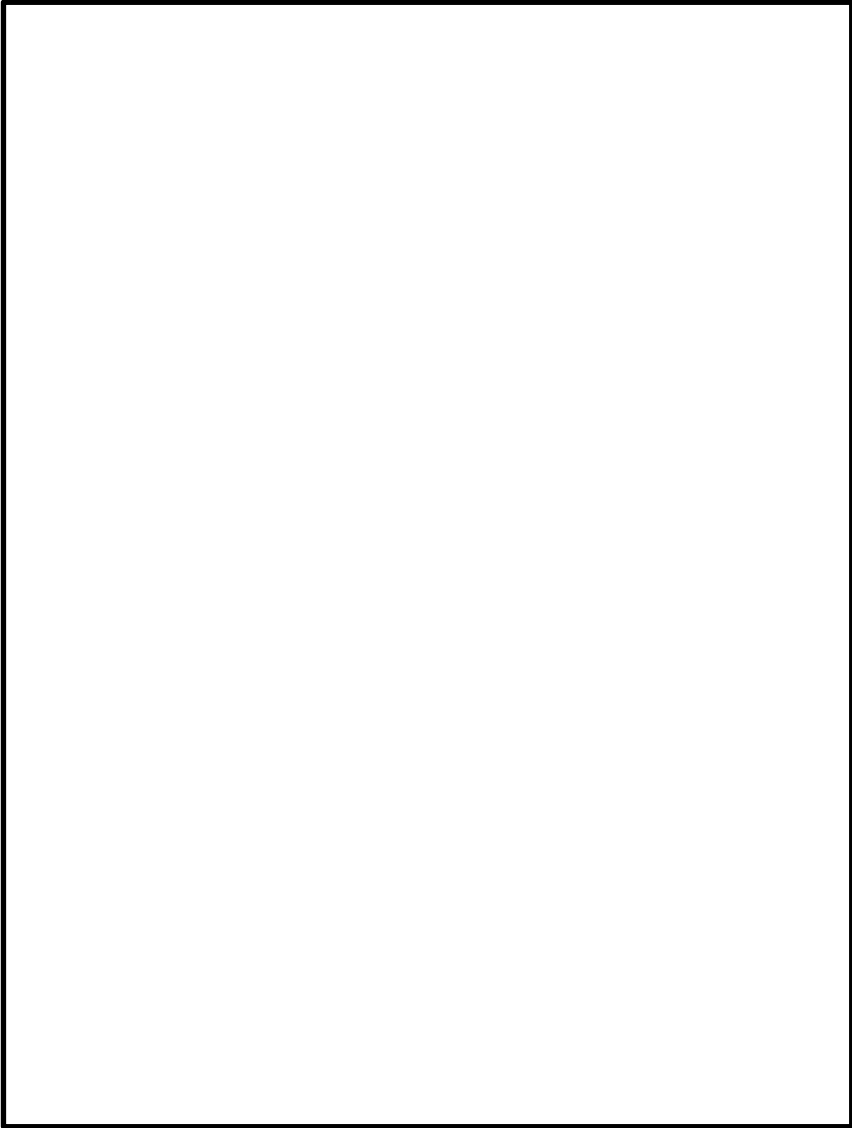


図1 原子炉保護系電源スイッチ遮断による制御棒のスクラム動作 概要図

・記載箇所の相違
島根2号炉では、図4 配置図
(自主対策設備)に記載

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) <u>制御棒操作監視系、制御棒駆動機構（電動駆動）</u></p> <p>制御棒駆動機構は、原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング内に据え付けられており、スクラムテストスイッチ若しくは原子炉緊急停止系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間、又はこれらの操作が実施できない場合に、<u>電動駆動で制御棒を挿入する手段として有効であることから、制御棒操作監視系、制御棒駆動機構（電動駆動）を整備している。</u></p> <p><u>なお、電動駆動で制御棒を挿入する手段には原子炉スクラム信号又は代替制御棒挿入機能作動信号による制御棒の自動挿入及び制御棒操作監視系にて選択した制御棒の手動挿入がある。</u></p> <p><u>制御棒挿入及び引き抜き概要について、図2に示す。</u></p>  <p>図3 制御棒駆動機構 概要図</p>	<p>(7) <u>制御棒手動操作・監視系</u></p> <p>制御棒駆動機構は、原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング内に据え付けられており、スクラムテストスイッチ若しくは原子炉保護系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で操作完了までの間、又はこれらの操作が実施できない場合に、<u>手動で制御棒を挿入する手段として有効であることから、制御棒手動操作・監視系を整備する。</u></p> <p><u>制御棒駆動機構概要について、図2に示す。</u></p>  <p>図2 制御棒駆動機構 概要図</p>	<p>・設備の相違</p>

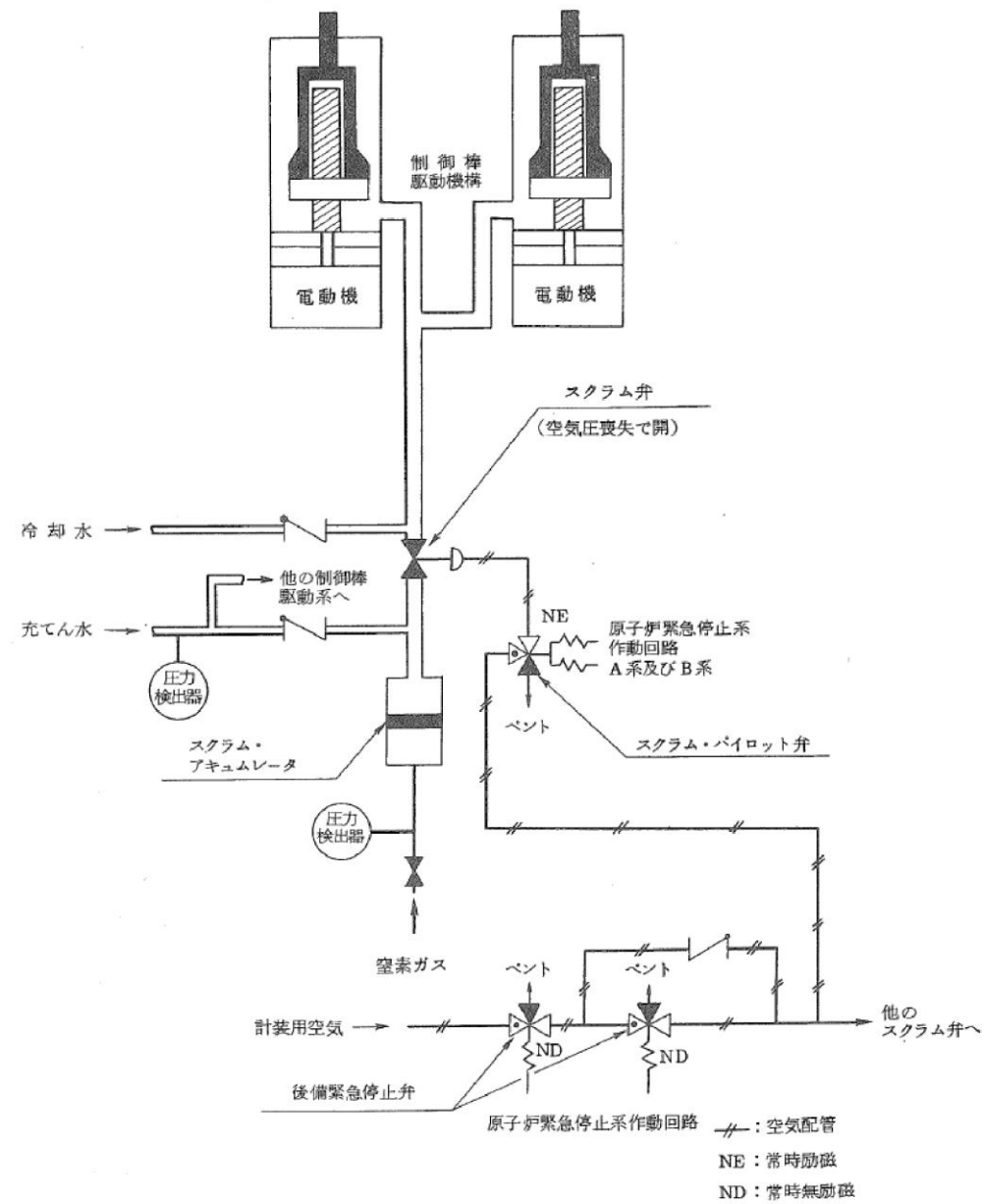


図4 原子炉緊急停止系及び制御棒駆動系水圧制御ユニット 概要図

(6) 給水制御系, 給水系 (原子炉給水ポンプ), 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系 給水系 (原子炉給水ポンプ), 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系による原子炉への給水量の調整により, 原子炉水位を低下でき, 発電用原子炉の出力抑制を行えることから, 給水制御系, 給水系 (原子炉給水ポンプ), 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系を整備している

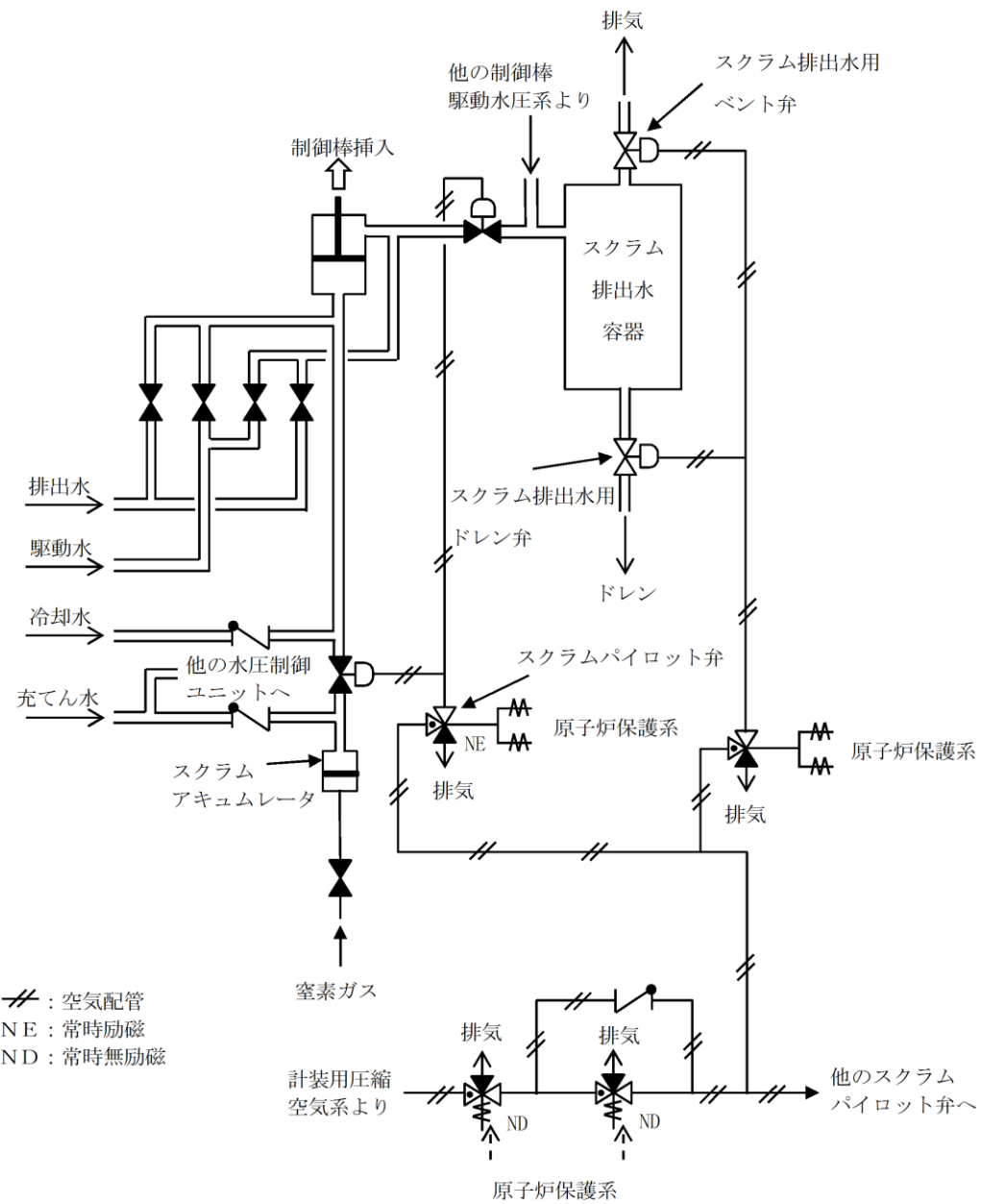


図3 原子炉保護系及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 概要図

(8) 原子炉水位制御系, 復水・給水系, 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレイ系 原子炉水位制御系, 復水・給水系, 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉への給水量の調整により, 原子炉水位を低下でき, 発電用原子炉の出力抑制を行えることから, 原子炉水位制御系, 復水・給水系, 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレイ系を整備している。

・設備の相違

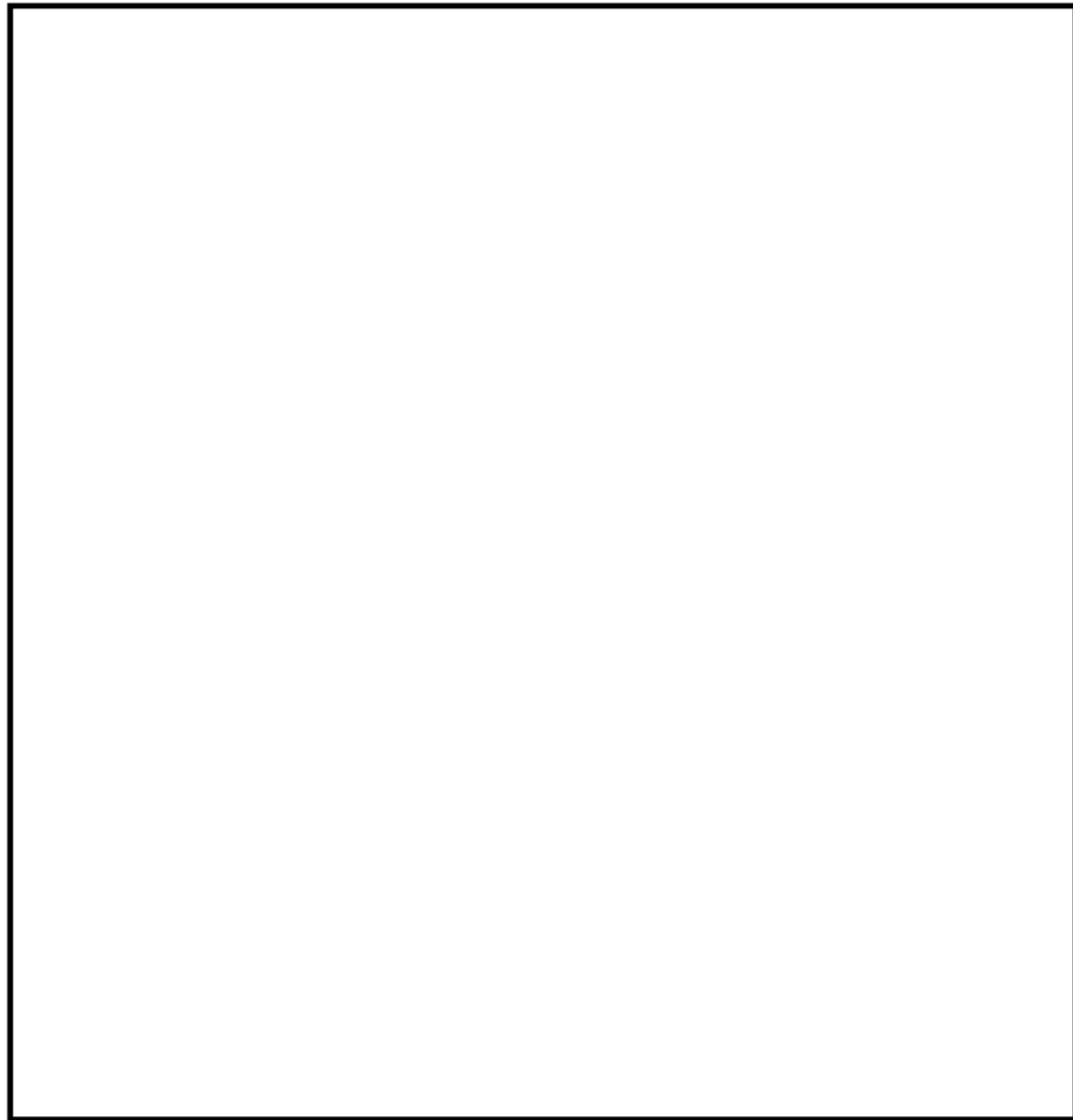


図5 配置図 (自主対策設備)
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

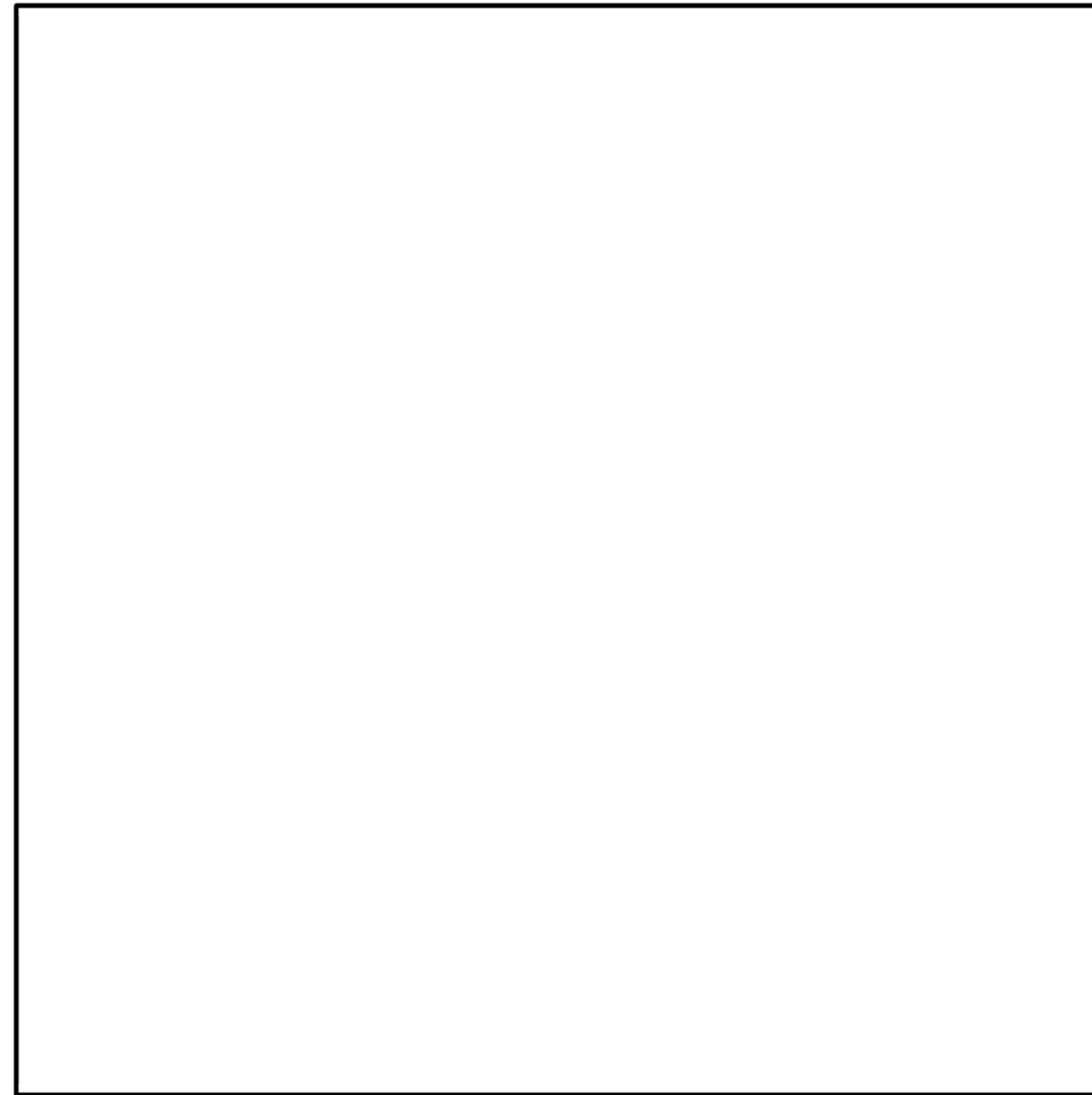


図4 配置図 (自主対策設備)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="557 919 863 989">44-8 ATWS 緩和設備について</p>	<p data-bbox="1700 930 2080 961">44-8 A T W S 緩和設備について</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. 概要</p> <p>本資料は、運転時の異常な過度変化時における発電用原子炉を緊急に停止することができない事象（ATWS）が発生するおそれがある場合、又は、当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするために必要な設備について説明する。</p> <p>2. 基本方針</p> <p>発電用原子炉の運転を緊急に停止できない事象が発生するおそれがある場合、又は、当該事象が発生した場合において、自動又は手動により代替制御棒挿入機能にて制御棒を自動挿入させる事により発電用原子炉を未臨界にするとともに、<u>原子炉冷却材再循環ポンプ</u>を自動又は手動で停止させる<u>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</u>にて原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するための設備（以下「ATWS緩和設備」という。）を設置する。</p> <p>また、ATWS緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合には、手動でほう酸水注入系（SLC）を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を<u>発電用原子炉</u>に注入することで<u>発電用原子炉</u>を未臨界にする。</p> <p>3. ATWS緩和設備の設計方針</p> <p>ATWS緩和設備の設計方針を以下に示す。</p> <p>(1) 環境条件</p> <p>ATWS緩和設備は、中央制御室及び<u>原子炉建屋原子炉区域</u>に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、中央制御室及び<u>原子炉建屋原子炉区域</u>の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。</p> <p>(2) 操作性</p> <p>ATWS緩和設備は、必要な信号を自動的に発信する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要な設計とする。</p> <p>なお、代替制御棒挿入機能及び<u>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</u>については、手動による操作が可能な設計となっており、操作スイッチは、中央制御室の制御盤に設置しており重大事故等時においても操作が可能な設計とする。</p> <p>(3) 悪影響防止</p> <p>ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は<u>原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）</u>まで設計基準事故対処設備である多重化された<u>原子炉緊急停止系</u>とは独立した構成となっており、多重化された<u>原子炉緊急停止系</u>に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>1. 概要</p> <p>本資料は、運転時の異常な過度変化時において、発電用原子炉を緊急に停止することができない事象（ATWS）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備について説明する。</p> <p>2. 基本方針</p> <p>発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、自動又は手動により代替制御棒挿入機能にて制御棒を自動挿入させることにより発電用原子炉を未臨界に<u>移行させる</u>とともに、<u>原子炉再循環ポンプ</u>を自動又は手動で停止させる<u>代替原子炉再循環ポンプトリップ機能</u>にて原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するための設備（以下、ATWS緩和設備）を設置する。</p> <p>また、ATWS緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合には、手動でほう酸水注入系（SLC）を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を<u>発電用原子炉</u>に注入することで<u>発電用原子炉</u>を未臨界にする。</p> <p>3. ATWS緩和設備の設計方針</p> <p>ATWS緩和設備の設計方針を以下に示す。</p> <p>(1) 環境条件</p> <p>ATWS緩和設備は、中央制御室、<u>原子炉建物付属棟及び原子炉建物原子炉棟内</u>に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、中央制御室、<u>原子炉建物付属棟及び原子炉建物原子炉棟内</u>の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。</p> <p>(2) 操作性</p> <p>ATWS緩和設備は、必要な信号を自動的に発信する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要な設計とする。</p> <p>なお、代替制御棒挿入機能及び<u>代替原子炉再循環ポンプトリップ機能</u>については、手動による操作が可能な設計となっており、操作スイッチは、中央制御室の制御盤に設置しており重大事故時においても操作可能な設計とする。</p> <p>(3) 悪影響防止</p> <p>ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は<u>原子炉再循環ポンプトリップ遮断器</u>で設計基準事故対処設備である多重化された<u>原子炉保護系</u>とは独立した構成となっており、多重化された<u>原子炉保護系</u>に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>多重化された<u>原子炉保護系</u>とATWS緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電気</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>多重化された原子炉緊急停止系とATWS緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(4) 耐震性 ATWS緩和設備は、基準地震動Ssによる地震動に対して、必要な機能を維持する設計とする。</p> <p>(5) 多様性 ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって同時に機能が損なわれない設計とする。 <u>ATWS緩和設備の論理回路はアナログ回路であるが、多重化された原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されており、多様性を有する設計とする。</u></p> <p>4. ほう酸水注入系【重大事故等対処設備】 ほう酸水注入系により、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を発電用原子炉に注入することで発電用原子炉を未臨界にする設計とする。 ほう酸水注入系には、2台のほう酸水注入系ポンプが設置され、このうち1台のポンプを必要に応じて手動起動することにより、<u>ほう酸水注入系貯蔵タンク</u>のほう酸水を<u>高圧炉心注水系のフラッグスパーージャ</u>より炉心に注入する。 ほう酸水注入系は、想定する重大事故（ATWS）が発生した場合における中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域の環境条件（温度・湿度・放射線量率等）を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。 ほう酸水注入系は、基準地震動Ssによる地震動に対して、必要な機能を維持するものとする。</p> <p>5. ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策 ATWS緩和設備は、共通要因によって多重化された原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。 ATWS緩和設備を構成する、検出器、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）は、難燃ケーブルを使用し、制御盤は耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。 仮に、<u>ATWS/RPT盤</u>で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、多重化された原子炉緊急停止系に対して内部火災</p>	<p>的な分離をすることで多重化された原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(4) 耐震性 ATWS緩和設備は、基準地震動Ssによる地震動に対して、必要な機能を維持する設計とする。</p> <p>(5) 多様性 ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで多重化された原子炉保護系とは独立した構成となっており、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって同時に機能が損なわれない設計とする。</p> <p>4. ほう酸水注入系【重大事故等対処設備】 ほう酸水注入系により、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで発電用原子炉を未臨界にする設計とする。 ほう酸水注入系は、2台のほう酸水注入系ポンプが設置され、このうち1台のポンプを必要に応じて手動起動することにより、<u>ほう酸水貯蔵タンク</u>のほう酸水を<u>炉心支持板下部に設置された差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）</u>から原子炉圧力容器に注入する。 ほう酸水注入系は、想定する重大事故（ATWS）が発生した場合における中央制御室及び原子炉建物原子炉棟内の環境条件（温度・湿度・放射線量率等）を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。 ほう酸水注入系は、基準地震動Ssによる地震動に対して、必要な機能を維持するものとする。</p> <p>5. ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策 ATWS緩和設備は、共通要因故障によって多重化された原子炉保護系と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。 ATWS緩和設備を構成する、検出器、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉再循環ポンプトリップ遮断器は、難燃ケーブルを使用し、制御盤は耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。 仮に、<u>AM設備制御盤</u>で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、多重化された原子炉保護系に対して内部</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>及び内部溢水による悪影響は及ぼさない（なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している）。</p> <p>ATWS緩和設備は図1のとおり、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は<u>原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）</u>まで、多重化された<u>原子炉緊急停止系</u>から独立した構成となっており、ATWS緩和設備が起因による火災により多重化された<u>原子炉緊急停止系</u>に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>なお、<u>原子炉緊急停止系</u>はフェイルセーフ設計であり、火災によって電磁弁のケーブルが損傷した場合、あるいはスクラム弁・スクラムパイロット弁のダイヤフラム等が機能喪失した場合、スクラム弁が作動する。また、溢水によってスクラム弁が没水した場合でも、端子部に水分が侵入した時点で電源が遮断され、スクラム弁が作動する。そのため、火災・溢水等の共通要因により原子炉緊急停止機能が喪失することはない。</p> <p>また、ATWS緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、多重化された<u>原子炉緊急停止系</u>と同時に機能が損なわない設計とする。</p>	<p>火災、内部溢水による悪影響は与えない。（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）。</p> <p>A T W S緩和設備は図1のとおり、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は<u>原子炉再循環ポンプトリップ遮断器</u>まで、多重化された<u>原子炉保護系</u>から独立した構成となっており、A T W S緩和設備が起因による火災により多重化された<u>原子炉保護系</u>に悪影響を与えない設計とする。</p> <p>なお、<u>原子炉保護系</u>はフェイルセーフ設計であり、火災によって電磁弁のケーブルが損傷した場合、あるいはスクラム弁・スクラムパイロット弁のダイヤフラム等が機能喪失した場合、スクラム弁が作動する。また、溢水によってスクラム弁が没水した場合でも、端子部に水分が侵入した時点で電源が遮断され、スクラム弁が作動する。そのため、火災・溢水等の共通要因故障により原子炉緊急停止機能が喪失することはない。</p> <p>また、A T W S緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、多重化された<u>原子炉保護系</u>と同時に機能が損なわない設計とする。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違

・設備の相違

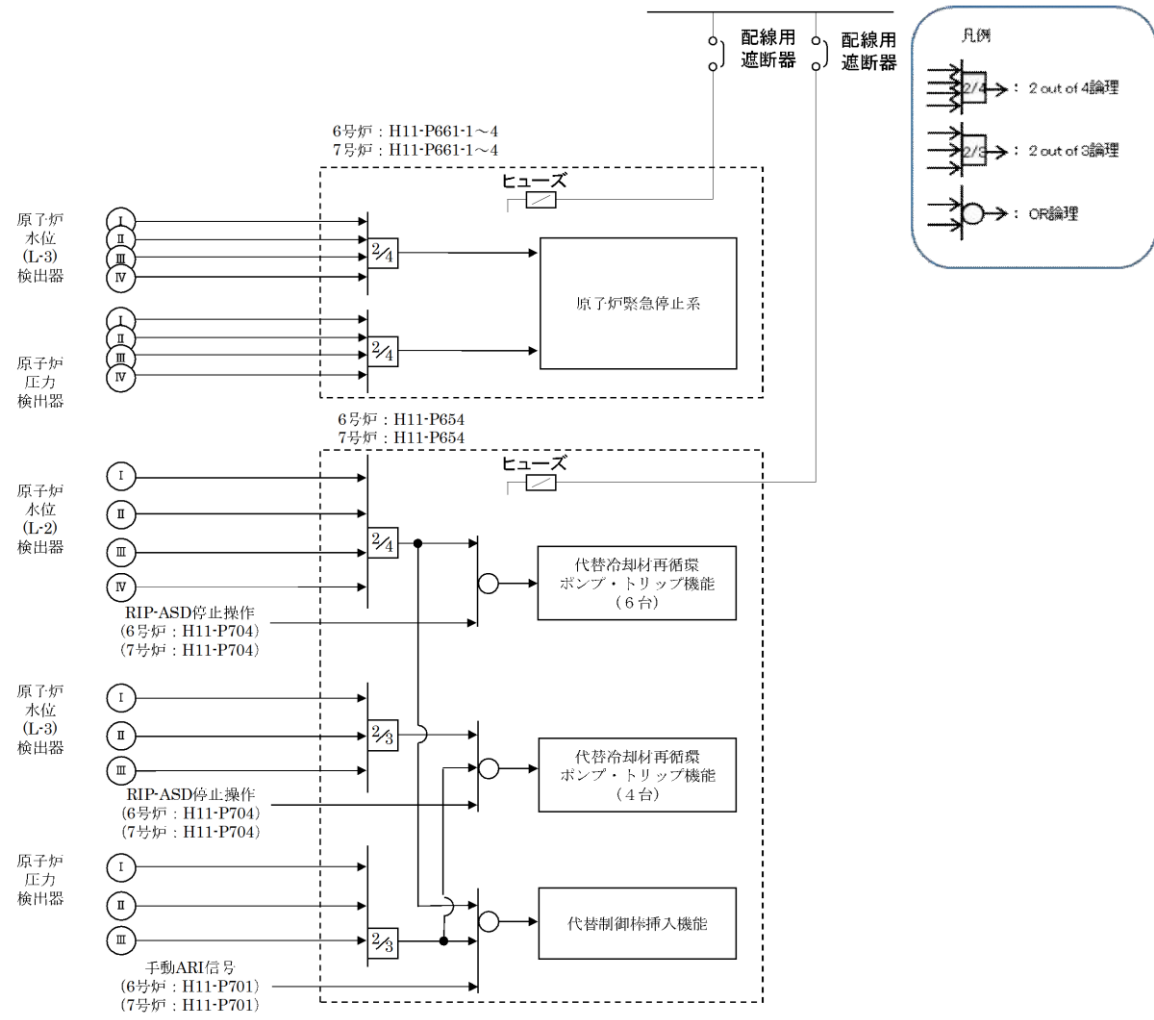


図1 原子炉緊急停止系及びATWS緩和設備ロジック図

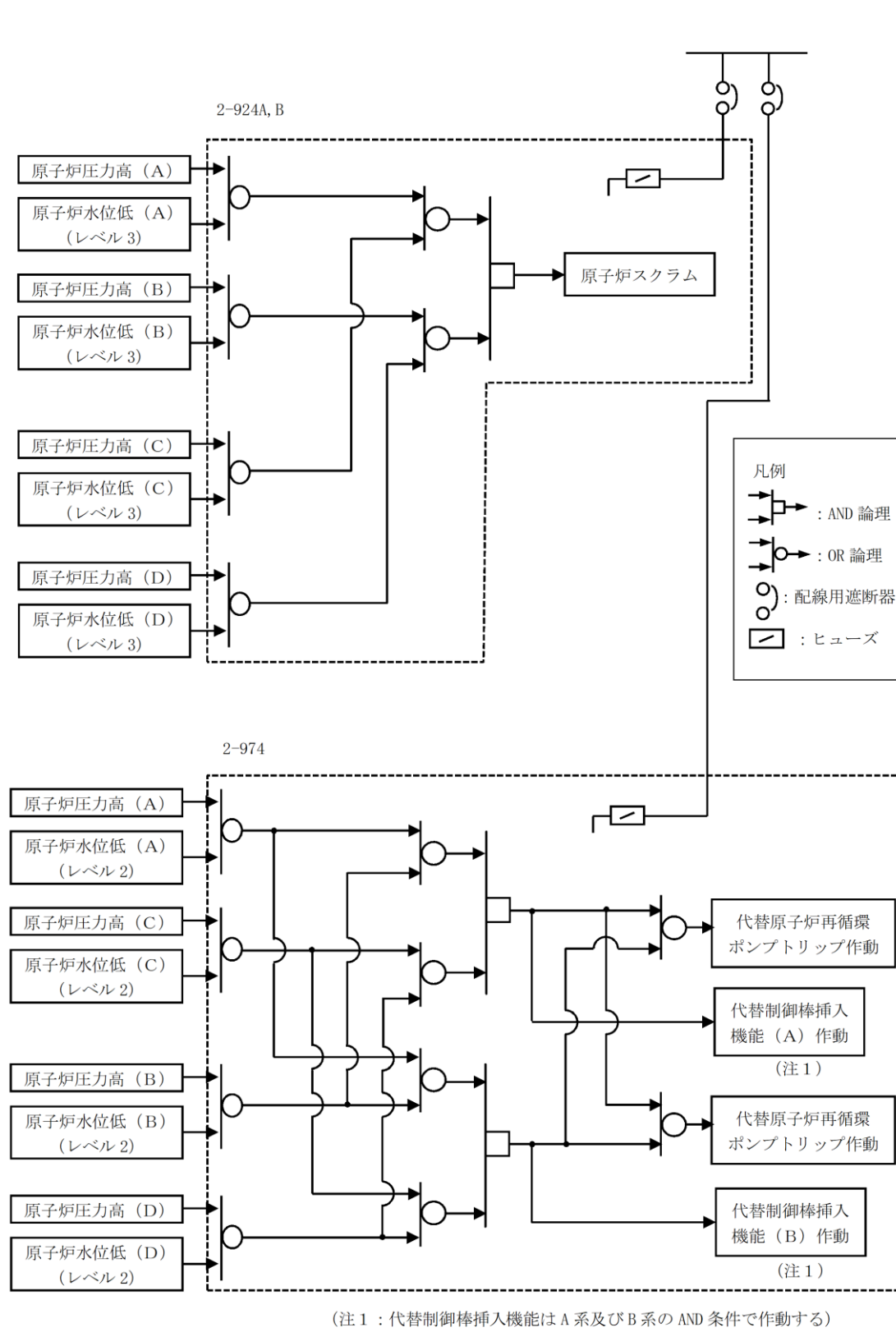


図1 原子炉保護系及びATWS緩和設備の論理回路

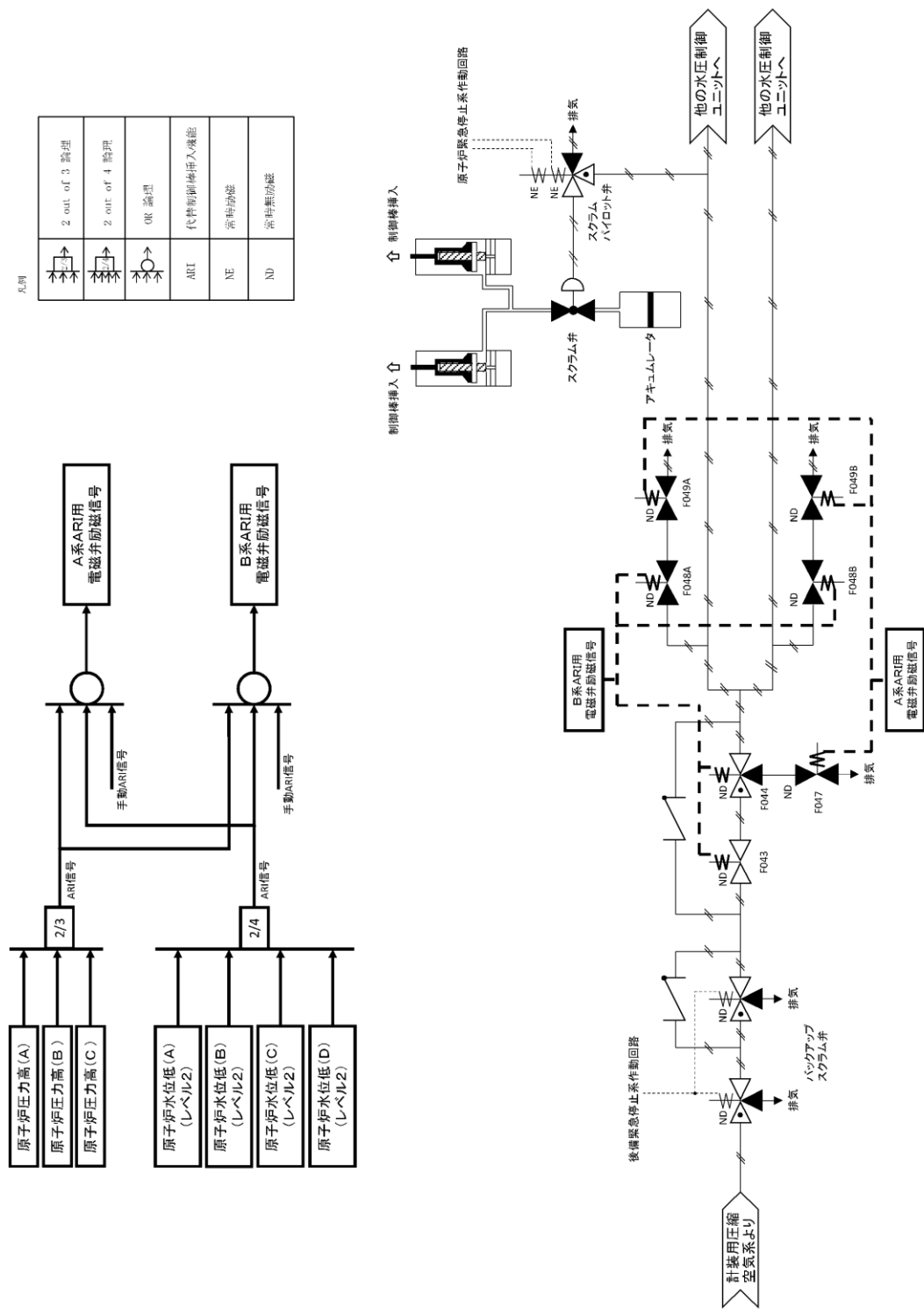


図2 電磁弁の分離について

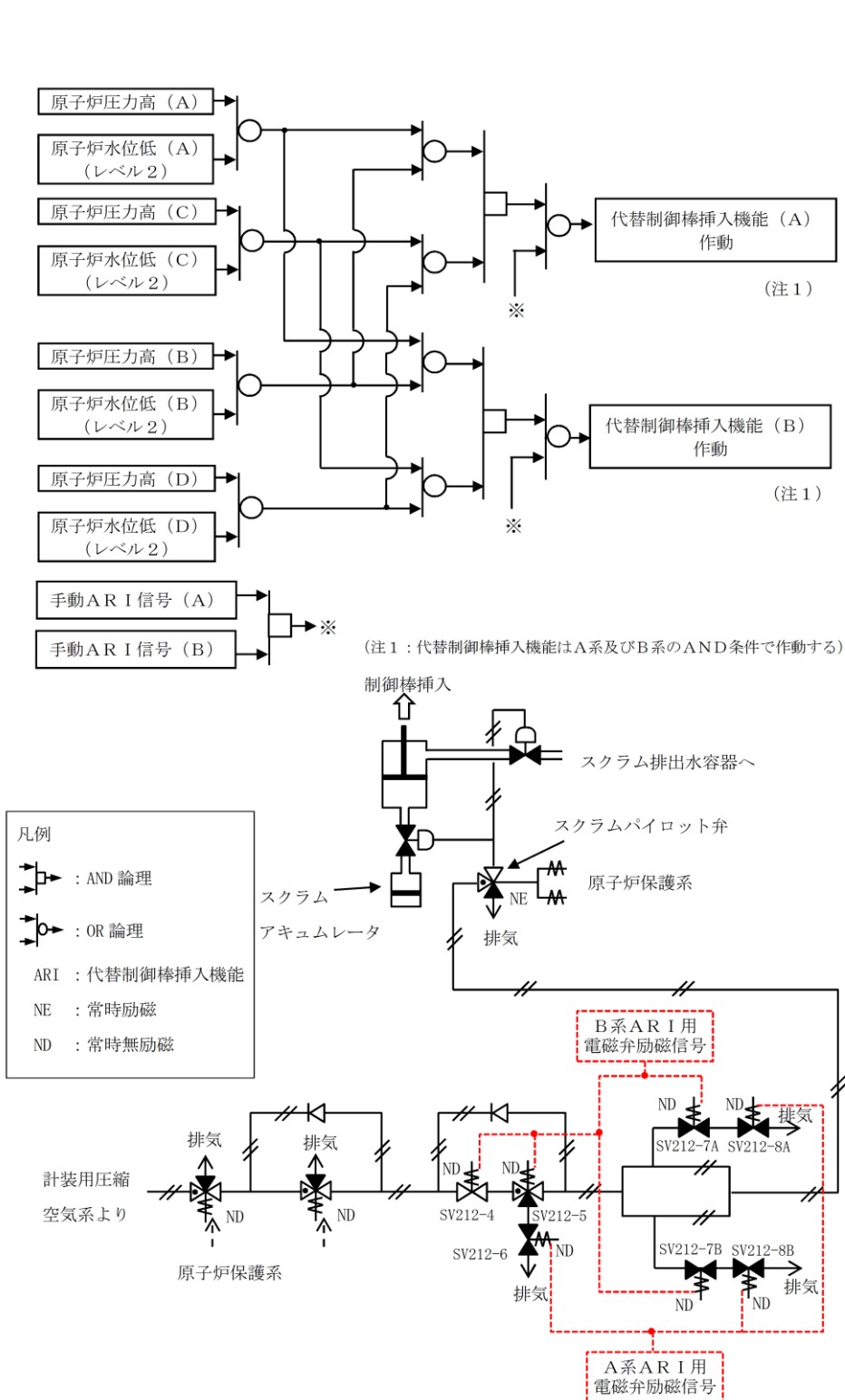


図2 電磁弁の分離について

・設備の相違

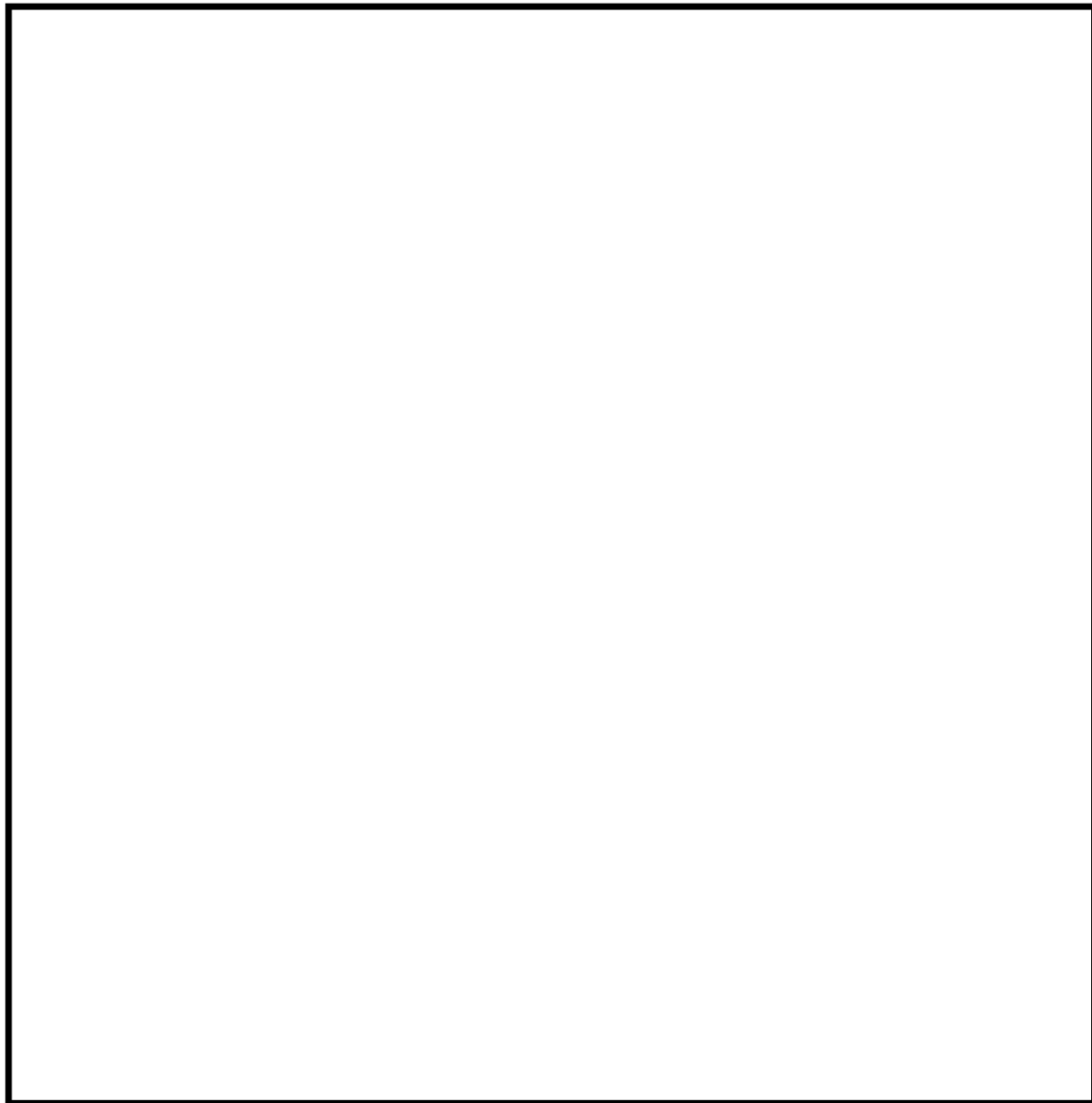


図3 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所(6号炉)
(6号炉 原子炉建屋地下3階)

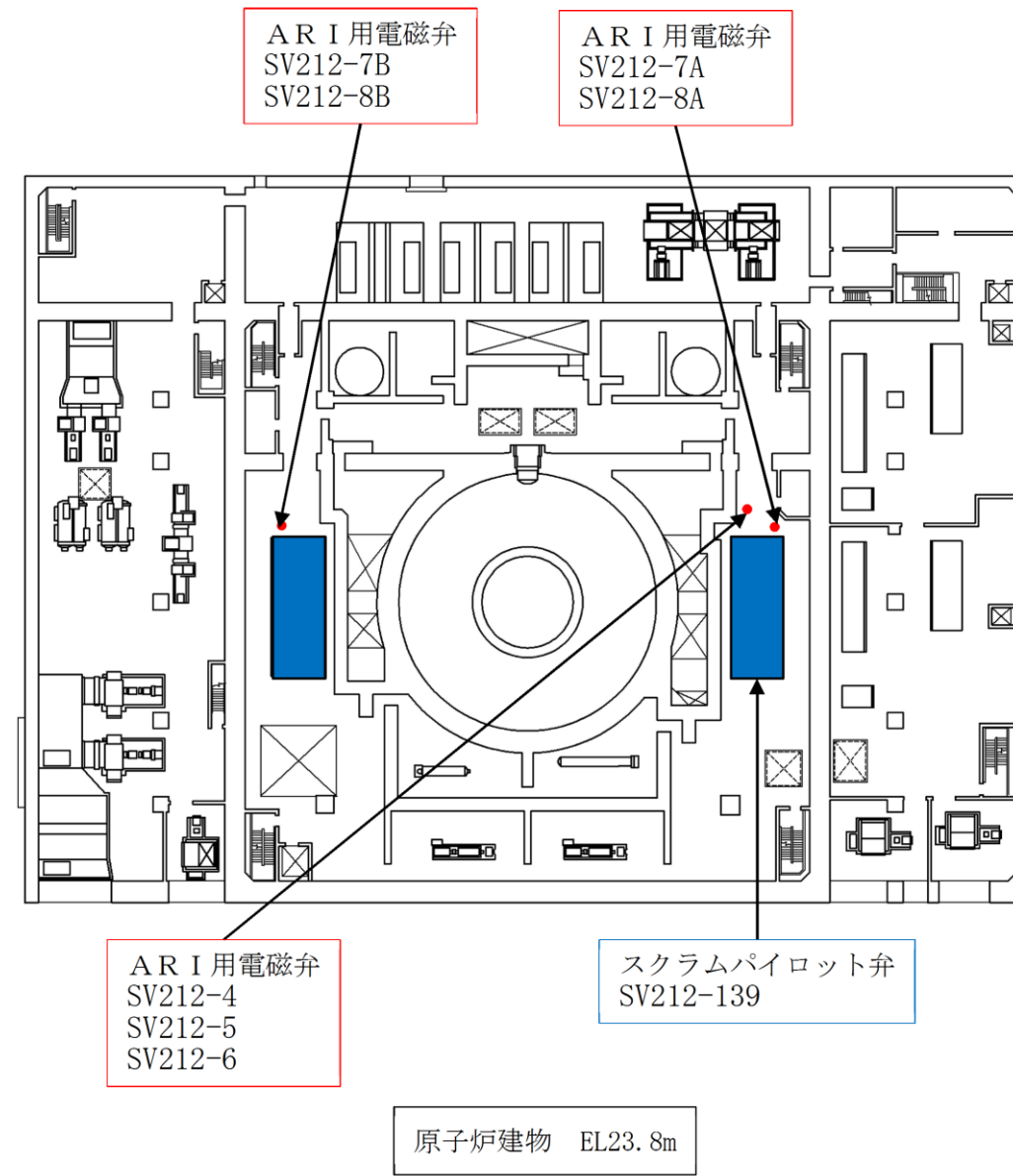


図3 スクラムパイロット弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所

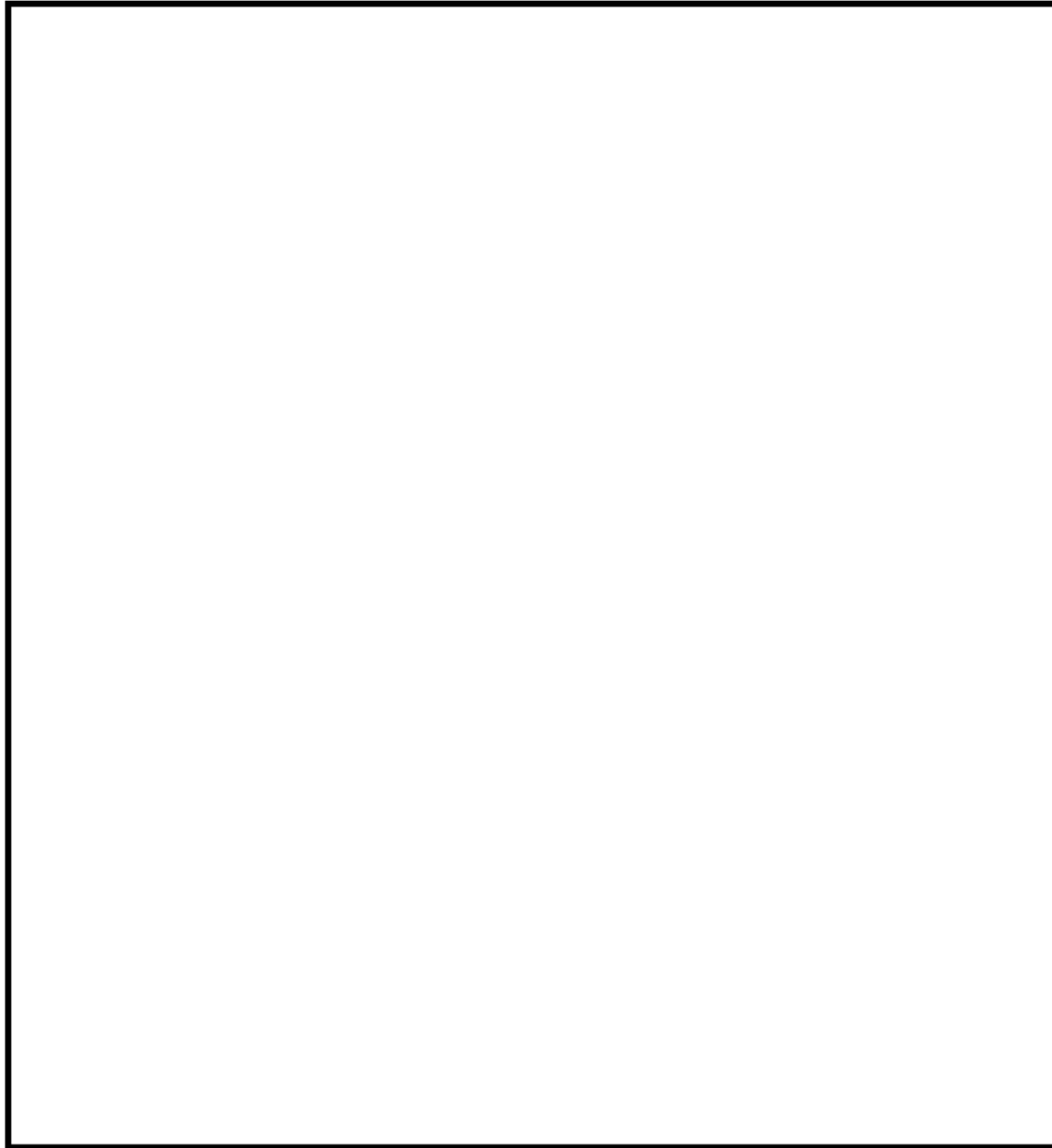


図4 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所(7号炉)
(7号炉 原子炉建屋地下3階)

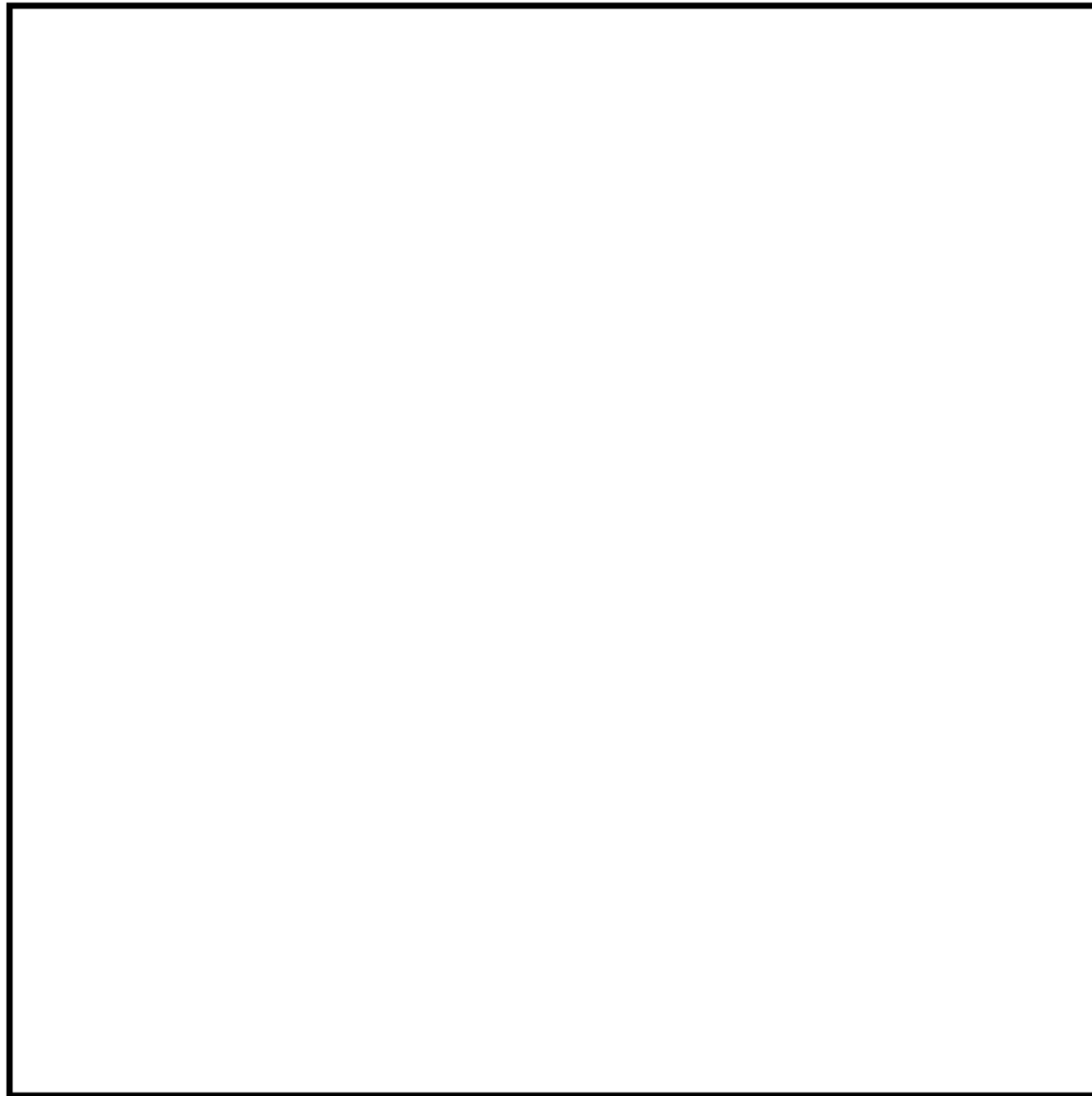


図5 ATWS/RPT 盤及び安全保護系盤の設置場所
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

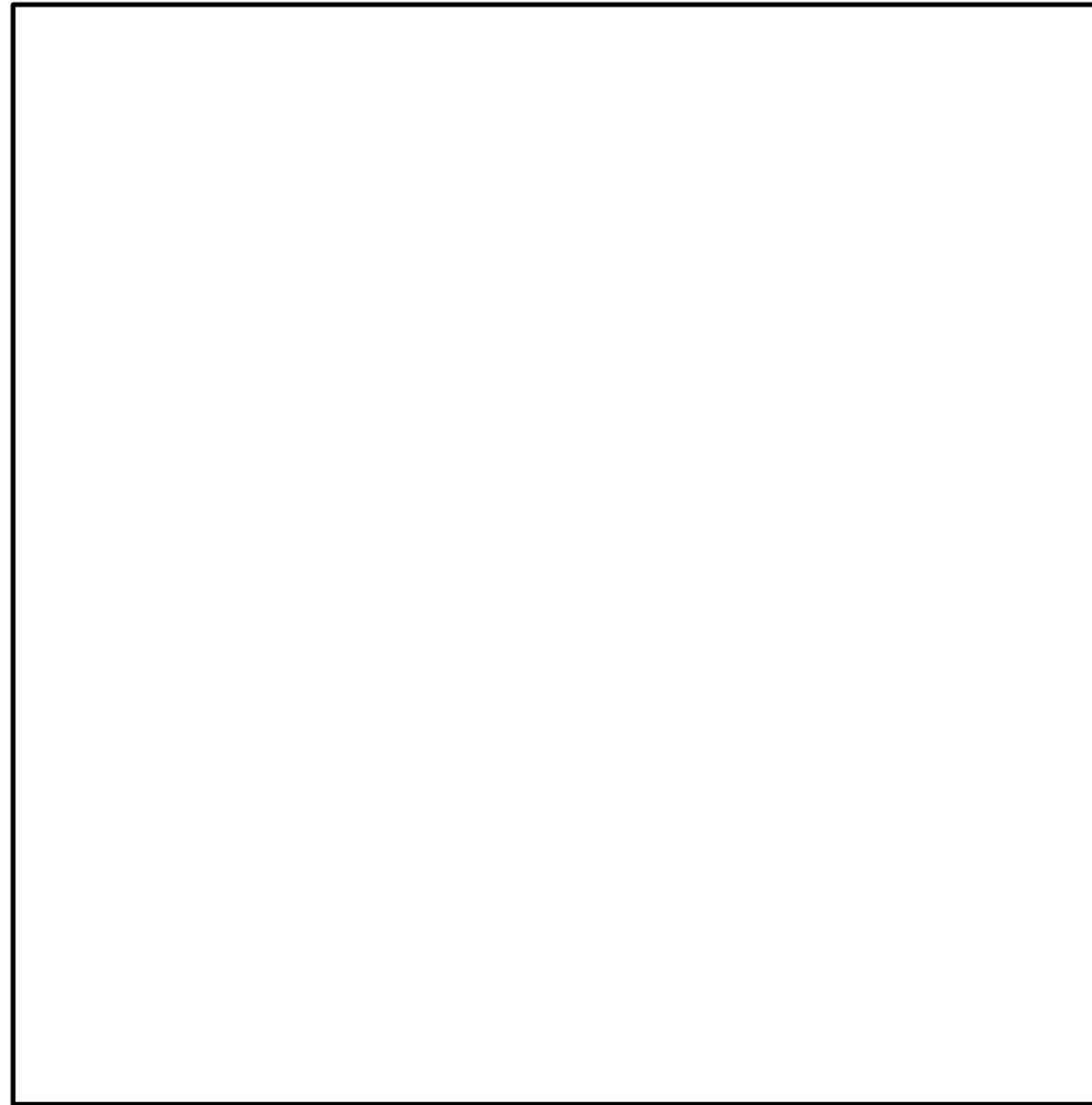


図4 AM設備制御盤及び原子炉保護継電器盤の設置場所

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について</p>	<p style="text-align: center;">44-9 A TWS 緩和設備に関する健全性について</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. 設計方針</p> <p>(1) 設置目的</p> <p>ATWS 緩和設備は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にすることを目的とする。</p> <p>(2) ATWS の発生要因</p> <p>ATWS の発生要因としては、<u>安全保護系（原子炉緊急停止系）</u>の故障により、<u>原子炉緊急停止系</u>作動回路によるトリップ信号が発信せず、原子炉スクラムに失敗することを想定する。</p> <p>(3) ATWS 緩和設備に要求される機能</p> <p>ATWS 緩和設備には、①発電用原子炉を未臨界にする、②発電用原子炉の加圧を防止することが求められており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第四十四条 2(1)に従い、以下の機能を設けている。</p> <p>a) 代替制御棒挿入機能（ARI）</p> <p>検出器信号から最終的な作動装置の入力までを<u>多重化された原子炉緊急停止系</u>から独立した回路にて、制御棒を自動で挿入させる。本設備により、<u>原子炉緊急停止系</u>の故障による ATWS 事象発生時に発電用原子炉を未臨界にする。</p> <p>b) <u>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</u></p> <p>原子炉圧力容器内に設置されている<u>原子炉冷却材再循環ポンプ</u>を自動で停止させる。本設備により、急速に負の反応度が投入されるため、原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和する。</p> <p>また、ATWS 緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、ほう酸水を発電用原子炉に注入することで発電用原子炉を未臨界にするためのほう酸水注入系を「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第四十四条 2(1)に従い設けている。</p> <p>c) ほう酸水注入系（SLC）</p> <p>代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、手動でほう酸水注入設備を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を発電用原子炉に注入することで、発電用原子炉を未臨界にする。</p> <p>(4) ATWS 緩和設備の作動論理</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止等において原子炉圧力が上昇すると正の反応度印加により原子炉出力が上昇するため、原子炉スクラムが必要になる。また、給水喪失等により原子炉水位が低</p>	<p>1. 設計方針</p> <p>(1) 設置目的</p> <p>ATWS 緩和設備は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下、「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させることを目的とする。</p> <p>(2) ATWS の発生要因</p> <p>ATWS の発生要因としては、<u>原子炉保護系</u>の故障により、<u>原子炉保護系</u>によるトリップ信号が発信せず、原子炉スクラムに失敗することを想定する。</p> <p>(3) ATWS 緩和設備に要求される機能</p> <p>ATWS 緩和設備には、①発電用原子炉を未臨界に移行する、②発電用原子炉の加圧を防止することが求められており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第四十四条 2（1）に従い、以下の機能を設けている。</p> <p>a. 代替制御棒挿入機能（ARI）</p> <p>検出器信号から最終的な作動装置の入力までを<u>原子炉保護系</u>から独立した回路にて、制御棒を挿入する。本設備により、<u>原子炉保護系</u>の故障による ATWS 事象発生時に発電用原子炉を未臨界にする。</p> <p>b. <u>代替原子炉再循環ポンプトリップ機能（RPT）</u></p> <p>原子炉圧力容器外に設置されている<u>原子炉再循環ポンプ</u>を自動で停止させる。本設備により、急速に負の反応度が投入されるため、原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和する。</p> <p>また、ATWS 緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、ほう酸水を発電用原子炉に注入することで発電用原子炉を未臨界にするためのほう酸水注入系を「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第四十四条 2（1）に従い、設けている。</p> <p>c. ほう酸水注入系（SLC）</p> <p>代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、手動でほう酸水注入設備を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を発電用原子炉に注入することで、発電用原子炉を未臨界に移行させる。</p> <p>(4) ATWS 緩和設備の作動論理</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止等において原子炉圧力が上昇すると正の反応度印加により原子炉出力が上昇するため、原子炉スクラムが必要になる。また、給水喪失等により原子炉水位が低下す</p>	<p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																	
<p>下する場合にも、原子炉水位低下を抑制するために原子炉スクラムが必要になる。</p> <p>このため、ATWS発生時には原子炉圧力の上昇又は原子炉水位の低下を検知することによりATWS緩和設備を作動させるものとする。</p> <p>ATWS緩和設備の作動論理としては、運転中の検出器故障による不動作を考慮して、<u>2 out of 4 論理若しくは2 out of 3 論理</u>とする。</p> <p>代替制御棒挿入機能及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能については、中央制御室の制御盤で手動作動させることが可能な設計とする。</p> <p>(5) ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策</p> <p>ATWS緩和設備故障による安全保護系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。</p> <p>a. ATWS緩和設備の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。</p> <p>b. ATWS緩和設備は論理成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計とする。また、ATWS緩和設備が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。</p> <p>c. ATWS緩和設備は、安全保護系に対して物理的分離及び電気的分離を図ることにより、不具合の波及を防止する設計とする。</p> <p>(6) ATWS緩和設備の信頼性評価</p> <p>ATWS緩和設備の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率、及び不動作となる発生頻度を表1に示す。表1より、本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度及び不動作の発生頻度も十分小さいことから、高い信頼性を有している。</p> <p>なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、参考資料1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 ATWS緩和設備の信頼性評価結果</p> <table border="1" data-bbox="231 1430 1175 1591"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">ATWS緩和設備</th> </tr> <tr> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>誤動作率</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>不動作の発生頻度</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：代替制御棒挿入機能、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能のいずれかが誤動作する頻度 ※2：ATWSが発生し、かつATWS緩和機能が不動作である事象が発生する頻度</p>		ATWS緩和設備		6号炉	7号炉	誤動作率			不動作の発生頻度			<p>る場合にも、原子炉水位低下を抑制させるために原子炉スクラムが必要になる。</p> <p>このため、ATWS発生時に原子炉圧力の上昇又は原子炉水位の低下を検知することによりATWS緩和設備を作動させるものとする。</p> <p>ATWS緩和設備の作動論理として、運転中の検出器故障による不動作を考慮して<u>2重の「1 out of 2」論理</u>とする。</p> <p>代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能については、中央制御室の制御盤で手動作動させることが可能な設計とする。</p> <p>(5) ATWS緩和設備の不具合による原子炉保護系への影響防止対策</p> <p>ATWS緩和設備の故障による原子炉保護系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。</p> <p>a. ATWS緩和設備の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。</p> <p>b. ATWS緩和設備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、ATWS緩和設備が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。</p> <p>c. ATWS緩和設備は、原子炉保護系に対して電気的、物理的分離を図ることにより、不具合の波及を防止する設計とする。</p> <p>(6) ATWS緩和設備の信頼性評価</p> <p>ATWS緩和設備の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率及び不動作となる発生頻度を表1に示す。表1より、本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度は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。</p> <p>なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、参考資料1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 ATWS緩和設備の信頼性評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1359 1415 2386 1577"> <thead> <tr> <th></th> <th>ATWS緩和設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>誤動作率</td> <td>□ / 炉年※¹</td> </tr> <tr> <td>不動作の発生頻度</td> <td>□ / 炉年※²</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 代替制御棒挿入機能、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能のいずれかが誤動作する頻度 ※2 ATWSが発生し、かつATWS緩和機能が不動作である事象が発生する頻度</p>		ATWS緩和設備	誤動作率	□ / 炉年※ ¹	不動作の発生頻度	□ / 炉年※ ²	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p>
		ATWS緩和設備																	
	6号炉	7号炉																	
誤動作率																			
不動作の発生頻度																			
	ATWS緩和設備																		
誤動作率	□ / 炉年※ ¹																		
不動作の発生頻度	□ / 炉年※ ²																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 設備概要</p> <p>(1) 機器仕様</p> <p>a. ATWS緩和設備</p> <p>取付箇所：<u>コントロール建屋 T.M.S.L. 17.3m</u></p> <p>設備概要：多重化された原子炉緊急停止系に対し、多様性を備えた設備として設置するものであり、原子炉緊急停止機能喪失時に原子炉出力を抑制するための設備の作動信号を発信する設備である。ATWS緩和設備の機能は以下のとおり。</p> <p>①原子炉圧力高による代替制御棒挿入 ②原子炉水位低(レベル2)による代替制御棒挿入 ③原子炉圧力高による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ ④原子炉水位低(レベル3)による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ ⑤原子炉水位低(レベル2)による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ ⑥手動起動による代替制御棒挿入及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ</p> <p>b. ATWS緩和設備作動信号</p> <p>作動に要する信号：原子炉圧力高の“2 out of 3”信号 <u>原子炉水位低(レベル3)の“2 out of 3”信号</u> 原子炉水位低(レベル2)の“2 out of 4”信号</p> <p>設定値：</p> <p>原子炉圧力高 ：<u>7.48MPa以下</u> <u>原子炉水位低(レベル3)</u> ：<u>原子炉圧力容器零レベル*より1285cm以上</u> 原子炉水位低(レベル2) ：<u>原子炉圧力容器零レベル*より1165cm以上</u> *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</p> <p>作動信号：代替制御棒挿入信号 <u>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号</u></p> <p>作動信号を発信させない条件：該当なし</p> <p>(2) 設定根拠</p> <p>ATWS緩和設備作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。</p> <p>【代替制御棒挿入機能 (ARI)】</p> <p>○原子炉圧力高</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (<u>7.34MPa</u>) より高い設定とする。 逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッション・チェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (<u>7.51MPa</u>) 程度以下とする。 	<p>2. 設備概要</p> <p>(1) 機器仕様</p> <p>a. ATWS緩和設備</p> <p>取付場所：<u>制御室建物 EL16.9m</u></p> <p>設備概要：多重化された原子炉保護系に対し、多様性を備えた設備として設置するものであり、原子炉緊急停止機能喪失時に原子炉出力を抑制するための設備の作動信号を発信する設備である。ATWS緩和設備の機能は以下のとおり。</p> <p>①原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル2)による、<u>代替原子炉再循環ポンプトリップ</u> ②原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル2)による、代替制御棒挿入 ③手動起動による代替制御棒挿入及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能</p> <p>b. ATWS緩和設備作動信号</p> <p>作動に要する信号：原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル2)の“<u>2重の「1 out of 2」</u>” <u>信号</u></p> <p>設定値：</p> <p>原子炉圧力高 ：<u>7.41MPa以下</u></p> <p>原子炉水位低(レベル2)：<u>気水分離器下端*より112cm下以上</u> ※ <u>気水分離器下端は、原子炉圧力容器零レベルより1328cm上</u></p> <p>作動信号：代替制御棒挿入信号 <u>代替原子炉再循環ポンプトリップ信号</u></p> <p>作動信号を発信させない条件：該当なし</p> <p>(2) 設定根拠</p> <p>ATWS緩和設備の作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。</p> <p>【代替制御棒挿入機能 (ARI)】</p> <p>○原子炉圧力高</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (<u>7.23MPa</u>) より高い設定とする。 逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッション・チェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (<u>7.58MPa</u>) 程度以下とする。 	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>○原子炉水位 (レベル2)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル2) を設定値とする。 <p>なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗+ARI 不作動を仮定した評価を実施している。ARI機能を仮定した場合、主蒸気隔離弁の誤閉止により原子炉圧力が上昇することで、ARI が作動するため、事象発生後1 分程度で発電用原子炉を未臨界にする*。(SLC注入は事象発生から約11 分後であり、それよりも十分早く未臨界にする)</p> <p>*44-9 参考資料2参照</p> <p>【代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能】</p> <p>○原子炉圧力高</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。 逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッション・チェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1 段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。 <p>なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗+ARI 不作動を仮定した評価を実施している。本設定値で原子炉冷却材再循環ポンプ4 台がトリップすれば、原子炉圧力のピークが圧力容器設計圧力の1.2 倍 (10.34MPa) を超えないことを確認している。</p> <p>○原子炉水位 (レベル3)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル3) を設定値とする。 <p>○原子炉水位 (レベル2)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル3) で原子炉冷却材再循環ポンプ4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル2) を設定値とする*。 <p>*ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは回転慣性が小さいことから、10 台同時にトリップさせると燃料の冷却能力の低下を招くため、原子炉水位低 (レベル3) で4 台をトリップさせ、原子炉水位低 (レベル2) で残りの6 台をトリップさせる設計とする。</p> <p>なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」においては、上記の原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップの設定値 (原子炉圧力高、原子炉水位低 (レベル2, レベル3) で動作することで、高圧の非常用炉心冷却系注水機能を用いた原子炉水位の維持、ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系を用いたサブプレッション・チェンバ・プール水の除</p>	<p>○原子炉水位低 (レベル2)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル3) スクラム発生前に本インターロックが動作することなく、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル2) を設定値とする。 <p>なお、重大事故等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗+ARI 作動失敗を仮定した評価を実施している。ARI機能を仮定した場合、主蒸気隔離弁の誤閉止により原子炉圧力が上昇することで、ARI が作動するため、事象発生後1 分程度で発電用原子炉を未臨界にする* (SLC注入は事象発生から約11.6 分後であり、それよりも十分早く未臨界状態にする)。</p> <p>※ 44 - 9 参考資料2参照</p> <p>【代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 (RPT)】</p> <p>○原子炉圧力高</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.23MPa) より高い設定とする。 逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッション・チェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1 段設定値 (7.58MPa) 程度以下とする。 <p>なお、重大事故等時の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗+ARI 不作動を仮定した評価を実施している。本設定値で原子炉再循環ポンプ2 台がトリップすれば、原子炉圧力のピークが圧力容器設計圧力の1.2 倍 (10.34MPa [gage]) を超えないことを確認している。</p> <p>○原子炉水位低 (レベル2)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル3) スクラム発生前に本インターロックが動作することなく、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル2) を設定値とする。 <p>なお、重大事故等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」においては、上記の代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の設定値 (原子炉圧力高、原子炉水位低 (レベル2)) で動作することで、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を用いた原子炉水位の維持、ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水注入、残留熱除去系を用いたサブプレッション・プール水の除</p>	<p>・解析結果の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="172 212 1003 243">除熱を実施することにより、炉心損傷に至らないことを確認している。</p> <p data-bbox="172 310 359 342">(3) 設備概要</p> <p data-bbox="210 348 397 380">a. 設置場所</p> <div data-bbox="172 380 1243 1619" style="border: 1px solid black; height: 590px; width: 361px;"></div> <p data-bbox="427 1644 1012 1713">図1 ATWS緩和設備 (ATWS/RPT盤) 設置場所 (6/7号炉 コントロール建屋地上2階)</p>	<p data-bbox="1329 212 2139 243">熱を実施することにより、炉心損傷に至らないことを確認している。</p> <p data-bbox="1299 300 1478 331">(3) 設備概要</p> <p data-bbox="1317 342 1486 373">a. 設置場所</p> <div data-bbox="1299 380 2401 1318" style="border: 1px solid black; height: 447px; width: 371px;"></div> <p data-bbox="1537 1333 2178 1365">図1 ATWS緩和設備 (AM設備制御盤) 設置場所</p>	

b. 回路構成

(a) 原子炉緊急停止系とATWS緩和設備の回路構成概略及び設計上の考慮

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(停止に必要な部位)まで、多重化された原子炉緊急停止系から独立した構成となっており、多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計*とする。

*悪影響を与えない設計に関する説明は「44-8 ATWS 緩和設備について 5. ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策」を参照

(b) 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図

原子炉水位低(レベル2)信号

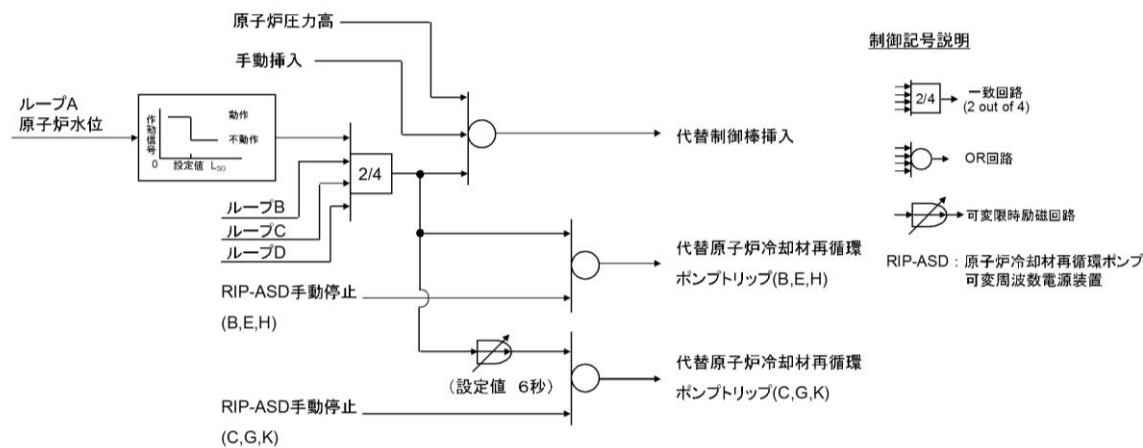


図2 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図
(原子炉水位低レベル2信号の例)

○タイマー設定根拠

原子炉水位低(レベル2)で原子炉圧力容器内に設置されている原子炉冷却材再循環ポンプ6台がトリップするが、まず始めに3台、6秒後に3台がトリップするよう6秒の時間遅れ回路を設ける。

ABWRの原子炉冷却材再循環ポンプでは回転慣性が小さいことから、多数台の原子炉冷却材再循環ポンプが通常運転中に誤信号等により6台同時にトリップした場合、最小限界出力比は安全限界値を下回り沸騰遷移が発生する可能性があるため、これを回避する設定とする。

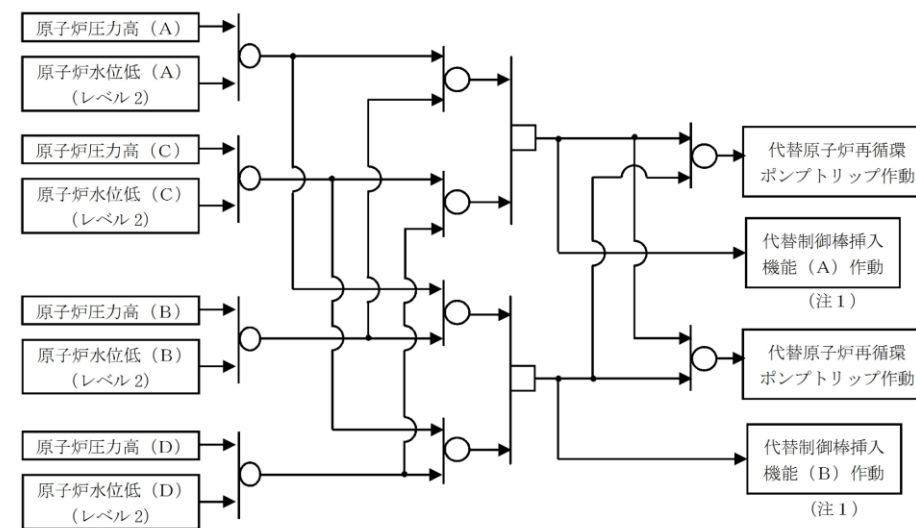
b. 回路構成

(a) 原子炉保護系とATWS緩和設備の回路構成概略及び設計上の考慮

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで、多重化された原子炉保護系から独立した構成となっており、多重化された原子炉保護系に悪影響を与えない設計*とする。

*悪影響を与えない設計に関する説明は、「44-8 ATWS 緩和設備について 5. ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策」を参照。

(b) 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図



(注1: 代替制御棒挿入機能はA系及びB系のAND条件で作動する)

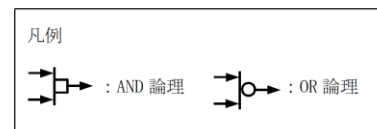


図2 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

島根2号炉はタイマーなし

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">参考資料1</p> <p style="text-align: center;">ATWS緩和設備の信頼性評価</p> <div style="border: 2px solid black; height: 600px; width: 95%; margin: 10px auto;"></div>	<p style="text-align: right;">参考資料 1</p> <p style="text-align: center;">A T W S 緩和設備の信頼性評価</p> <p>1. 誤動作率評価</p> <p>プラント運転中にA T W S 緩和設備が誤動作した場合、プラントの出力運転に外乱を与えることとなる。ここでは、A T W S 緩和設備の設計情報を基に、フォールトツリーを用いてA T W S 緩和設備の誤動作率を評価する。A T W S 緩和設備の誤動作率の評価に係る回路の概略図を図 1 に示す。また、フォールトツリーの概略図を図 2 に示す。</p> <p>フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に島根原子力発電所 2 号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009 年 5 月）（国内一般故障率 21 ヶ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを表 1 に示す。 <p>これらの考え方をもとに評価した各回路の誤動作率を表 2 に示す。また、表 2 より、A T W S 緩和設備の誤動作率は <input type="text"/> /時間 <input type="text"/> /炉年) という評価結果となり信頼度は高い。</p>	

表 1 各構成部品の故障率

構成部品	故障率 (誤動作率 (/ 時間)) ※1
検出器 (圧力)	3.5×10^{-8}
検出器 (水位)	2.2×10^{-8}
リレー	3.0×10^{-9}
警報設定器	9.5×10^{-9}
手動スイッチ	1.1×10^{-9}

※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定 (2009年5月) (国内一般故障率 21 ヶ年データ) 時間故障率」に記載の値を参照した。

表 2 誤動作率評価結果一覧

評価範囲	誤動作確率
代替原子炉再循環ポンプトリップ論理回路	<input type="text"/> / 炉年
代替制御棒挿入論理回路	<input type="text"/> / 炉年
A T W S 緩和設備誤動作率	<input type="text"/> / 炉年
	<input type="text"/> / 時間※2

※2 年間当たりの誤動作率を 8760 時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作率を算出した。

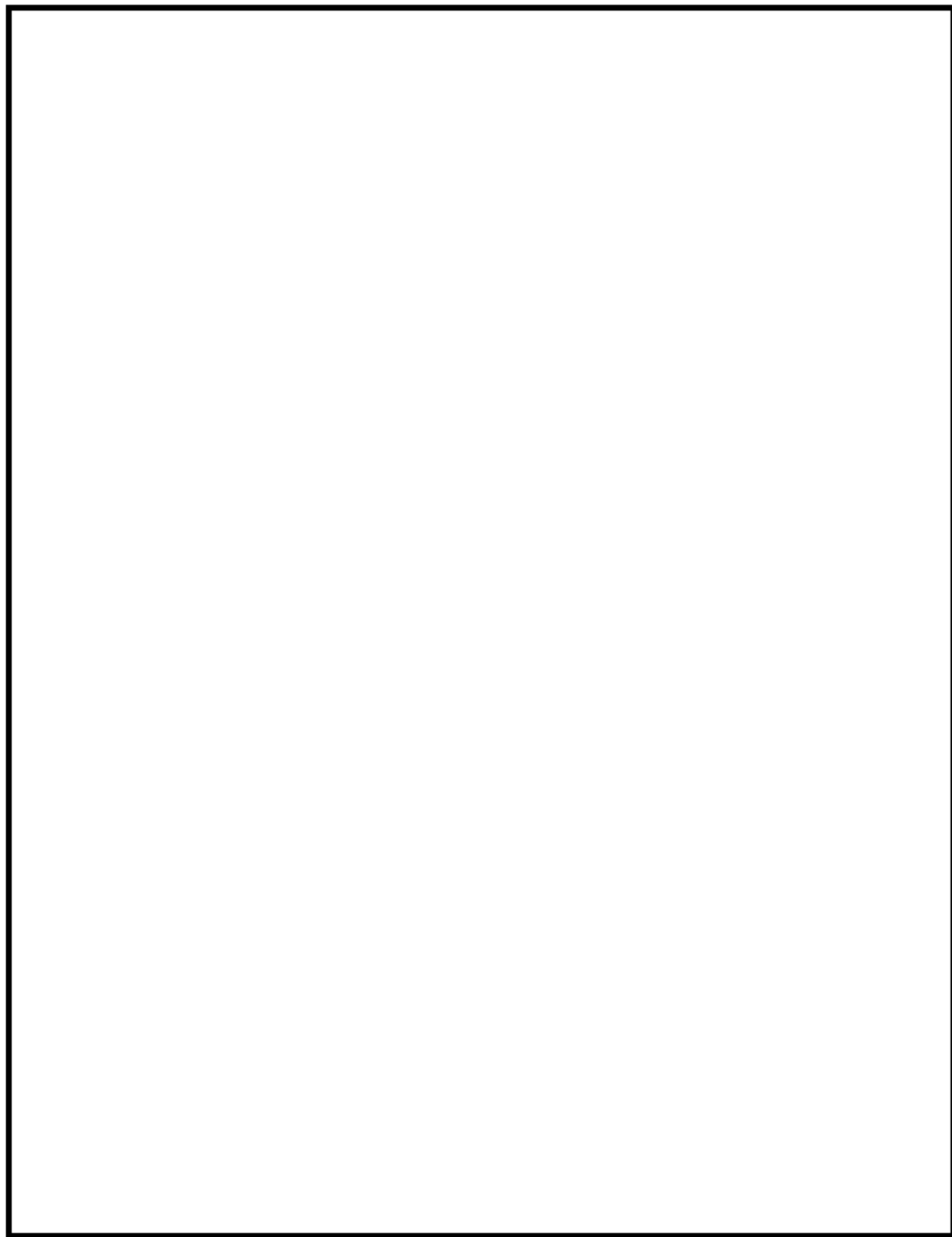


図1 誤動作率の評価に適用したロジックのモデル

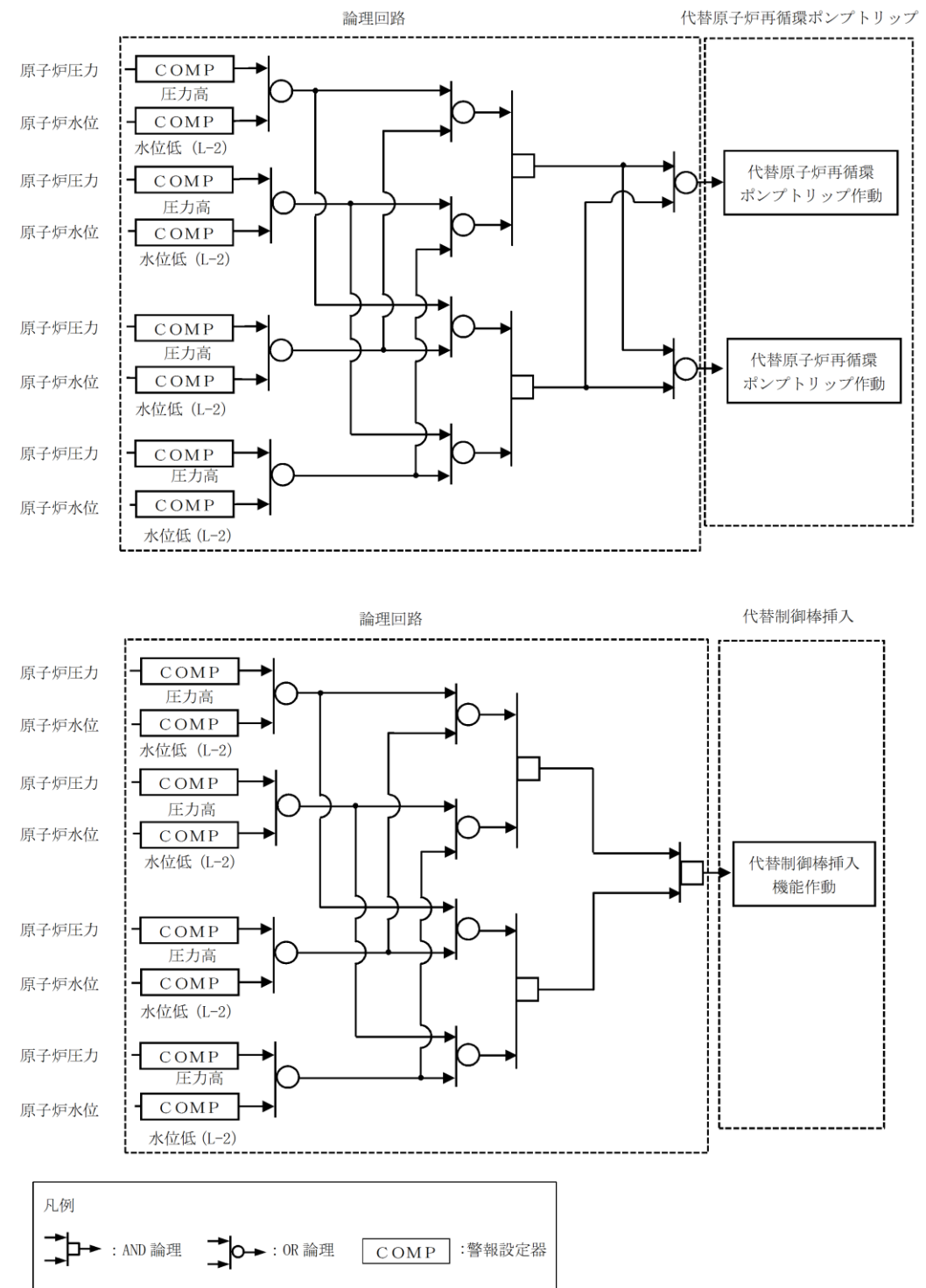


図1 誤動作率の評価に適用したロジックのモデル



図2 誤動作率の評価に適用したフォールトツリー

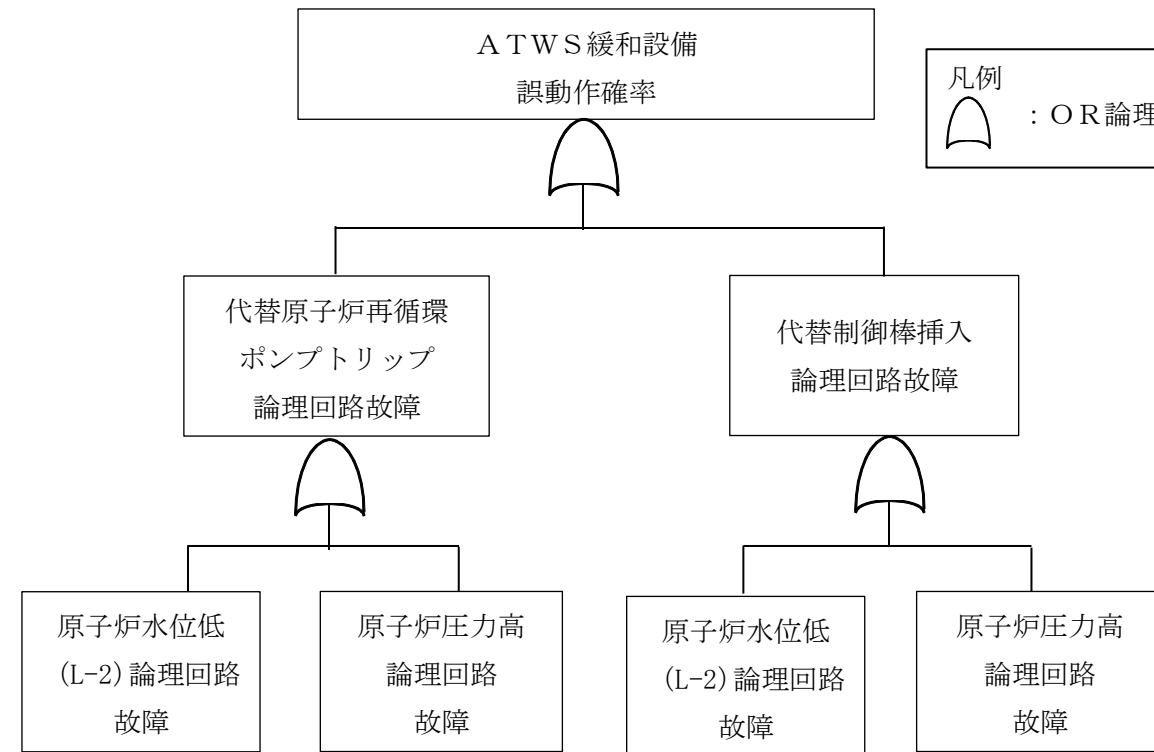


図2 誤動作確率評価フォールトツリー

2. 不動作の発生頻度

A T W S 緩和設備が動作を要求されるプラント状態に至った際に過渡時自動減圧機能が動作しない確率（不動作確率）を、フォールトツリーにより評価した。A T W S 緩和設備の不動作確率の評価に係る回路の概略図を図 3 に示す。また、フォールトツリーの概略図を図 4 に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に島根原子力発電所 2 号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等，機器の故障率は，日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009 年 5 月）（国内一般機器故障率 21 カ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを表 3 に示す。
- ・共通原因故障（C C F）のモデル化には M G L 法を用いた。
- ・故障確率 $P=1+(1/\lambda T)[\exp(-\lambda T)-1]$ （ $\approx \lambda T/2$ ）で評価した。
（ λ ：故障率， T ：健全性確認間隔）

また，この非信頼度と，内部事象 P R A において A T W S 緩和設備に期待する状況の発生頻度^{※1}の積をとることにより，原子炉スクラムに至る状態であって，安全保護系による原子炉の停止機能が喪失し，かつ A T W S 緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態の発生頻度，つまり A T W S 緩和設備の不動作の頻度を求めた。

各回路の非信頼度を求めた結果を表 4 に示す。その結果，表 4 より A T W S 緩和設備の非信頼度（不動作確率）は という評価結果となった。

A T W S 緩和設備の非信頼度（不動作確率）に，内部事象 P R A において A T W S 緩和設備に期待する状況の発生頻度（ 6.4×10^{-10} / 炉年）を乗算することにより，A T W S 緩和設備の非信頼度（不動作の発生頻度） / 炉年 が求められ，信頼度は高いと考えられる。

※1 A T W S 緩和設備によって炉心損傷頻度の低下に期待する状況の発生頻度は，重大事故等対処設備には期待しない前提での P R A モデルから評価した。スクラムに至る各起因事象の発生頻度の和（0.22 / 炉年）と原子炉保護系の非信頼度（ 2.9×10^{-9} / 炉年）の積（ 6.4×10^{-10} / 炉年）を当該状況の発生頻度とした。

表3 各構成部品の故障率

構成部品	故障率 (不動作確率 (/ 時間)) ※2	健全性確認間隔 (/ 時間)
検出器 (圧力)	2.9×10^{-9}	8760
検出器 (水位)	1.4×10^{-8}	8760
リレー	1.5×10^{-9}	8760
警報設定器	2.3×10^{-9}	8760
ヒューズ	5.5×10^{-9}	24※3
電源装置	6.6×10^{-9}	24※3

※2 日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定 (2009年5月) (国内一般故障率 21 ヶ年データ) 時間故障率」に記載の値を参照した。

※3 常時監視下で健全性が確認されていることから 24 時間で評価した。

表4 非信頼度の評価結果一覧

評価範囲※4	非信頼度
代替原子炉再循環ポンプトリップ論理回路	[]
代替制御棒挿入論理回路	[]
ATWS緩和設備の非信頼度	[] / 炉年※5

※4 計装品が共通原因や電源等によって不動作に至る確率は各論理回路内で計算している。

※5 内部事象PRAにおいてATWS緩和設備に期待する状況の発生頻度 (6.4×10^{-10} / 炉年) を乗じることにより, ATWS緩和設備の不動作の発生頻度を算出。

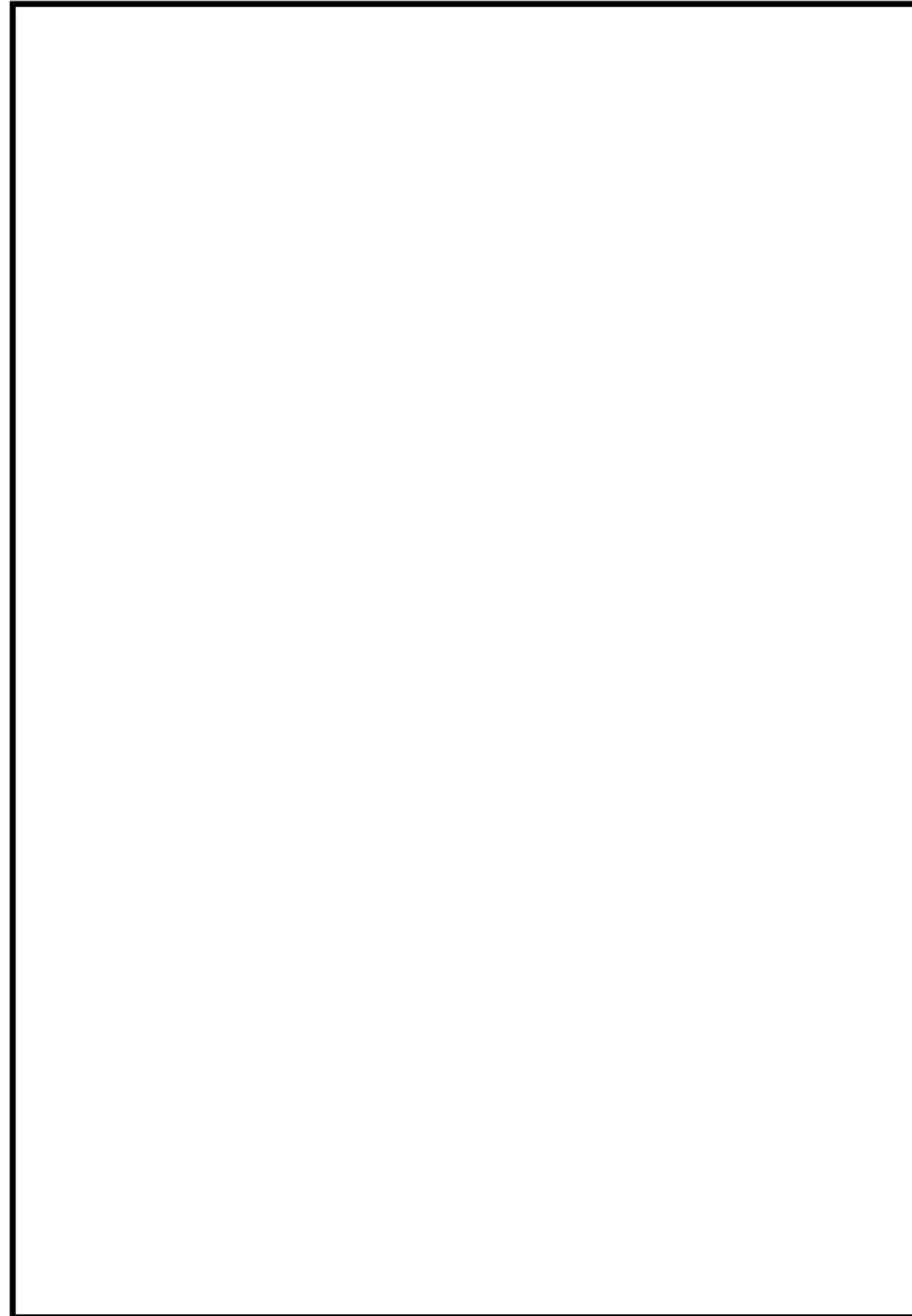


図3 非信頼度の評価に適用したロジックのモデル

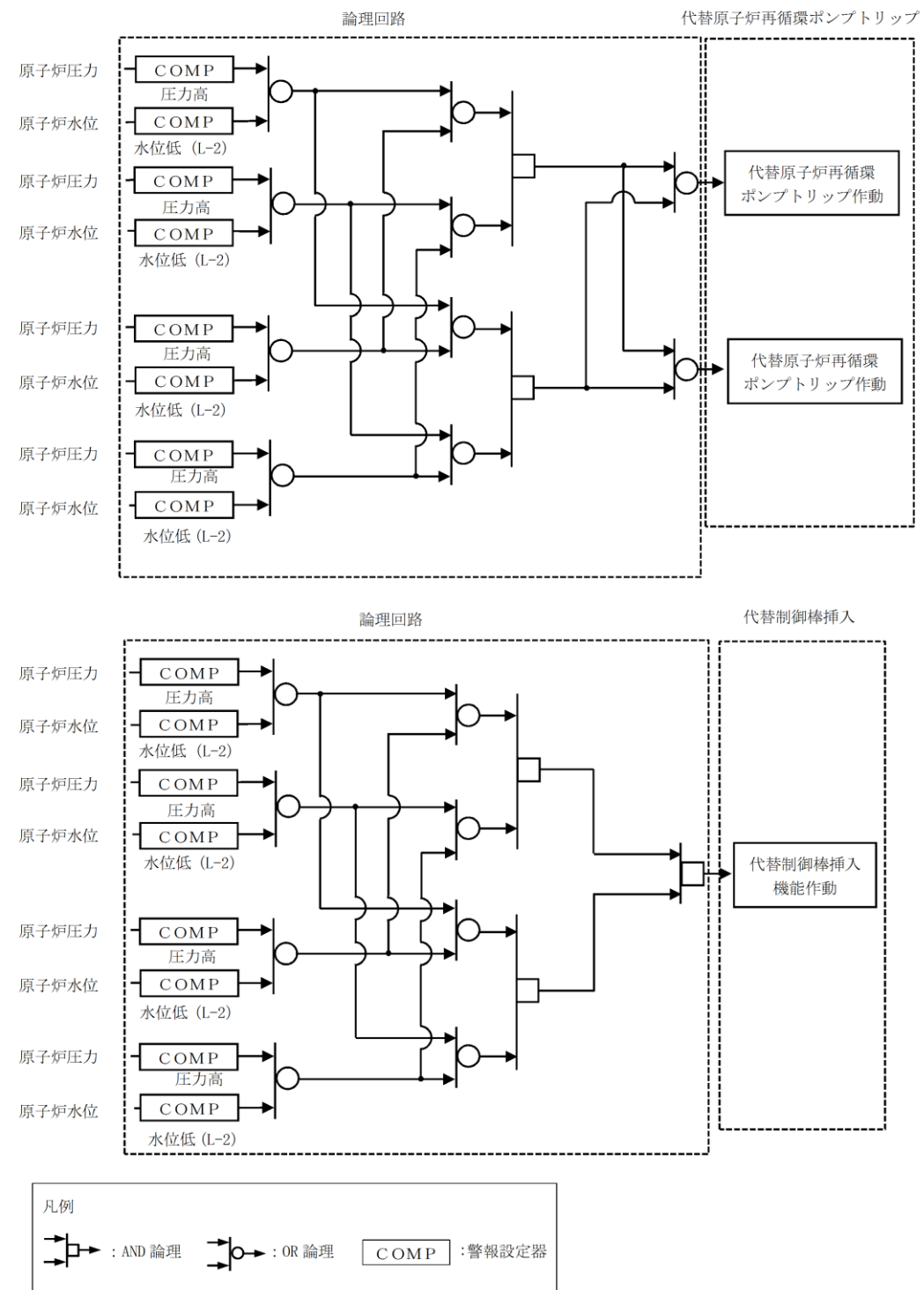
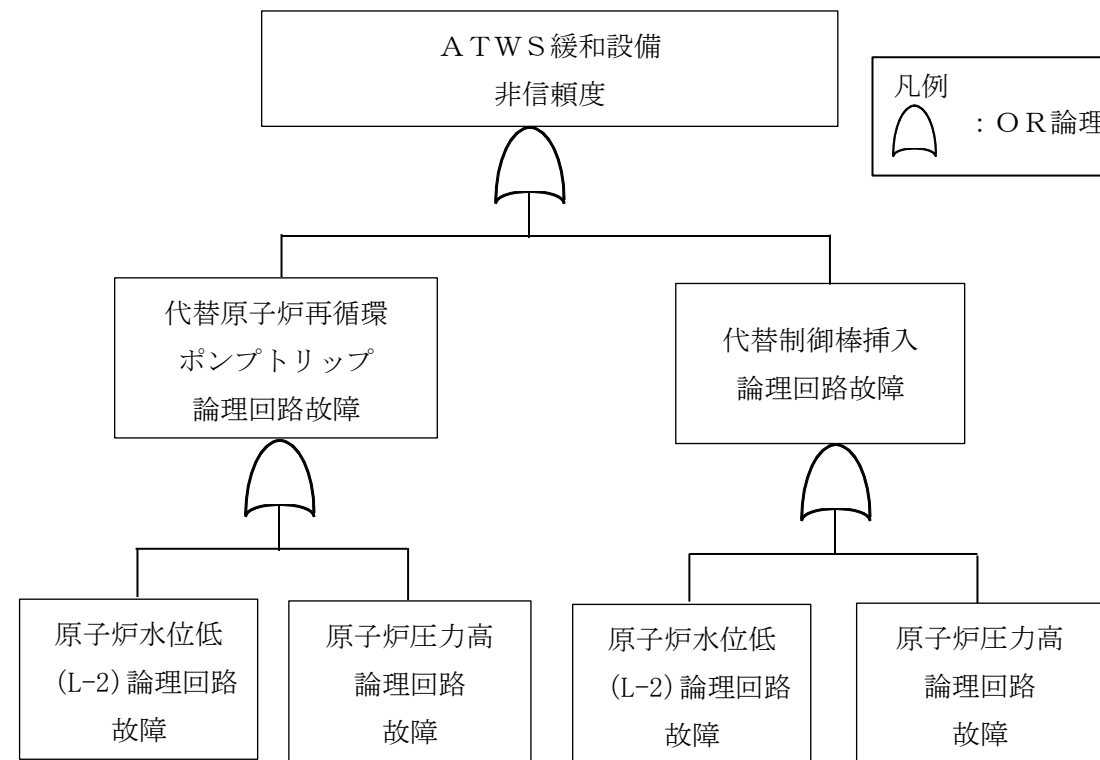


図3 非信頼度の評価に適用したロジックのモデル



図4 非信頼度の評価に適用したフォールトツリー



※ 検出器の共通原因故障は各論理回路で考慮している。

図4 非信頼度評価フォールトツリー

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">参考資料2</p> <p style="text-align: center;">代替制御棒挿入機能 (ARI) による原子炉停止機能について</p> <p>1. 代替制御棒挿入機能 (ARI) の設計の基本的考え方</p> <p>プラント過渡事象が発生し、通常スクラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に後備の手段としてARI を作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。</p> <p>ARI が作動した場合、SLC を起動させる必要はないため、SLC を起動させる操作の前に制御棒挿入が完了することが必要となる。</p> <p>この要求を満足するためARI の設計目標として、</p> <p>① 代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから15 秒以内に開始されること。</p> <p>② 代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから25秒以内に完了されること。</p> <p>の考え方に基づき、具体的な作動信号として、以下の設定とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力高 設定圧力 <u>7.48MPa</u> ・原子炉水位低 設定水位 レベル2 ・手動起動要求 <p>なお、スクラムによる制御棒の挿入と代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、44-4-1 図1 代替制御棒挿入機能の概念図に示す通り、排気ラインの構成に違いがある。<u>(スクラム時の挿入時間は3.7 秒である)</u>。</p> <p>2. ARI による原子炉停止機能の評価について</p> <p>有効性評価の原子炉停止機能喪失の評価を参考に、ARI による原子炉停止機能の確認を行った。当評価に際して以下を解析条件とする。</p> <p>ー過渡事象は、初期の燃料被覆管温度の上昇という観点で最も厳しい主蒸気隔離弁閉を前提とする (有効性評価の前提と同じ)。</p> <p>ーARI は、保守的に上記1. ②の条件に基づき、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから25 秒以内に制御棒の全挿入が完了するものとする。</p> <p>ー<u>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</u>の動作条件ほか、使用する解析コード含むその他の条件は、有効性評価における原子炉停止機能喪失と同じとする。</p> <p>解析結果のまとめを表1 に、燃料被覆管の温度変化を図1 に示す。</p> <p>本ケースでは、主蒸気隔離弁全閉により原子炉圧力が上昇して炉心内のボイドが減少し、正の反応度が投入され中性子束が上昇する。これに伴いMCPR が低下し、事象発生後約2 秒後に沸騰遷移が発生し、燃料被覆管温度が上昇する。その後、出力上昇によるボイド発生、原子炉圧力高で<u>原子炉冷却材再循環ポンプ (4 台)</u> がトリップし炉心流量が低下することにより炉心内のボイド率の増加に伴うボイドフィードバック及び出力上昇による燃料温度上昇に伴うドップラーフィードバックにより出力が低下する。このため燃料被覆管はリウエットし、燃料被</p>	<p style="text-align: right;">参考資料2</p> <p style="text-align: center;">代替制御棒挿入機能 (ARI) による原子炉停止機能について</p> <p>1. 代替制御棒挿入機能 (ARI) の設計の基本的考え方</p> <p>プラント過渡事象が発生し、通常スクラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARI を作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。</p> <p>ARI が作動した場合、SLC を起動させる必要はないため、SLC を起動させる操作の前に制御棒挿入が完了することが必要となる。</p> <p>この要求を満足するためARI の設計目標として、</p> <p>① 代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから15 秒以内に開始されること。</p> <p>② 代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから25 秒以内に完了されること。</p> <p>の考え方に基づき、具体的な作動信号として、以下の設定とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力高 設定圧力 <u>7.41MPa</u> ・原子炉水位低 設定水位レベル2 ・手動起動要求 <p>なお、スクラムによる制御棒の挿入と代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、44-4 図1 代替制御棒挿入機能の概念図に示すとおり、排気ラインの構成に違いがある。</p> <p>2. ARI による原子炉停止機能の評価について</p> <p>有効性評価の原子炉停止機能喪失の評価を参考に、ARI による原子炉停止機能の確認を行った。当評価に際して以下を解析条件とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・過渡事象は、初期の燃料被覆管温度の上昇という観点で最も厳しい主蒸気隔離弁閉を前提とする (有効性評価の前提と同じ)。 ・ARI は、保守的に上記1. ②の条件に基づき、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから25 秒以内に制御棒の全挿入が完了するものとする。 ・<u>代替原子炉再循環ポンプトリップ機能</u>の動作条件他、使用する解析コード含むその他の条件は、有効性評価における原子炉停止機能喪失と同じとする。 <p>解析結果のまとめを表1 に、燃料被覆管の温度変化を図1 に示す。</p> <p>本ケースでは、主蒸気隔離弁全閉により原子炉圧力が上昇して炉心内のボイドが減少し、正の反応度が投入され中性子束が上昇する。これに伴いMCPR が低下し、事象発生後約2.5 秒後に沸騰遷移が発生し、燃料被覆管温度が上昇する。その後、出力上昇によるボイド発生、原子炉圧力高で<u>原子炉再循環ポンプ (2 台)</u> がトリップし炉心流量が低下することにより炉心内のボイド率の増加に伴うボイドフィードバック及び出力上昇による燃料温度上昇に伴うドップラーフィードバックにより出力が低下する。このため燃料被覆管はリウエットし、燃料被</p>	<p>・設備の相違</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>・設備の相違</p>

覆管の温度が低下する。これら挙動は有効性評価の原子炉停止機能喪失と全く同じ挙動となる。

その後、25秒後にはARIによる制御棒挿入が完了することから出力が低下し事象は収束する。このため有効性評価において見られた給水過熱喪失による出力上昇（事象発生から100秒以降）は発生せず、燃料被覆温度は申請解析より低い結果となる。

なお、本評価では保守的に事象発生後25秒にARIによる制御棒挿入が完了するとの前提としたが、約2秒後にはARI動作設定圧力（原子炉圧力高）に到達することから、燃料被覆管温度は本評価より低く抑えられる。

表1 解析結果（主蒸気隔離弁誤閉止）

項目	解析結果 (有効性評価結果)	解析結果 (ARI ケース)	判断基準
燃料被覆管温度	約 920°C (第4スぺーサー位置)	約 770°C (第3スぺーサー位置)	1200°C以下
燃料被覆管酸化量	1%以下 (第3スぺーサー位置)	1%以下 (第3スぺーサー位置)	15%以下

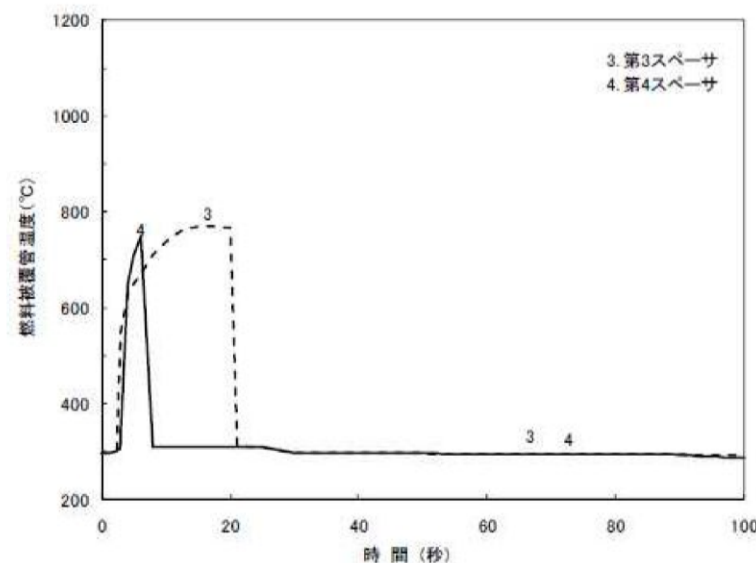


図1 燃料被覆管温度変化（主蒸気隔離弁誤閉止 [ARI ケース]）

管の温度が低下する。これら挙動は有効性評価の原子炉停止機能喪失と全く同じ挙動となる。

その後、25秒後にはARIによる制御棒挿入が完了することから出力が低下し事象は収束する。このため有効性評価において見られた給水過熱喪失による出力上昇（事象発生から60秒以降）は発生せず、燃料被覆温度は申請解析と同様となる。

なお、本評価では保守的に事象発生後25秒にARIによる制御棒挿入が完了するとの前提としたが、約2.5秒後にはARI動作設定圧力（原子炉圧力高）に到達することから、燃料被覆管温度は本評価より低く抑えられる。

表1 解析結果（主蒸気隔離弁誤閉止）

項目	解析結果 (有効性評価結果)	解析結果 (ARI ケース)	判断基準
燃料被覆管温度	約 818°C (13 ノード位置)	約 818°C (13 ノード位置)	1200°C以下
燃料被覆管酸化量	1%以下 (14 ノード位置)	1%以下 (14 ノード位置)	15%以下

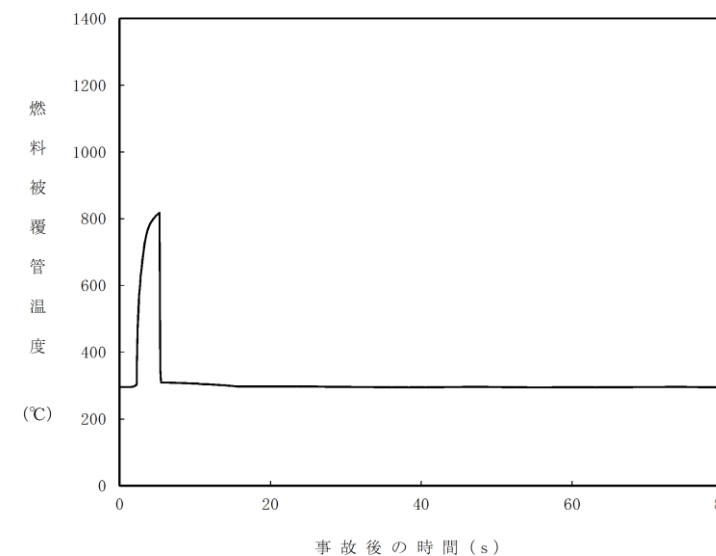


図1 燃料被覆管温度変化（主蒸気隔離弁誤閉止 [ARI ケース]）

・解析結果の相違

・解析結果の相違

・解析結果の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;"><u>44-10</u> <u>各号炉の弁名称及び弁番号</u></p>		<p>・島根2号炉は単独申請であり、 該当資料なし</p>

条文適合性資料本文中に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、表1 のとおり整理する。

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	機器名称	機器番号	機器名称	機器番号
ほう酸水注入系ポンプ (A)	ほう酸水注入系ポンプ (A)	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	C41-C001A
ほう酸水注入系ポンプ (B)	ほう酸水注入系ポンプ (B)	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	C41-C001B
ほう酸水注入系貯蔵タンク	ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001	ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (A)	SLC ポンプ吸込弁 (A)	C41-M0-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)	C41-M0-F001A
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (B)	SLC ポンプ吸込弁 (B)	C41-M0-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)	C41-M0-F001B
ほう酸水注入系注入弁 (A)	ほう酸水注入弁 (A)	C41-M0-F006A	SLC ほう酸水注入弁 (A)	C41-M0-F006A
ほう酸水注入系注入弁 (B)	ほう酸水注入弁 (B)	C41-M0-F006B	SLC ほう酸水注入弁 (B)	C41-M0-F006B

・島根2号炉は単独申請であり、
該当資料なし

実線・・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</p> <p>目次</p> <p>48-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p> <p>48-2 単線結線図</p> <p><u>48-3 (欠番)</u></p> <p><u>48-4 配置図</u></p> <p><u>48-5 系統図</u></p> <p><u>48-6 試験及び検査</u></p> <p><u>48-7 容量設定根拠</u></p> <p><u>48-8 接続図</u></p> <p><u>48-9 保管場所図</u></p> <p><u>48-10 アクセスルート図</u></p> <p><u>48-11 その他設備</u></p> <p><u>48-12 熱交換器ユニットの保管場所における転倒防止措置について</u></p> <p><u>48-13 機器名称一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</u></p>	<p>48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</p> <p>目次</p> <p>48-1 S A設備基準適合性 一覧表</p> <p>48-2 単線結線図</p> <p><u>48-3 配置図</u></p> <p><u>48-4 系統図</u></p> <p><u>48-5 試験及び検査</u></p> <p><u>48-6 容量設定根拠</u></p> <p><u>48-7 接続図</u></p> <p><u>48-8 保管場所図</u></p> <p><u>48-9 アクセスルート図</u></p> <p><u>48-10 その他設備</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 ・島根2号炉は、単独申請であり、該当資料なし

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
48-1 SA 設備基準適合性 一覧表	48-1 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(可搬型)

第48条: 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		大容量送水車(熱交換器ユニット用)	類型化 区分	
第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備 D	
		荷重	(有効に機能を発揮する) -	
		海水	常時海水を通水又は海で使用 I	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない) -	
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない) -	
	関連資料	48-8 接続図, 48-9 保管場所図		
	第2号	操作性	工具, 設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 接続作業	B b, B c, B d, B g
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-8 接続図	
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
		関連資料	48-6 試験及び検査	
第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切必要	B a	
	関連資料	48-5 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	A b	
	その他(飛散物)	高速回転機器	B b	
関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-6 試験及び検査			
第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
	関連資料	48-4 配置図, 48-8 接続図		
第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備 A	
		関連資料	48-7 容量設置根拠	
	第2号	可搬SAの接続性	より簡便な接続規格等による接続 C	
		関連資料	48-3 接続図	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用 A b	
		関連資料	48-8 接続図	
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-
		関連資料	48-8 接続図	
	第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
		関連資料	48-9 保管場所図	
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保 B		
	関連資料	48-10 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象D B設備あり)-屋外 A b	
		サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源 C a	
	関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-8 接続図, 48-9 保管場所図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬型)

第48条: 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		大型送水ポンプ車	類型化 区分	
第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備 D	
		荷重	(有効に機能を発揮する) -	
		海水	常時海水を通水又は海で使用 I	
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない) -	
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない) -	
	関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		
	第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B d, B f, B g
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図	
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A
		関連資料	48-5 試験及び検査	
第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切操作が必要	B a	
	関連資料	48-4 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	A b	
	その他(飛散物)	高速回転機器	B b	
関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査			
第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
	関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図		
第3項	第1号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備 A	
		関連資料	48-6 容量設定根拠	
	第2号	可搬型 SA の接続性	より簡便な接続 C	
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用 A b	
		関連資料	48-7 接続図	
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	-
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図	
	第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
		関連資料	48-3 配置図, 48-8 保管場所図	
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保 B		
	関連資料	48-9 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象D B設備あり)-屋外 A b	
		サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源 C a	
	関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		

・設備の相違

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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外設備 D	
		荷重	(有効に機能を発揮する) -	
		海水	常時海水を通水又は海で使用 I	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない) -	
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない) -	
	関連資料	48-8 接続図 48-9 保管場所図		
	第2号	操作性	中央制御室操作, 工具, 設備の運搬, 設置, 操作スイッチ操作, 接続作業	A, B b, B c, B d, B g
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-8 接続図	
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁, 熱交換器	A, B, D
		関連資料	48-6 試験及び検査	
第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切替が必要	B a	
	関連資料	48-6 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離 A b	
	その他(飛散物)	高速回転機器	B b	
関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-6 試験及び検査			
第6号	設置場所	現場操作(設置場所), 中央制御室操作	A a, B	
	関連資料	48-4 配置図, 48-8 接続図		
第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備 A	
		関連資料	48-7 容量設定根拠	
	第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
		関連資料	48-8 接続図	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b
		関連資料	48-8 接続図	
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-
		関連資料	48-8 接続図	
	第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
		関連資料	48-9 保管場所図	
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
	関連資料	48-10 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋外 A b	
	サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	48-2 単線結線図, 48-4 配置図, 48-5 系統図, 48-8 接続図, 48-9 保管場所図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性一覧表(可搬型)

48条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		移動式代替熱交換設備	類型化区分	
第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外設備 D	
		荷重	(有効に機能を発揮する) -	
		海水	常時海水を通水又は海で使用 I	
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない) -	
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない) -	
	関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		
	第2号	操作性	中央制御室操作工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	A, B b, B c, B d, B f, B g
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図	
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁(電動弁・手動弁), 熱交換器	A, B, D
		関連資料	48-5 試験及び検査	
第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
	関連資料	48-4 系統図		
第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離 A b	
	その他(飛散物)	高速回転機器	B b	
関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査			
第6号	設置場所	現場操作(設置場所), 中央制御室操作	A a, B	
	関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図		
第3項	第1号	可搬型SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備 A	
		関連資料	48-6 容量設定根拠	
	第2号	可搬型SAの接続性	フランジ接続	B
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b
		関連資料	48-7 接続図	
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	-
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図	
	第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
		関連資料	48-3 配置図, 48-8 保管場所図	
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
	関連資料	48-9 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋外 A b	
	サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	48-2 単線結線図, 48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(常設)

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	48-4 配置図, 48-8 接続図, 48-9 保管場所図	
	第2号	操作性	中央制御室操作, 介操作	A, B f	
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁	B	
		関連資料	48-6 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料	48-5 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作(遠隔), 中央制御室操作	A b, B	
		関連資料	48-4 配置図, 48-5 系統図		
	第1号	常設 SA の容量	重大事故への対処を本来の目的として設置するもの	A	
		関連資料	48-7 容量設定根拠		
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
関連資料		-			
第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
		サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料	48-2 単線結線図, 48-4 配置図, 48-5 系統図		

・設備の相違

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)

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

・設備の相違

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水ポンプ (設計基準拡張)	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	-	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	-		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、弁	A, B	
		関連資料	-		
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b	
		関連資料	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	-	対象外
			関連資料	-	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	-		
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様のポンプ流量で設計)	B
関連資料			-		
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-		
		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
サポート系故障	対象外(サポート系なし)		-		
関連資料	-				

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水ポンプ (設計基準拡張)	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			周辺機器等からの悪 影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			関連資料	-	
	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(電動弁)	A, B	
		関連資料	-		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	-	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	-		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
関連資料			-		
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-		
		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、 外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
サポート系要因	対象外(サポート系なし)		-		
関連資料	-				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(常設)

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機海水ポンプ (設計基準拡張)	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	-	-
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	-	-	
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
		関連資料	-	-	
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b	
		関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	-	対象外
			関連資料	-	-
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	-	-	
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様のポンプ流量で設計)	B
関連資料			-	-	
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-	-	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為 事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障	対象外(サポート系なし)	-
関連資料	-	-			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機海水ポンプ (設計基準拡張)	類型化 区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	常時海水を通水又は海で使用	I	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			関連資料	-	-	
	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(電動弁)	A, B		
		関連資料	-	-		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	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	中央制御室操作	B		
		関連資料	-	-		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-	-	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
	関連資料	-	-			

・設備の相違

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)

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

・設備の相違

第43条		第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水系熱交換器 (設計基準拡張)	類型化 区分
第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	-	-
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	-	-	
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁, 熱交換器	B, D	
		関連資料	-	-	
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b	
		関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	-	対象外
			関連資料	-	-
第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	-	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様のポンプ流量で設計)	B	
		関連資料	-	-	
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-	-	
	第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為 事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
サポート系故障			対象外(サポート系なし)	-	
関連資料			-	-	

第43条		第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水系熱交換器 (設計基準拡張)	類型化 区分
第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	その他の建物内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	常時海水を通水又は海で使用	I
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			関連資料	-	-
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	-	-	
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁, 熱交換器	B, D	
		関連資料	-	-	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	-	-
第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	-	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
		関連資料	-	-	
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-	-	
	第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
サポート系要因			対象外(サポート系なし)	-	
関連資料			-	-	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレィ補機冷却水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第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	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	
	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 (電動弁)	A, B		
		関連資料	-			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
		関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	-		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
関連資料			-			
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	-	
	関連資料		-			

・設備の相違

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋 外の天候/放射線	屋外設備	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	常時海水を通水又は海で使用	I
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			関連資料	-	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	-		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
		関連資料	-		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	-		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	-		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	-	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
	サポート系要因		対象外(サポート系なし)	-	
	関連資料	-			

・設備の相違

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレィ補機冷却系熱交換器 (設計基準拡張)		類型化 区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	常時海水を通水又は海で使用	I
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			関連資料	—	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁, 熱交換器	B, D	
		関連資料	—		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
関連資料			—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
	関連資料	—			

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
48-2 単線結線図	48-2 単線結線図	

【代替原子炉補機冷却系】

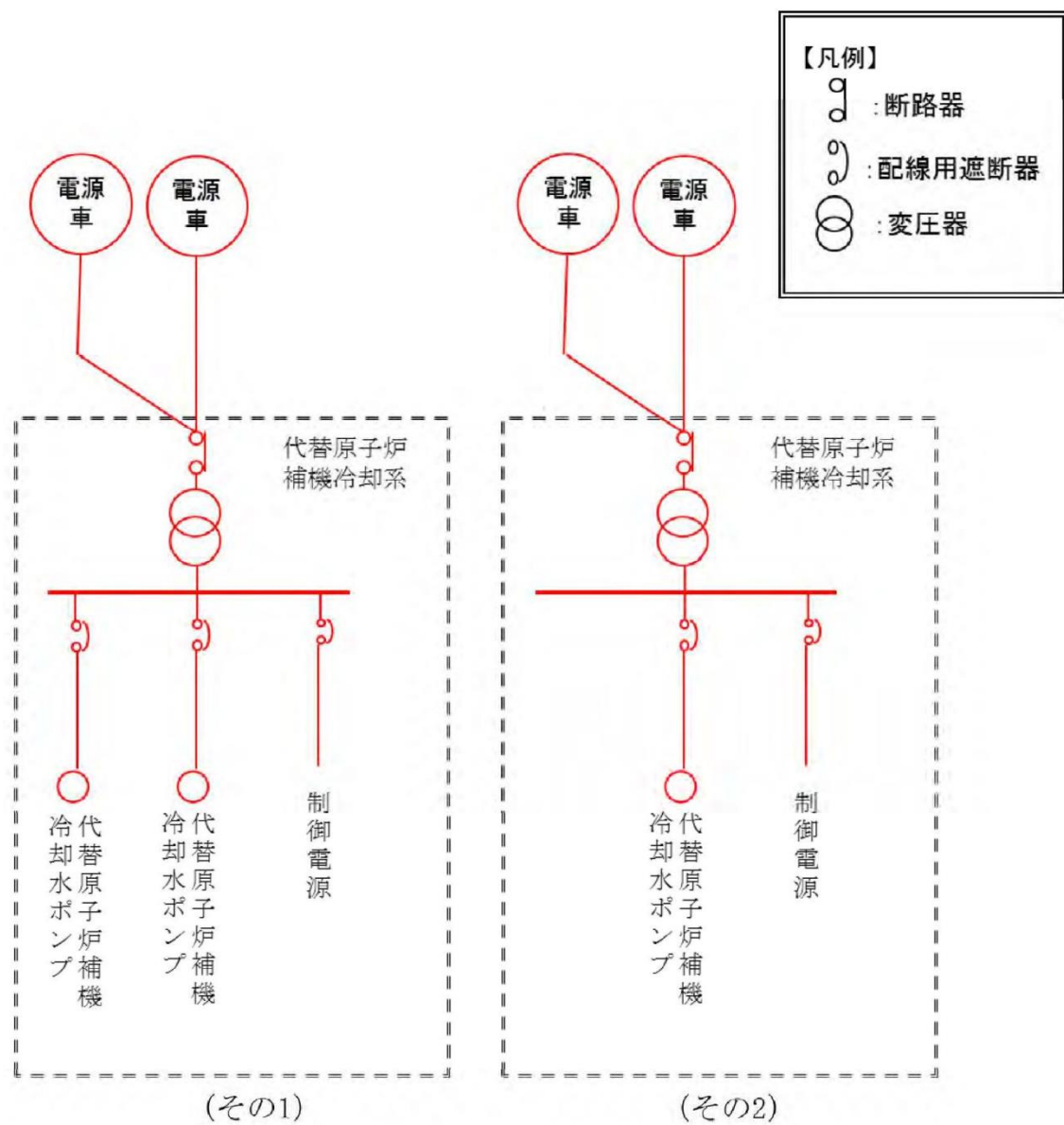


図48-2-1 代替原子炉補機冷却系 単線結線図 (6号炉 (7号炉も同じ))

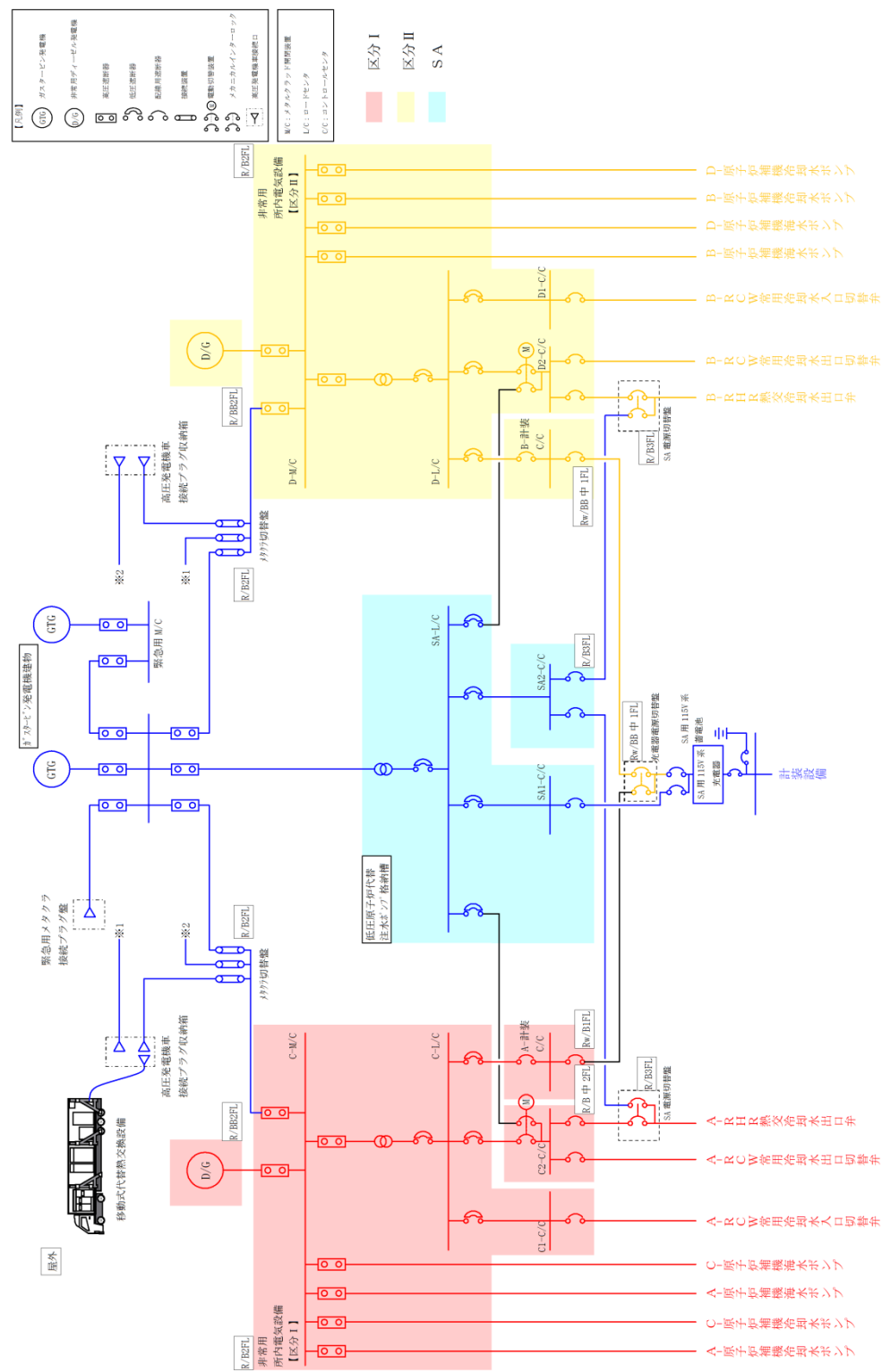


図1 原子炉補機代替冷却系 単線結線図

・設備の相違

【耐圧強化ベント系】

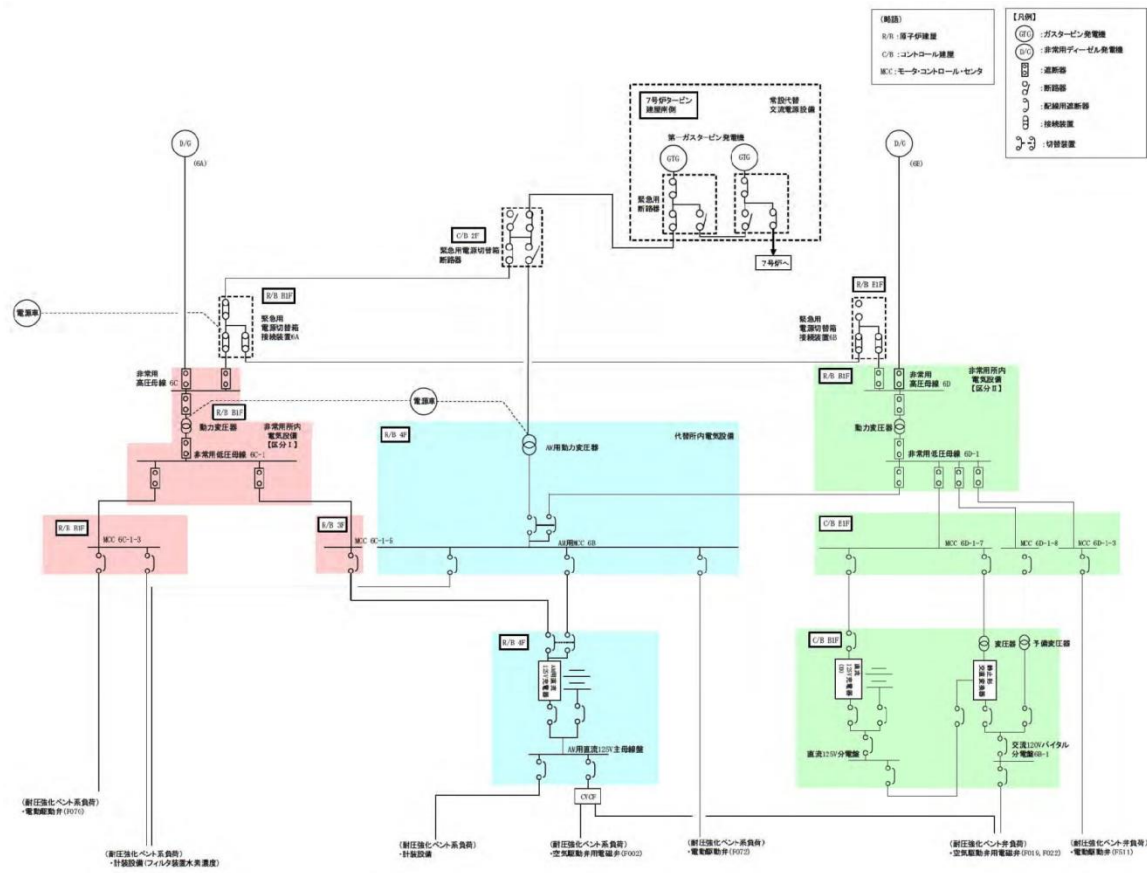


図48-2-2 耐圧強化ベント系 単線結線図 (6号炉)

・設備の相違

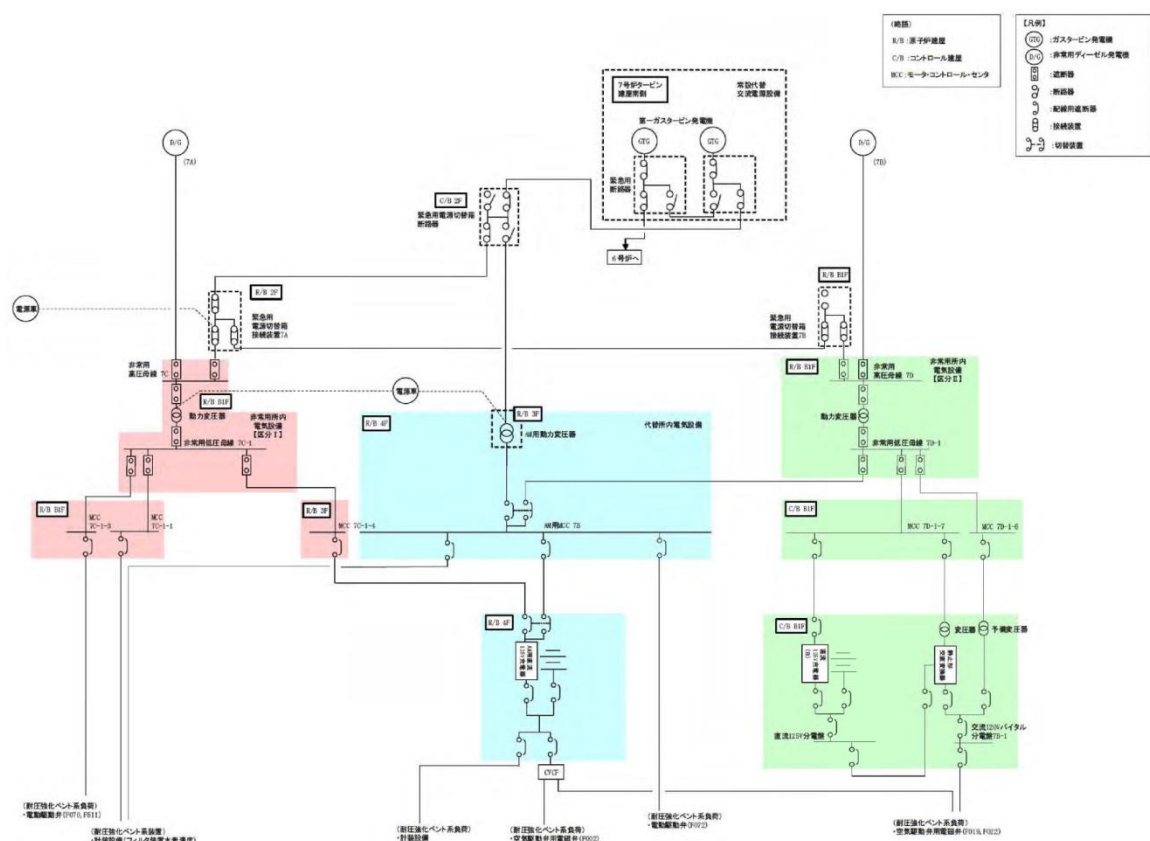


図48-2-3 耐圧強化ベント系 単線結線図 (7号炉)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">48-4 配置図</p>	<p style="text-align: center;">48-3 配置図</p> <div data-bbox="1679 1661 2407 1839" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p> : 設計基準対象施設</p> <p> : 重大事故等対処設備</p> </div>	

【代替原子炉補機冷却系】

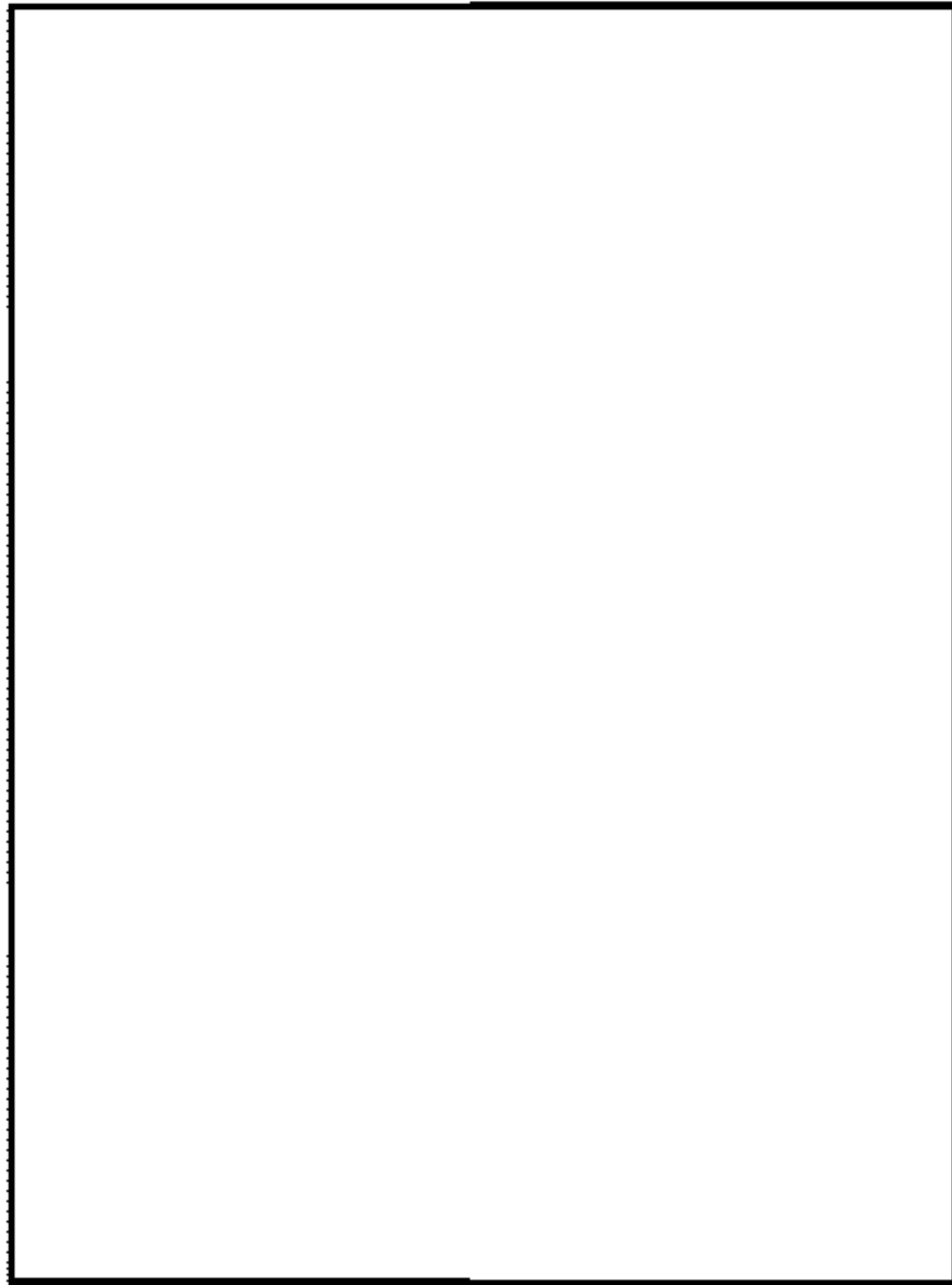


図48-4-1 6号炉原子炉建屋地上4階

【原子炉補機代替冷却系】

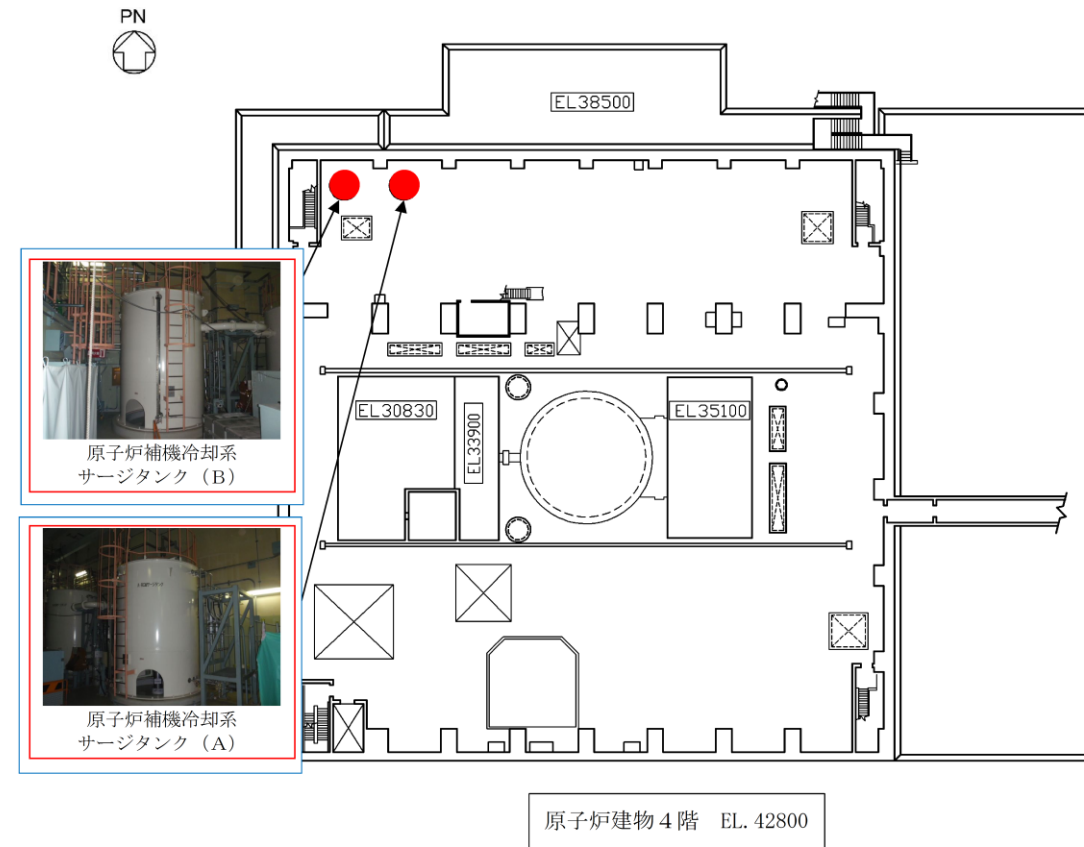


図1 原子炉建物4階

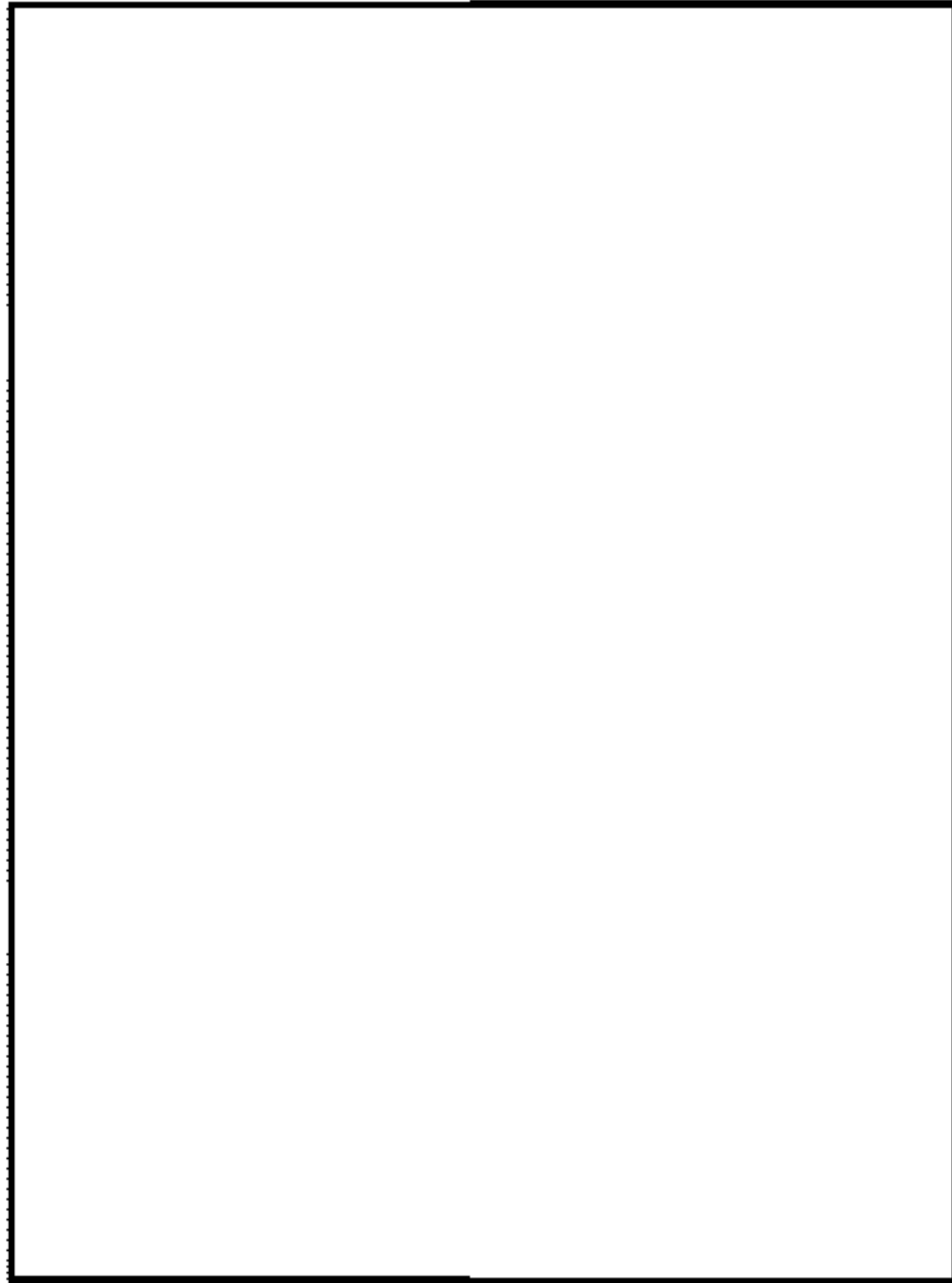


図48-4-2 6号炉原子炉建屋地上中3階

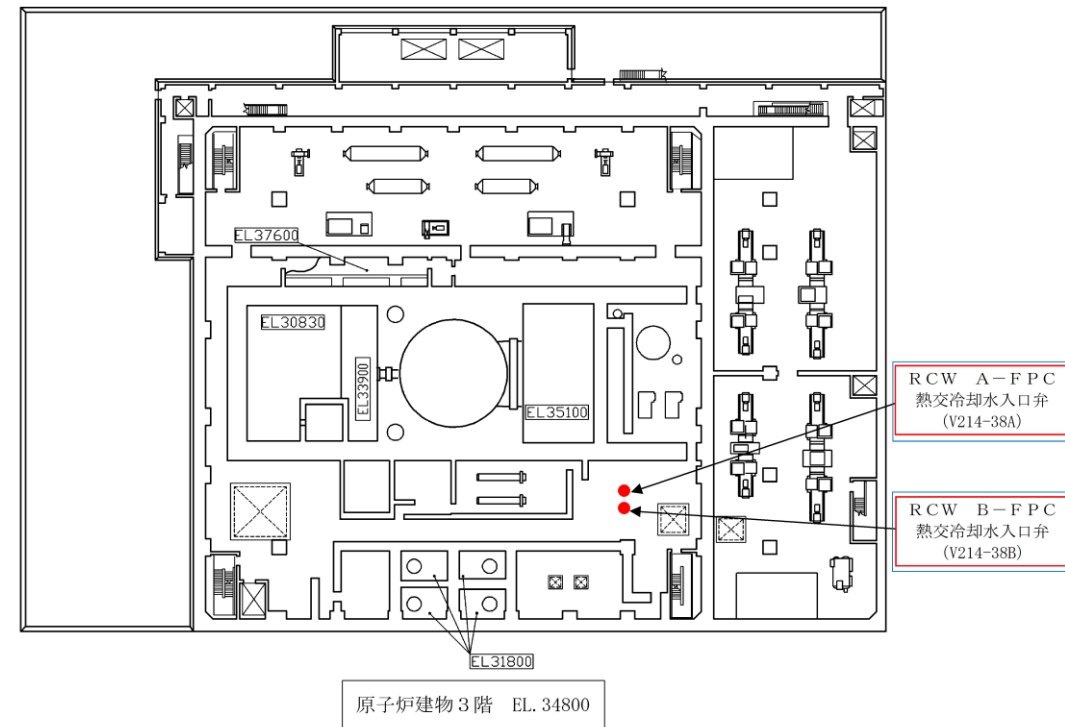


図2 原子炉建物3階



図48-4-3 6号炉原子炉建屋地上3階

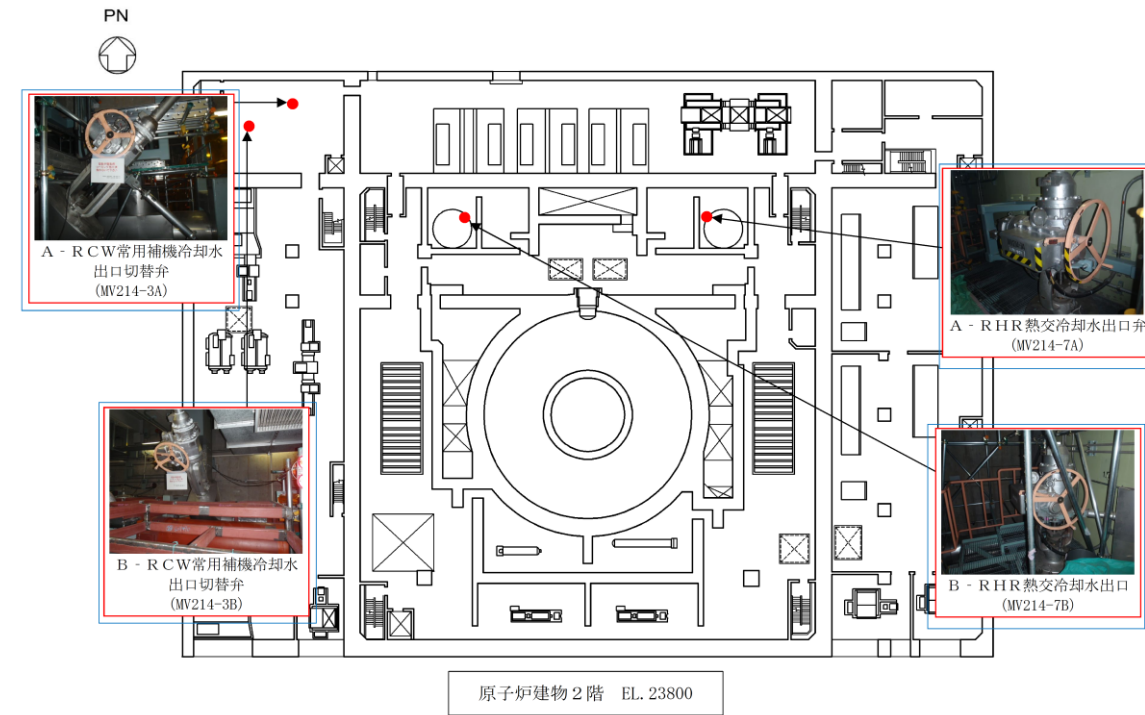


図3 原子炉建物 2階

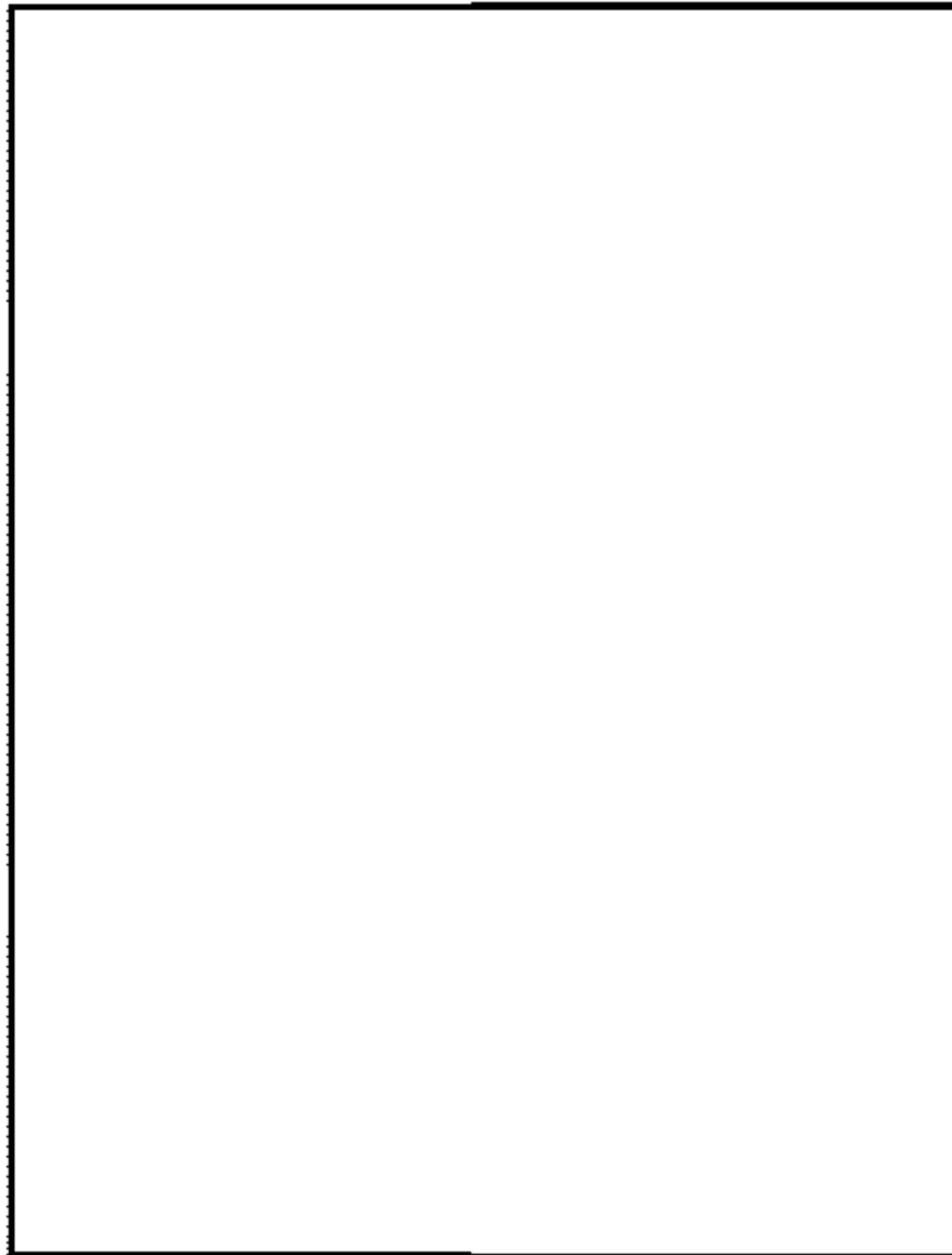


図48-4-4 6号炉原子炉建屋地上2階

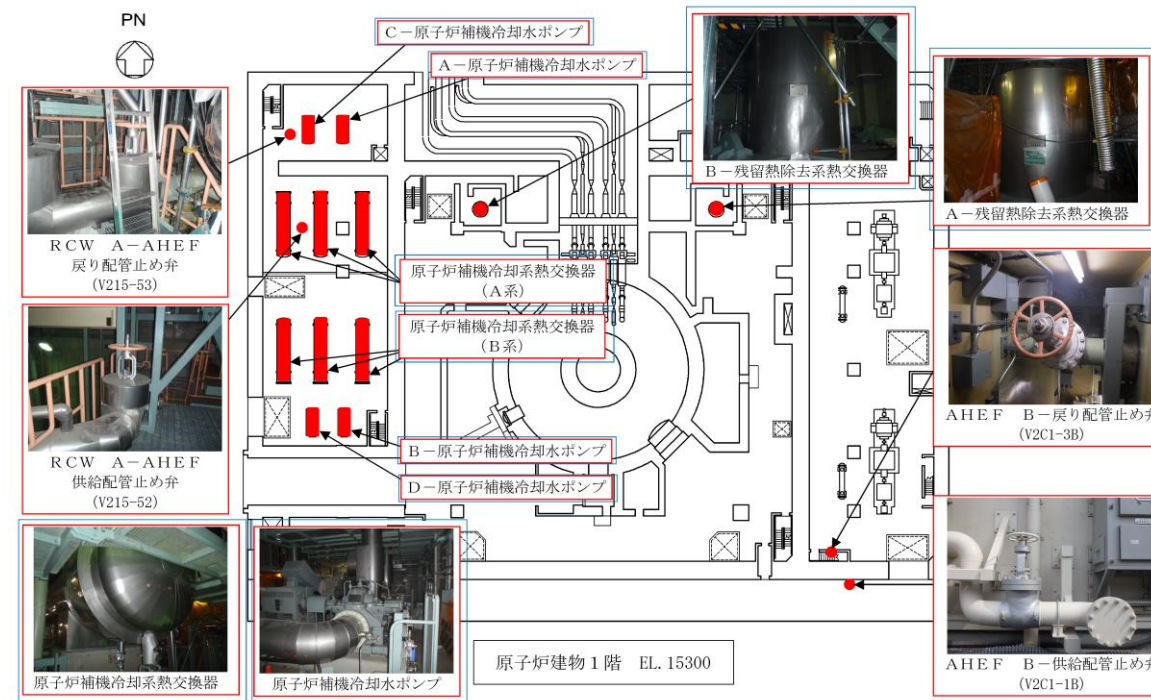


図4 原子炉建物1階



図48-4-5 6号炉原子炉建屋地上1階

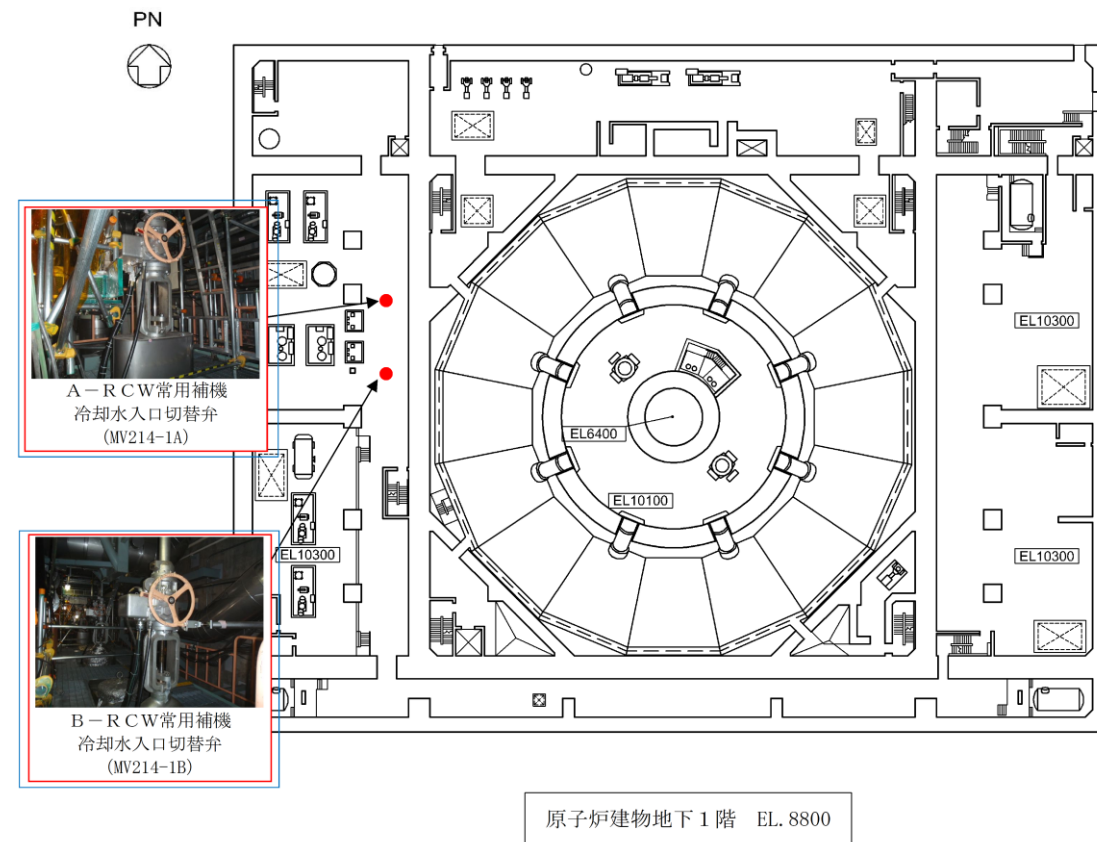


図5 原子炉建物地下1階



図48-4-6 6号炉原子炉建屋地下1階

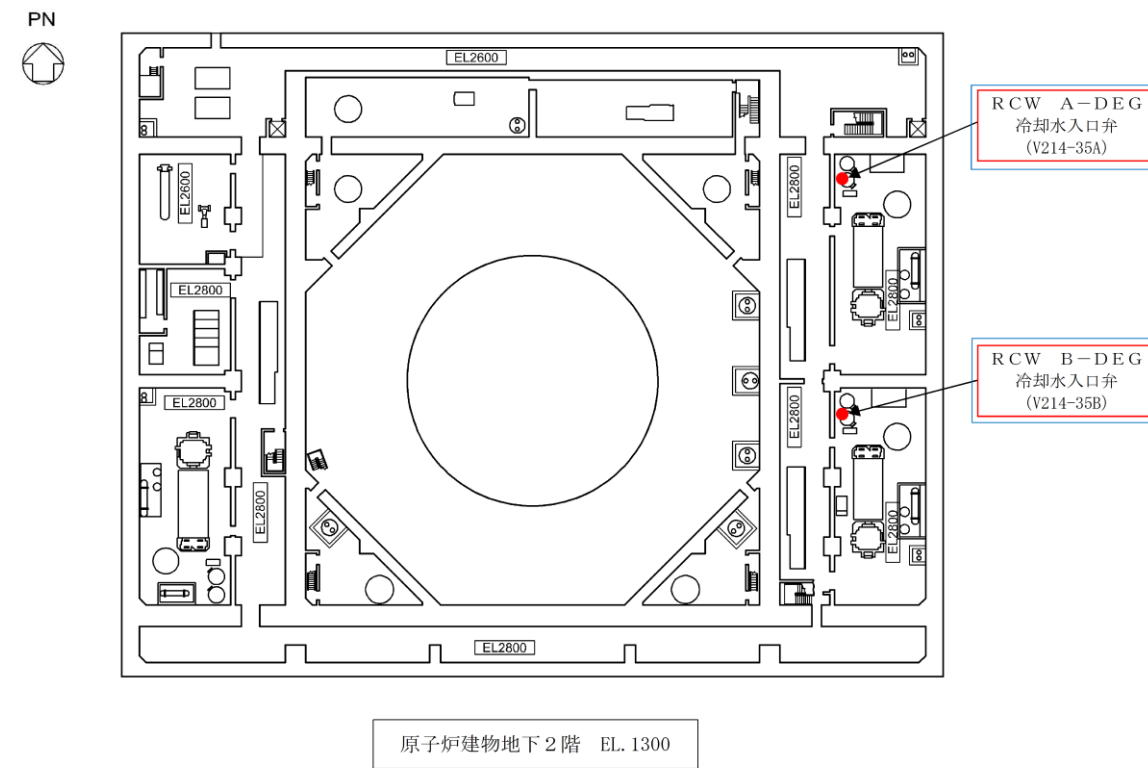


図6 原子炉建物地下2階



図48-4-7 6号炉原子炉建屋地下2階

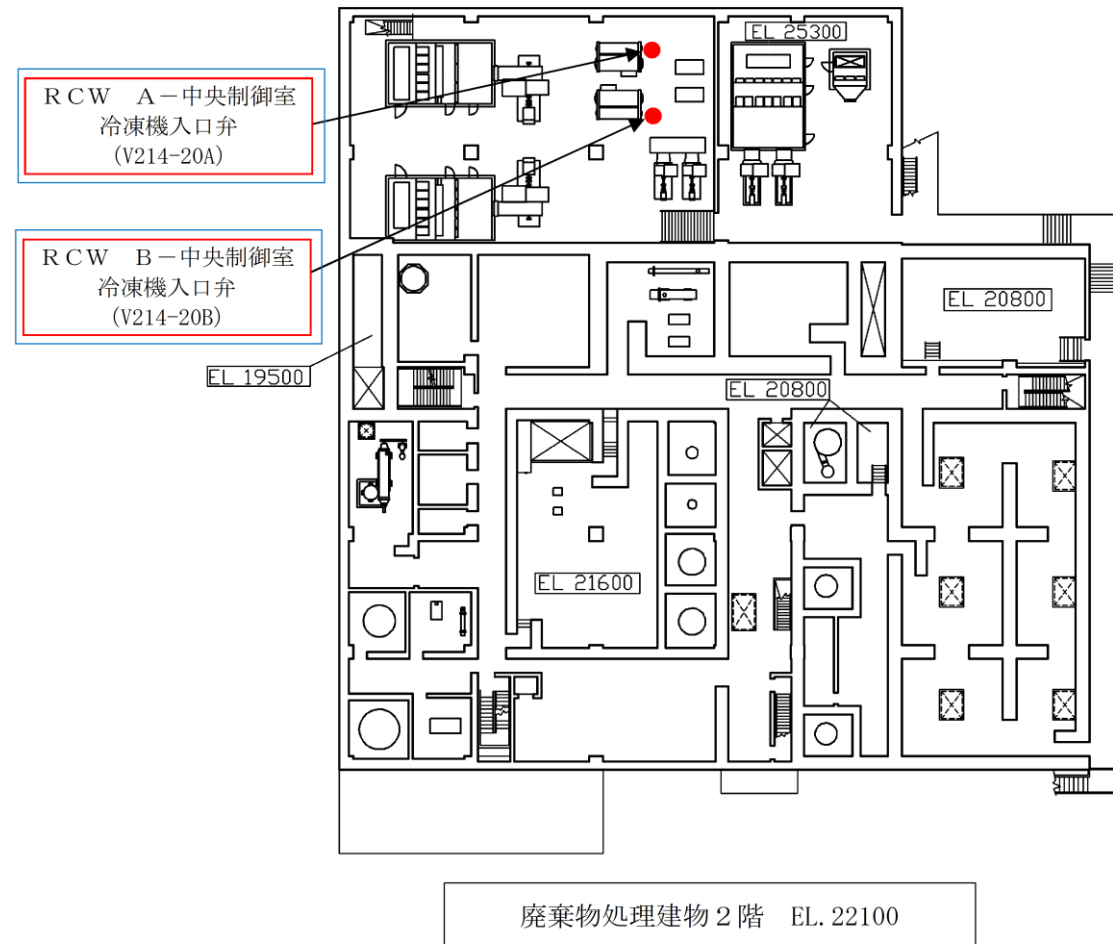


図7 廃棄物処理建物2階



図48-4-8 6号炉原子炉建屋地下3階

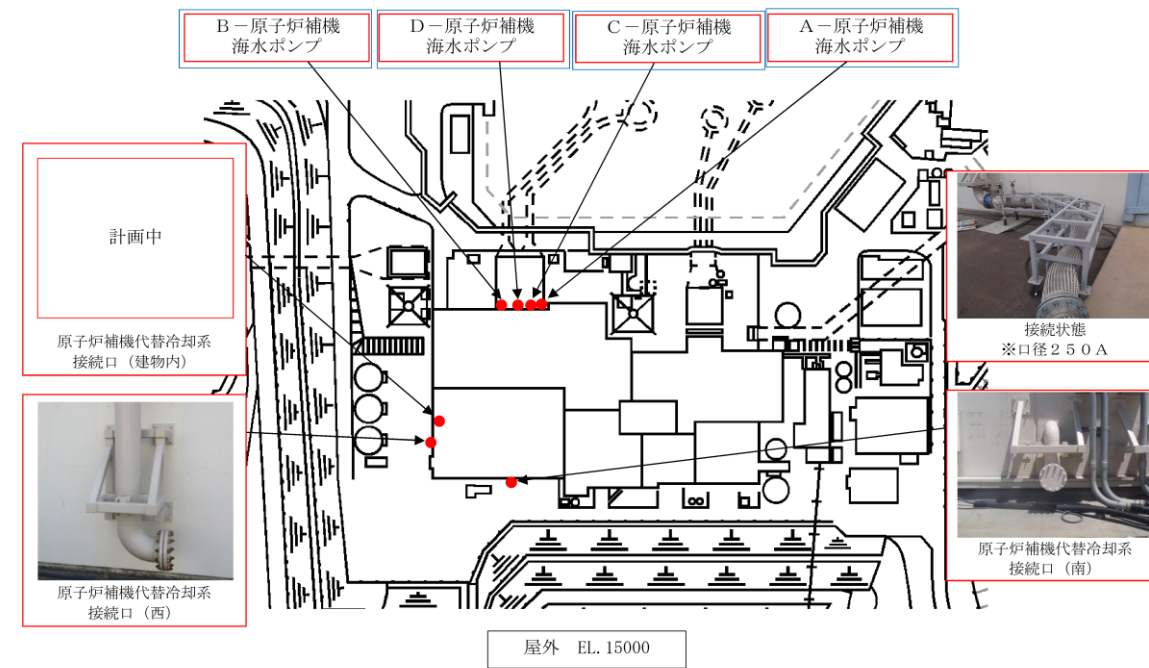


図8 原子炉補機代替冷却系 接続口配置図

【格納容器フィルタベント系】

★ 弁設置位置 ● 遠隔手動弁操作機構 — 遠隔手動弁操作機構



NGC 非常用ガス処理
入口隔離弁 (第2弁)
(MV 2 1 7 - 1 8)
遠隔操作位置
(設置予定場所)

NGC 非常用ガス処理
入口隔離弁バイパス弁
(第2弁バイパス弁)
(MV 2 1 7 - 2 3)
遠隔操作位置
(設置予定場所)

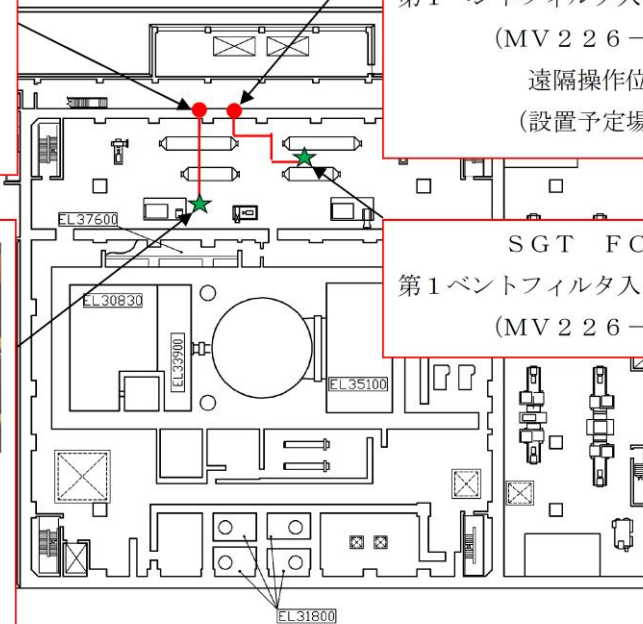


NGC 非常用ガス処理
入口隔離弁 (第2弁)
(MV 2 1 7 - 1 8)
NGC 非常用ガス処理
入口隔離弁バイパス弁
(第2弁バイパス弁)
(MV 2 1 7 - 2 3)



SGT FCVS
第1ベントフィルタ入口弁 (第3弁)
(MV 2 2 6 - 1 3)
遠隔操作位置
(設置予定場所)

SGT FCVS
第1ベントフィルタ入口弁 (第3弁)
(MV 2 2 6 - 1 3)



原子炉建物3階 EL. 34800

図48-4-9 6号炉タービン建屋地上1階

図9 原子炉建物3階

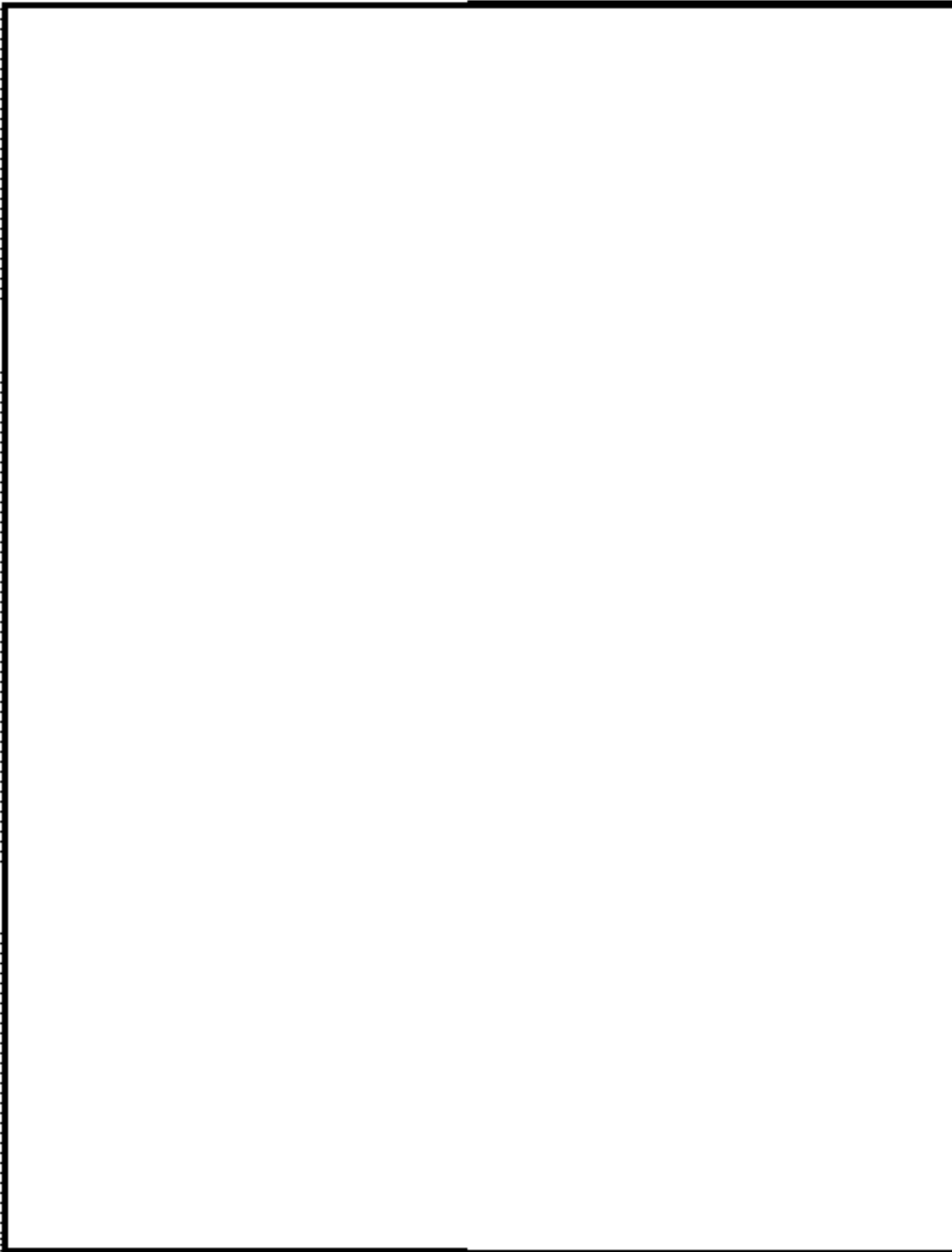


図48-4-10 6号炉タービン建屋地下1階

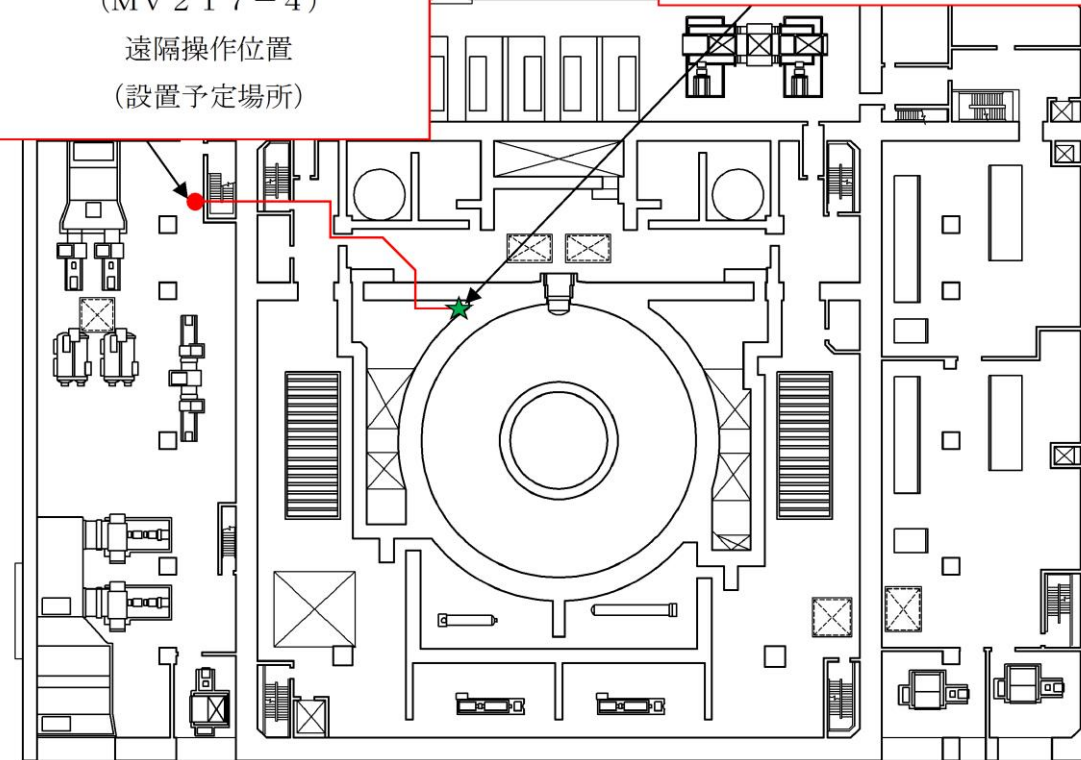
★ 弁設置位置 ● 遠隔手動弁操作機構 — 遠隔手動弁操作機構



NGC N2ドライウエル
出口隔離弁 (第1弁 (D/W))
(MV 2 1 7 - 4)
遠隔操作位置
(設置予定場所)



NGC N2ドライウエル
出口隔離弁 (第1弁 (D/W))
(MV 2 1 7 - 4)



原子炉建物 2階 EL. 23800

図 10 原子炉建物 2階

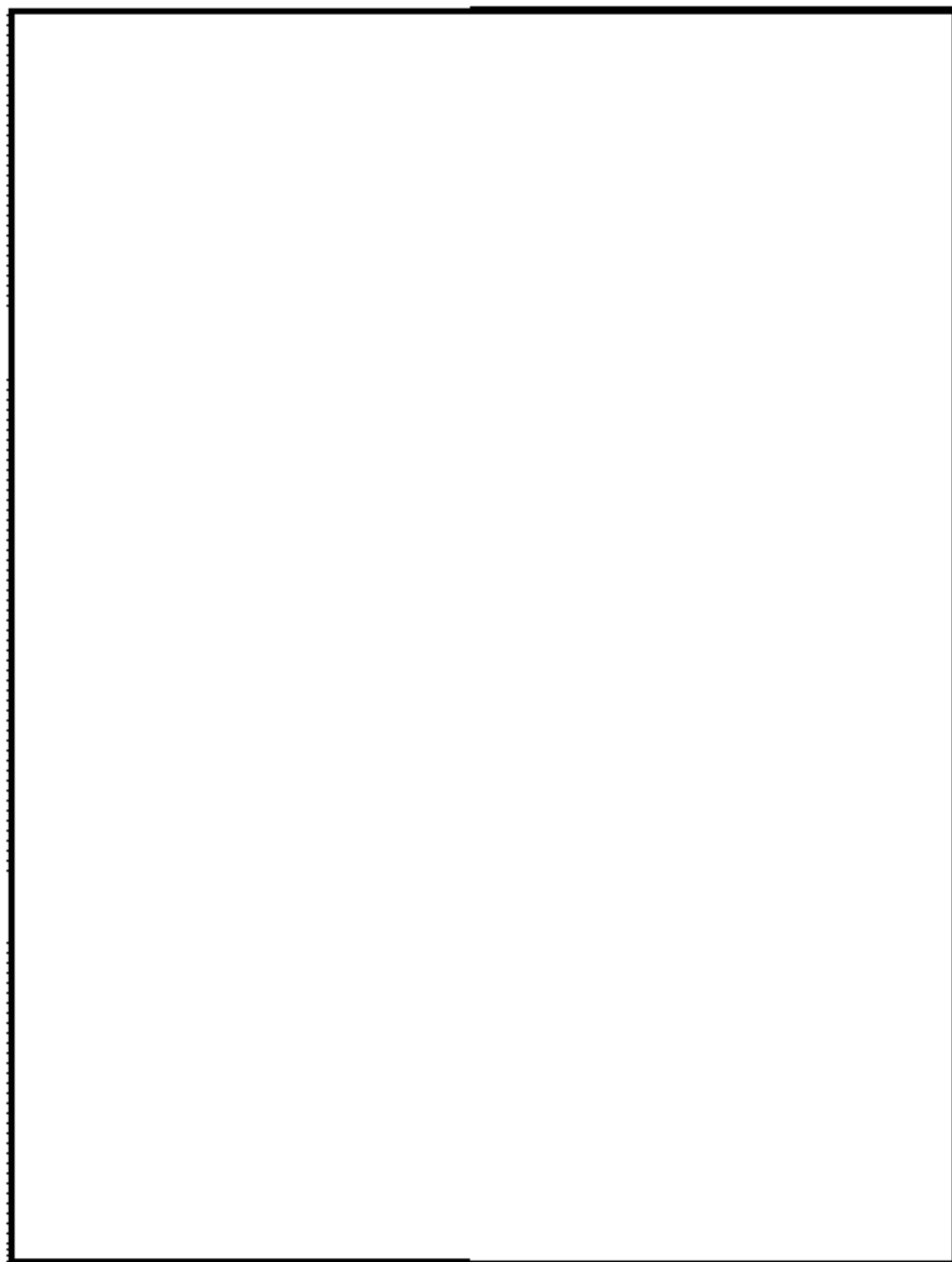


図48-4-11 7号炉原子炉建屋地上4階

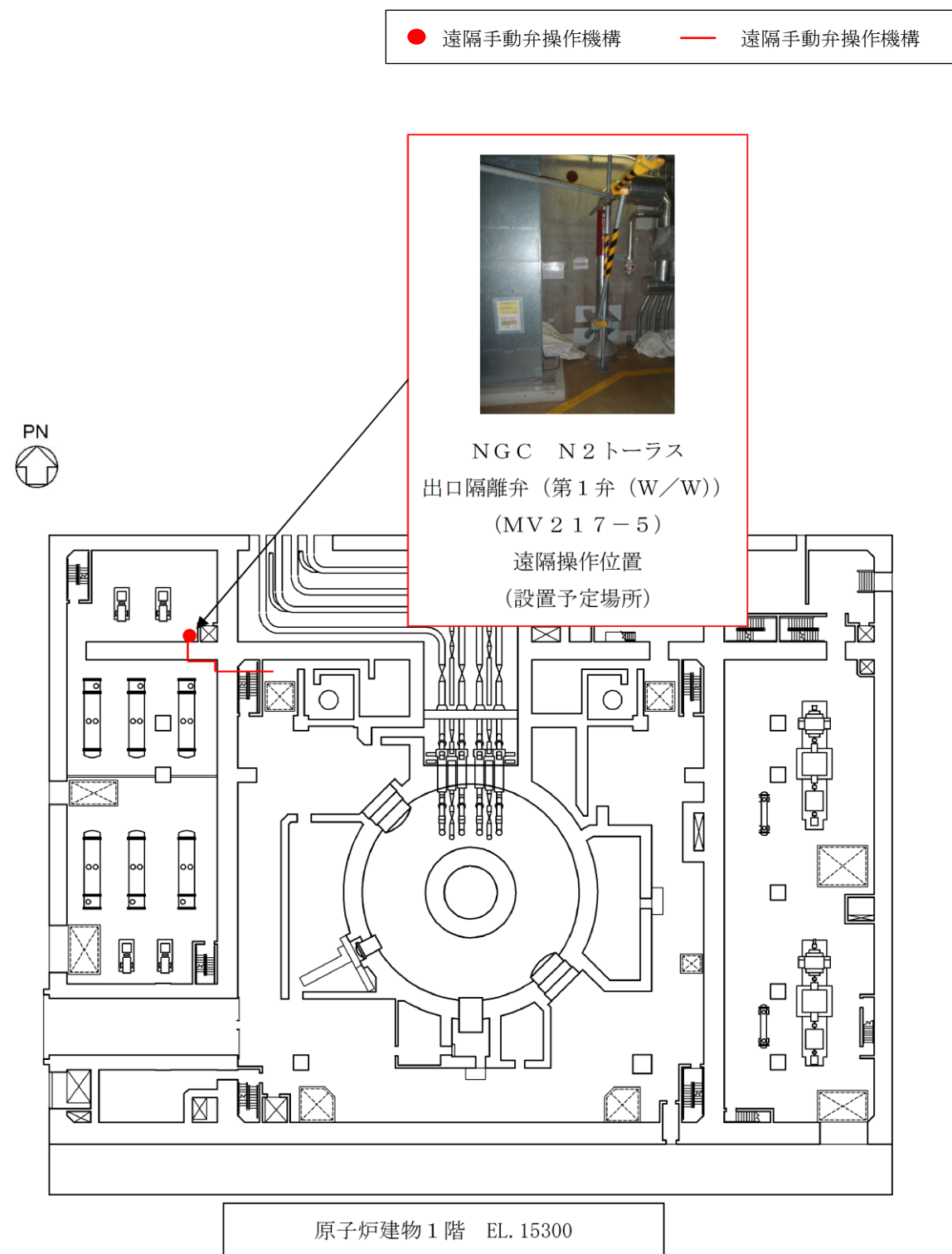


図 11 原子炉建物 1階

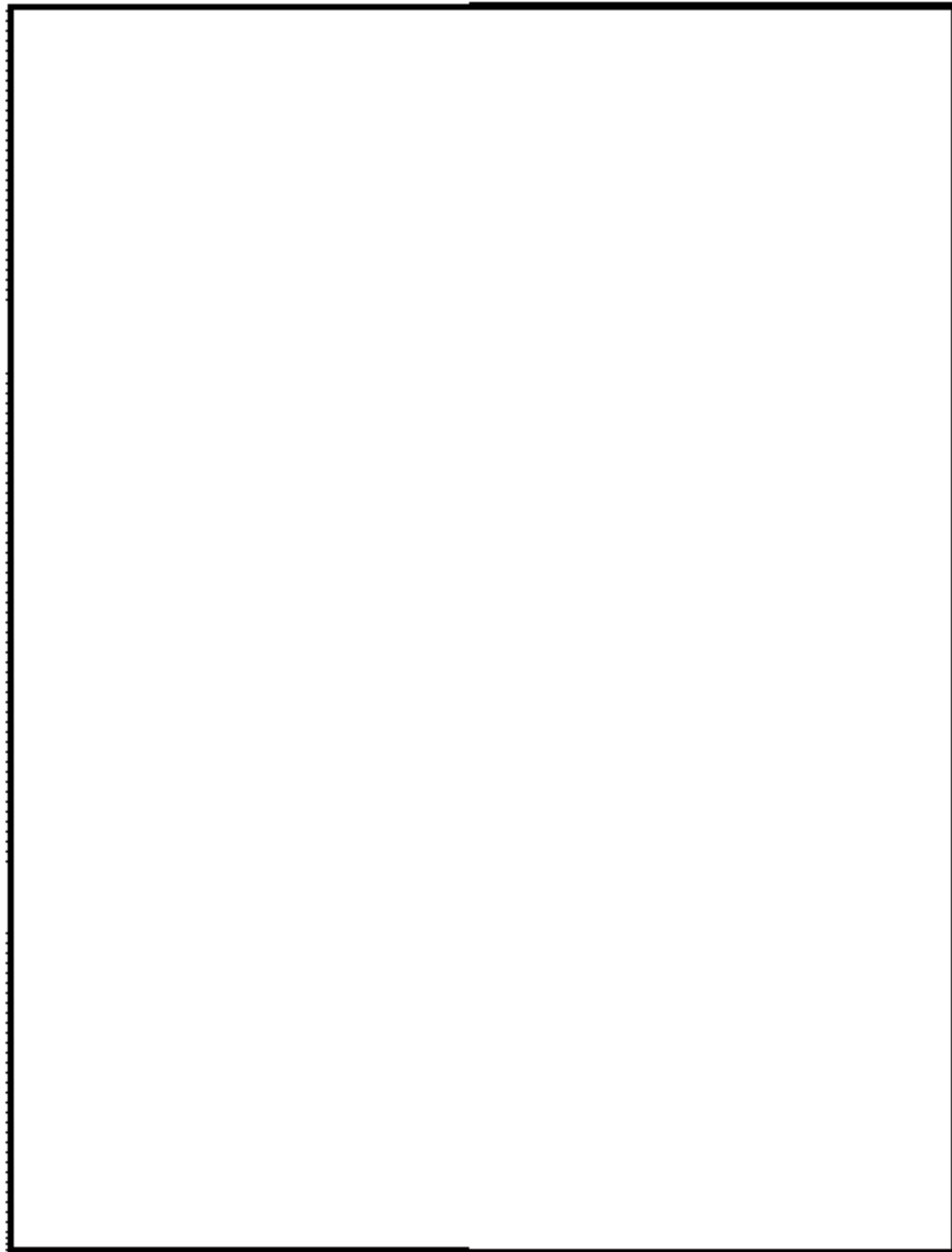
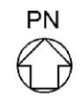
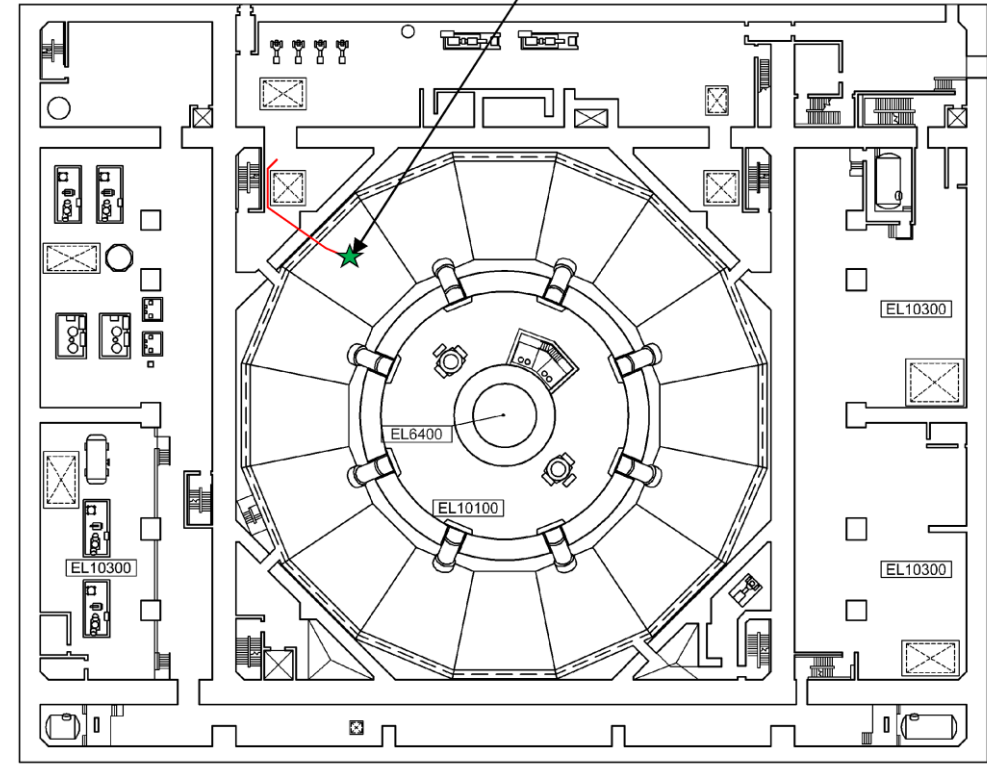


図48-4-12 7号炉原子炉建屋地上中3階



★ 弁設置位置 — 遠隔手動弁操作機構

NGC N2 トーラス出口隔離弁
(第1弁 (W/W))
(MV 2 1 7 - 5)



原子炉建物地下1階 EL. 8800

図 12 原子炉建物地下1階

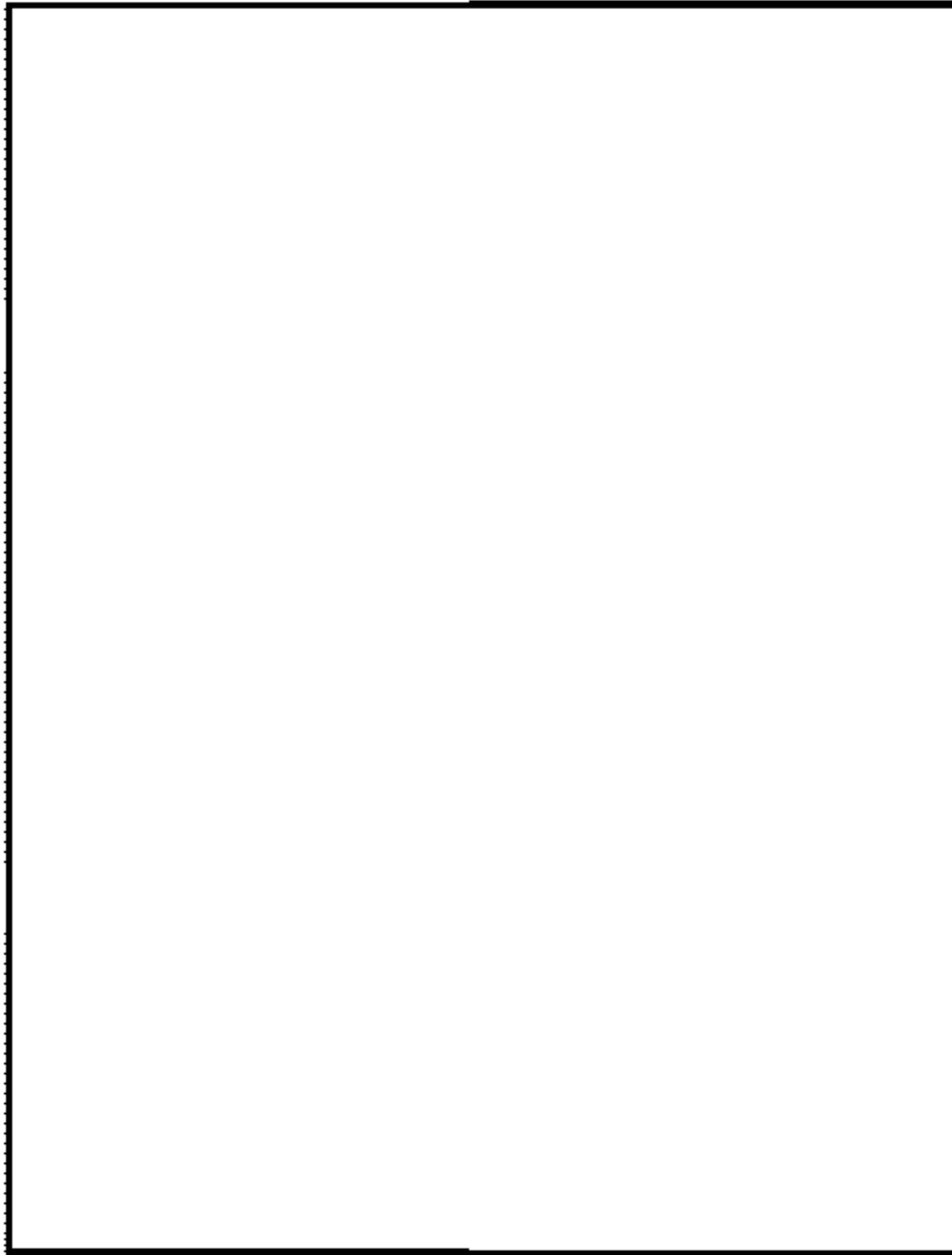


図48-4-13 7号炉原子炉建屋地上3階

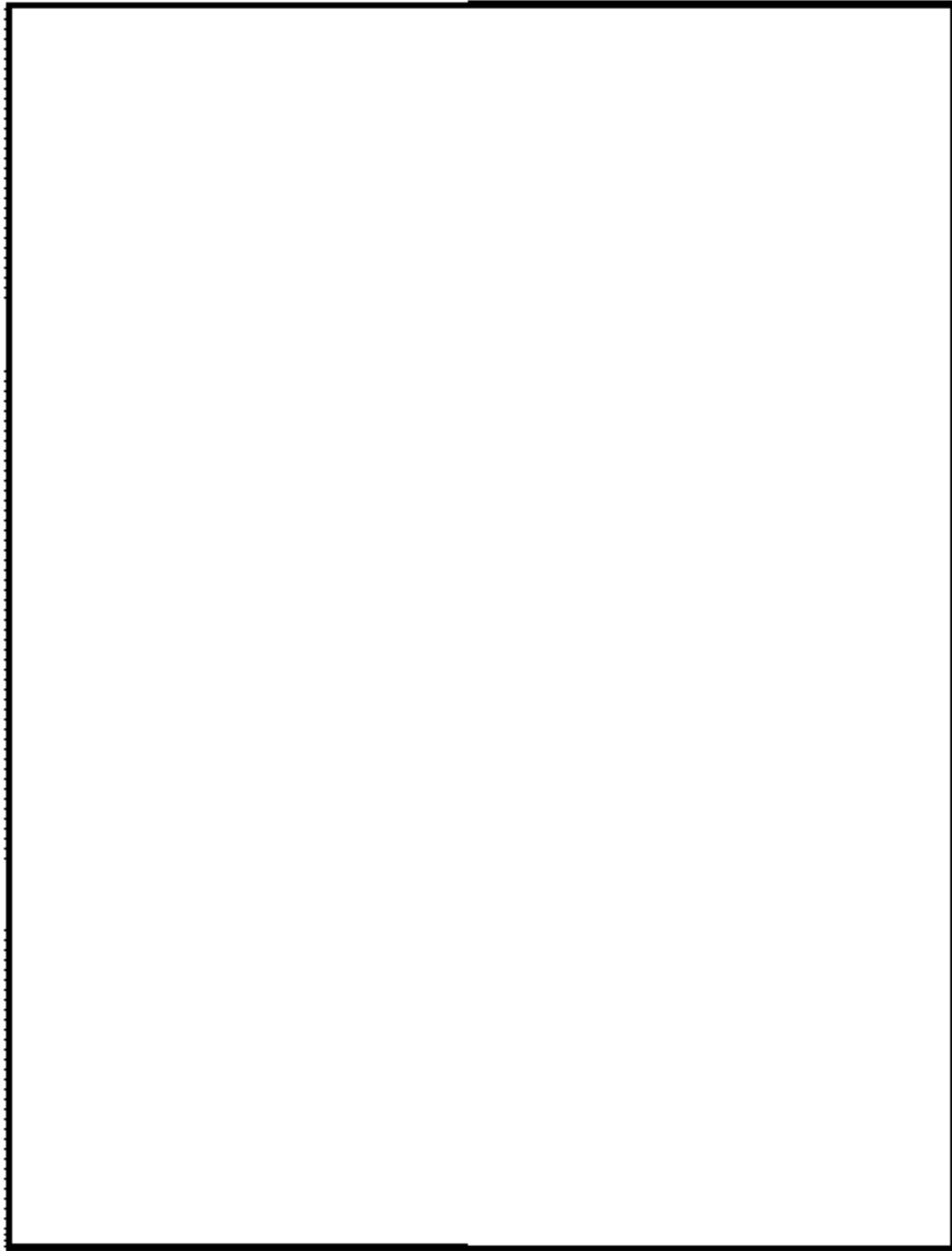


図48-4-14 7号炉原子炉建屋地上2階

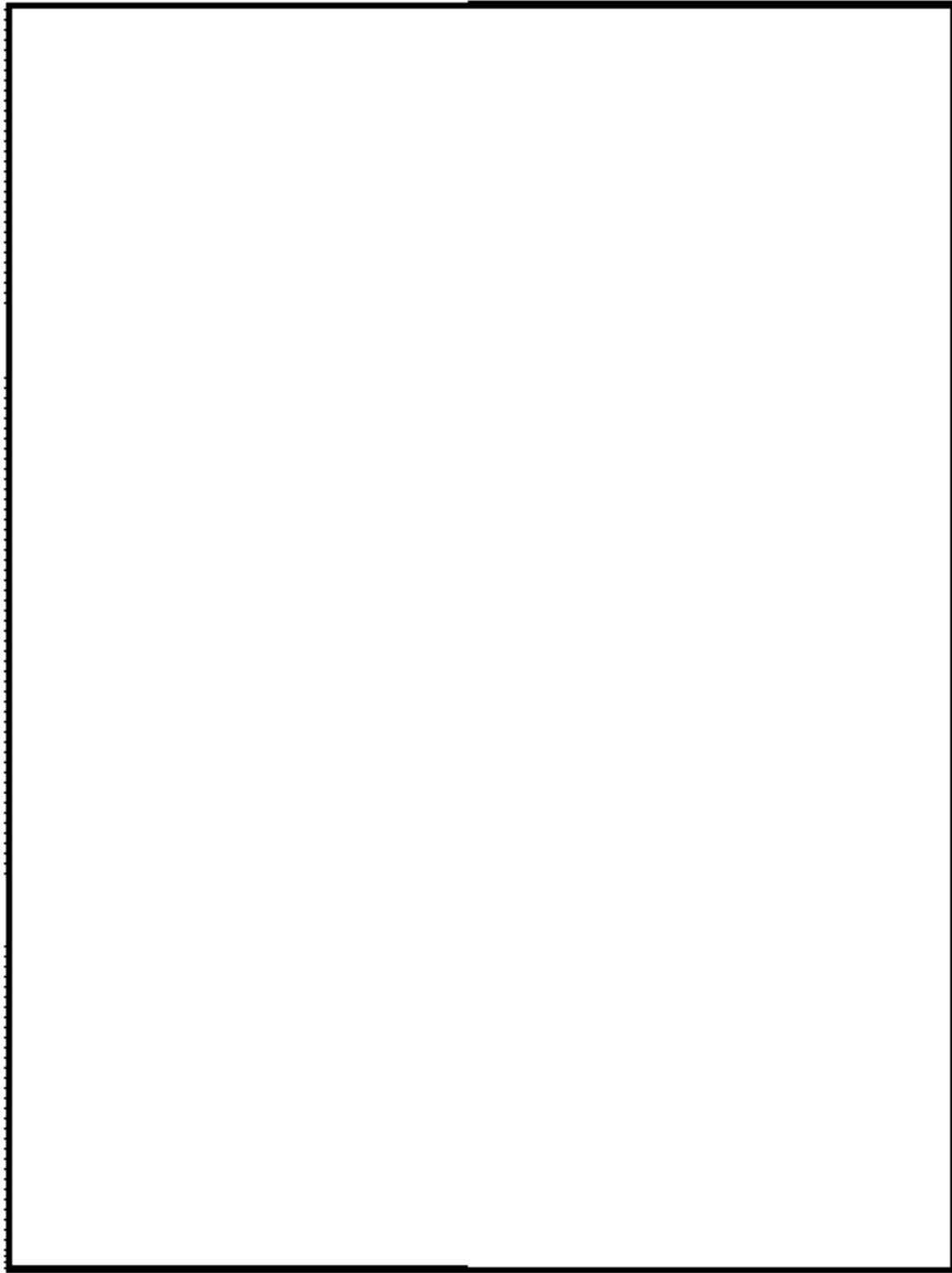


図48-4-15 7号炉原子炉建屋地上1階

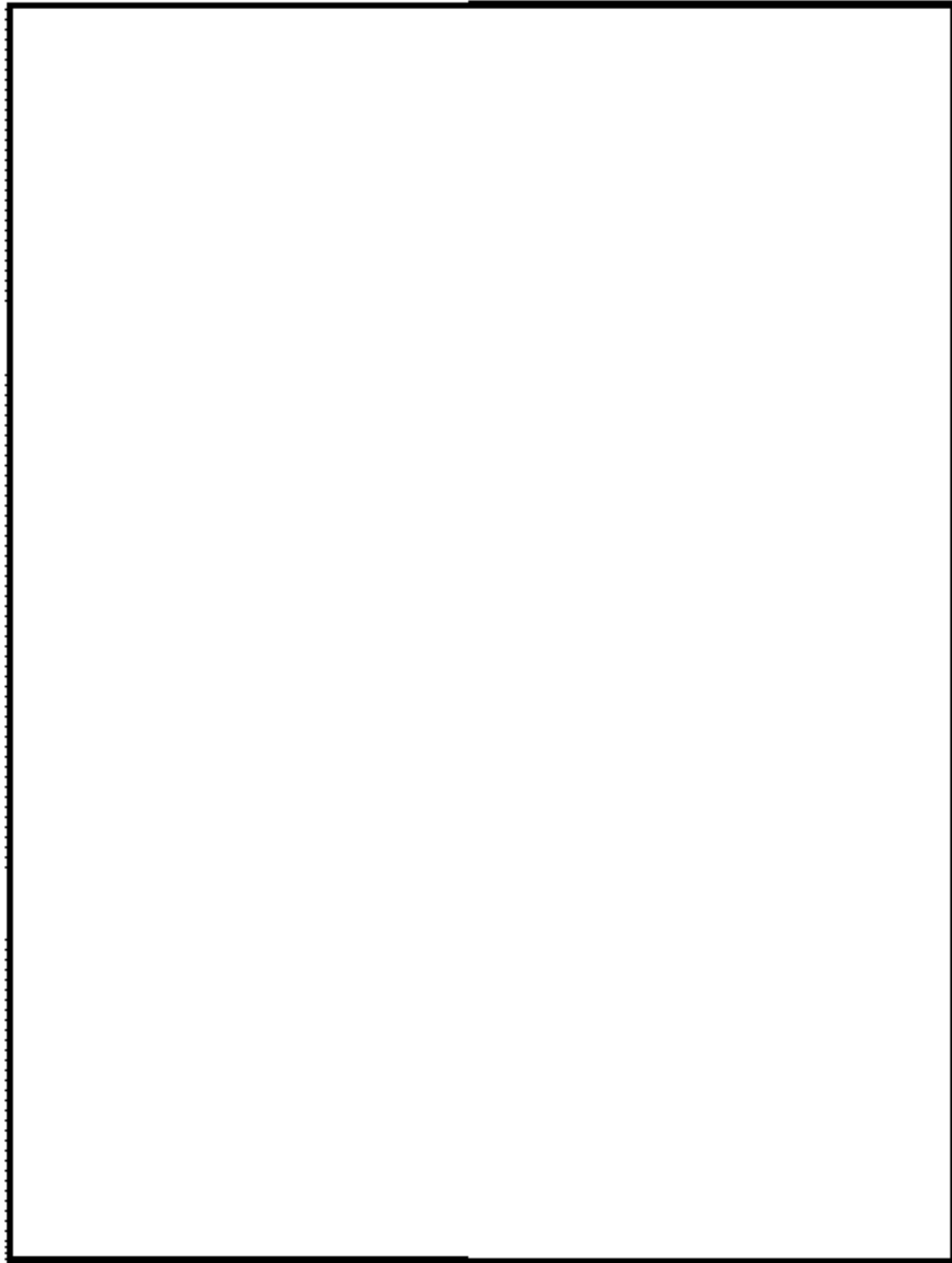


図48-4-16 7号炉原子炉建屋地下2階

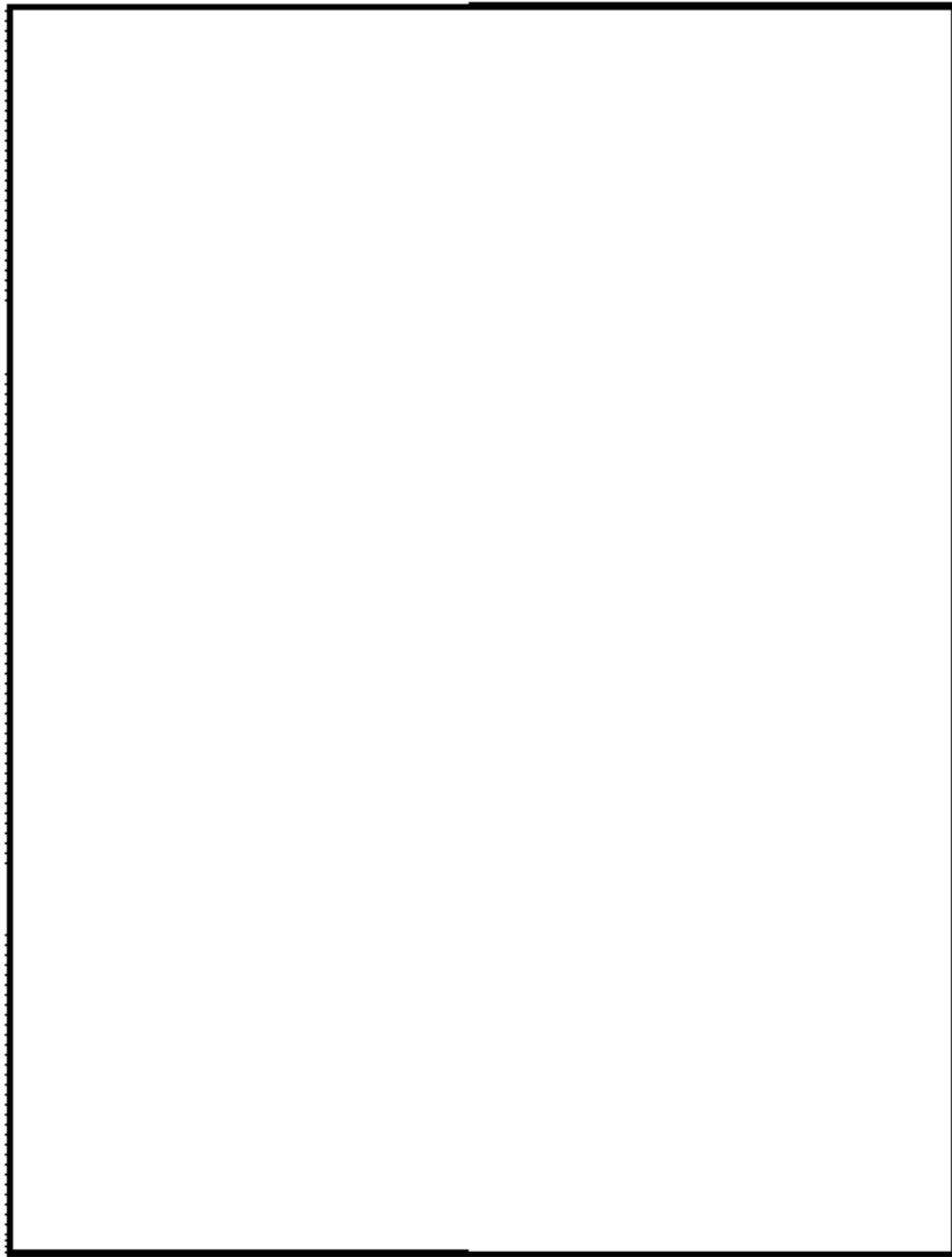


図48-4-17 7号炉原子炉建屋地下3階

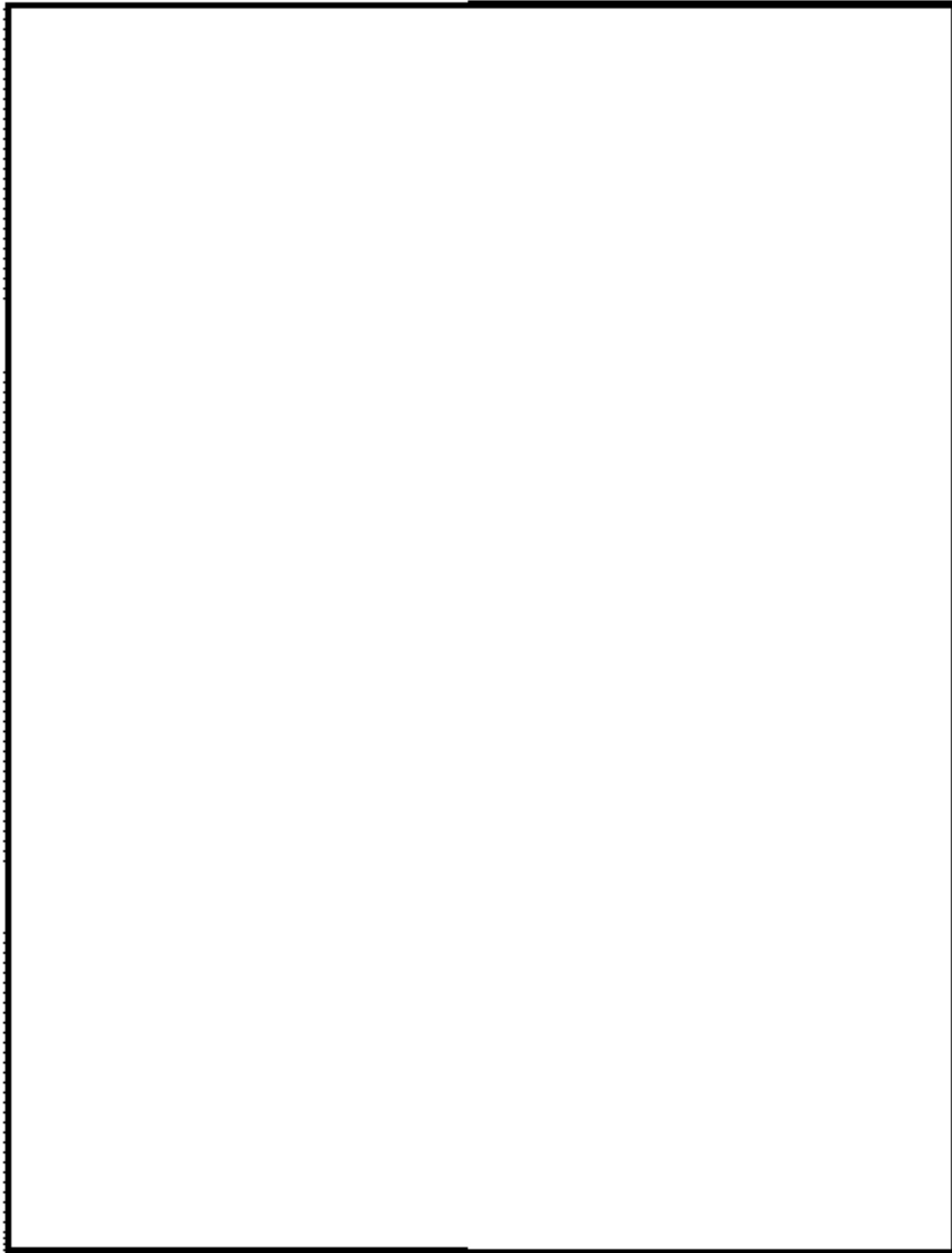


図48-4-18 7号炉タービン建屋地上1階

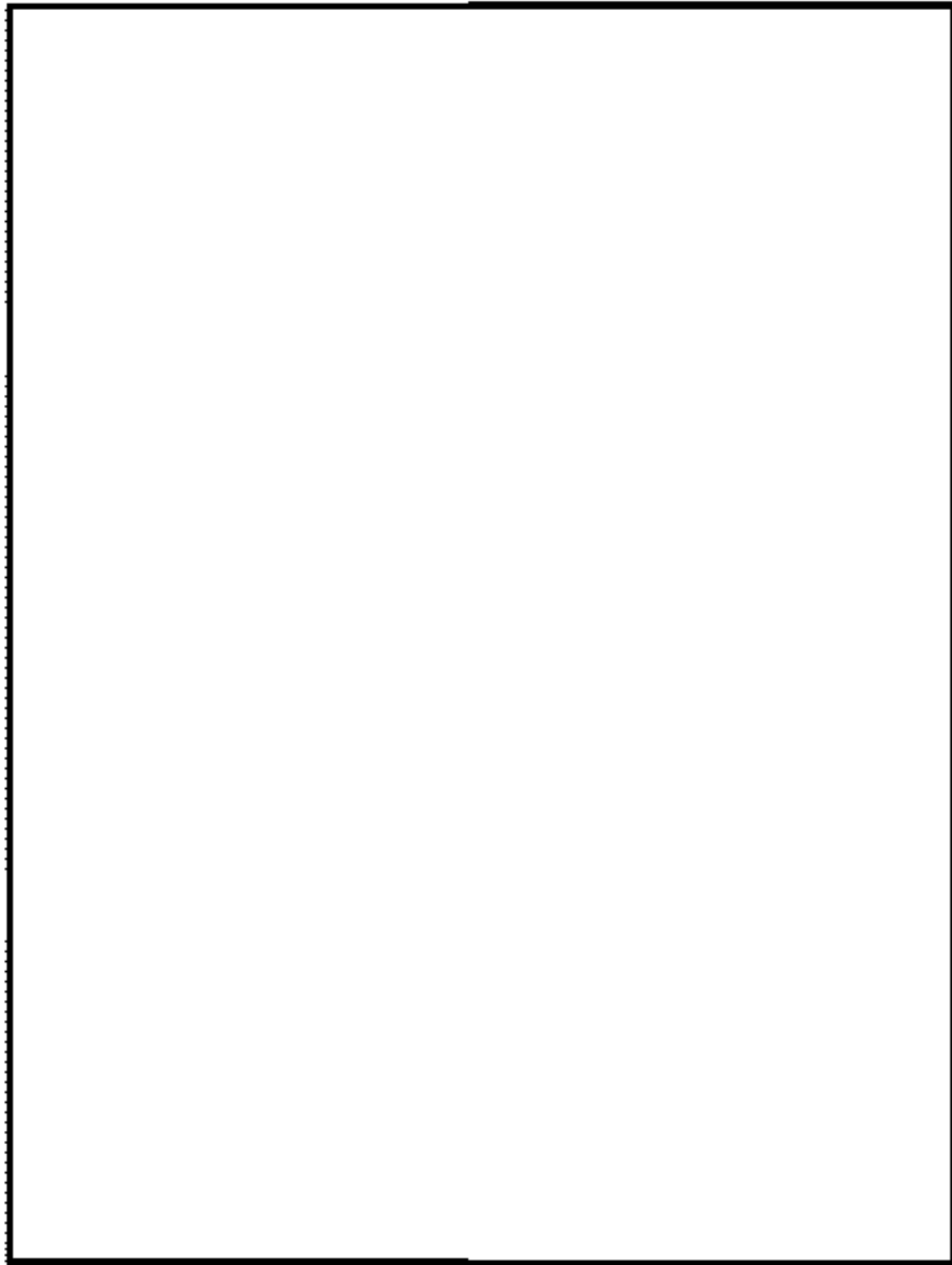


図48-4-19 7号炉タービン建屋地下1階

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



図48-4-20 6/7号炉コントロール建屋地下2階

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

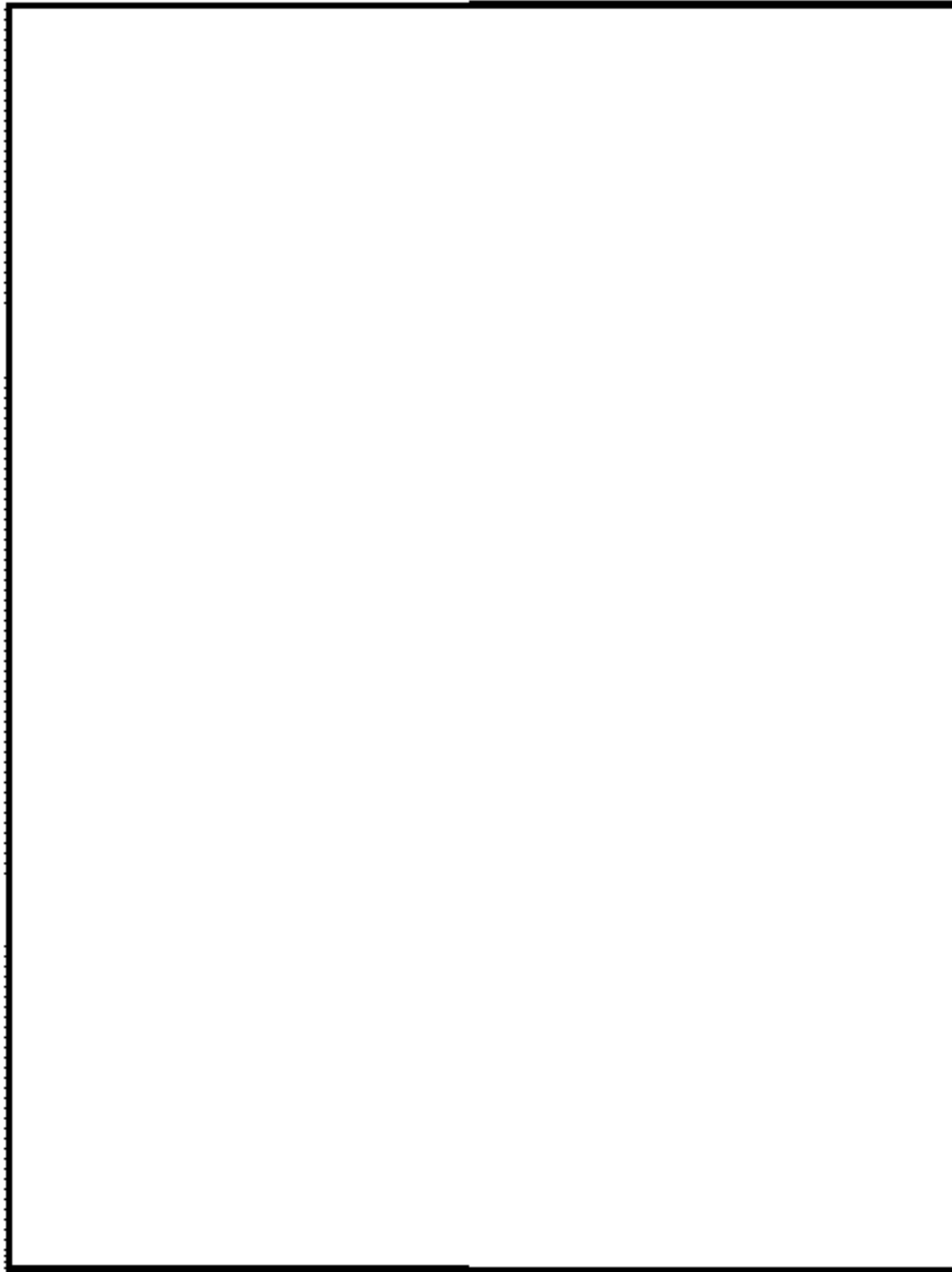


図48-4-21 代替原子炉補機冷却系 接続口配置図 (6/7号炉)

【格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系】

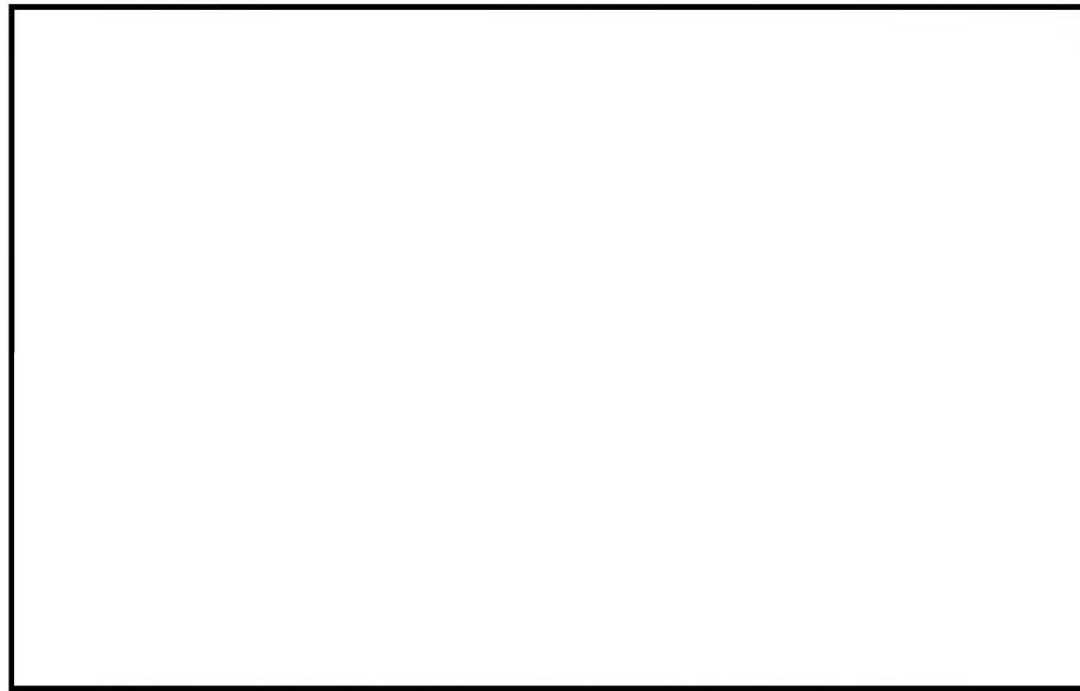
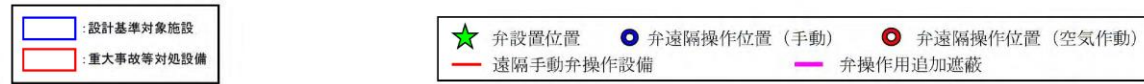


図48-4-22 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 1/5

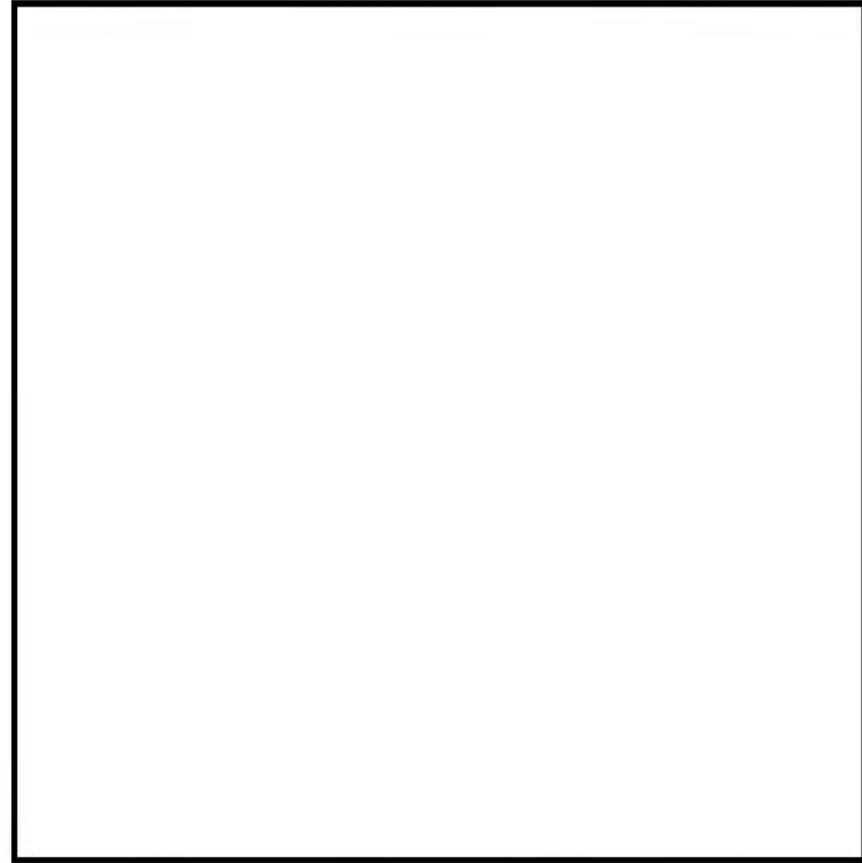
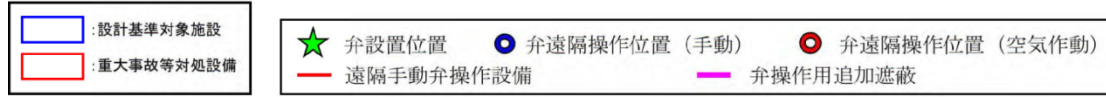


図48-4-23 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 2/5

- :設計基準対象施設
- :重大事故等対処設備
- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作追加遮蔽

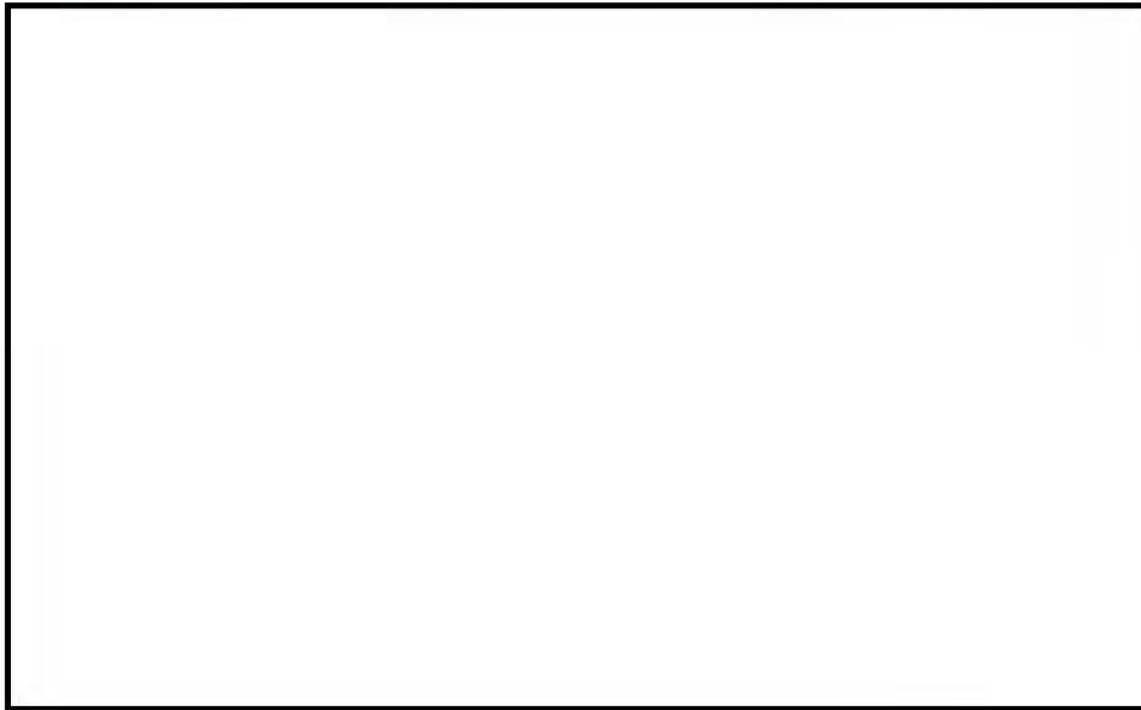


図48-4-24 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 3/5

□ : 設計基準対象施設
□ : 重大事故等対処設備

★ 弁設置位置

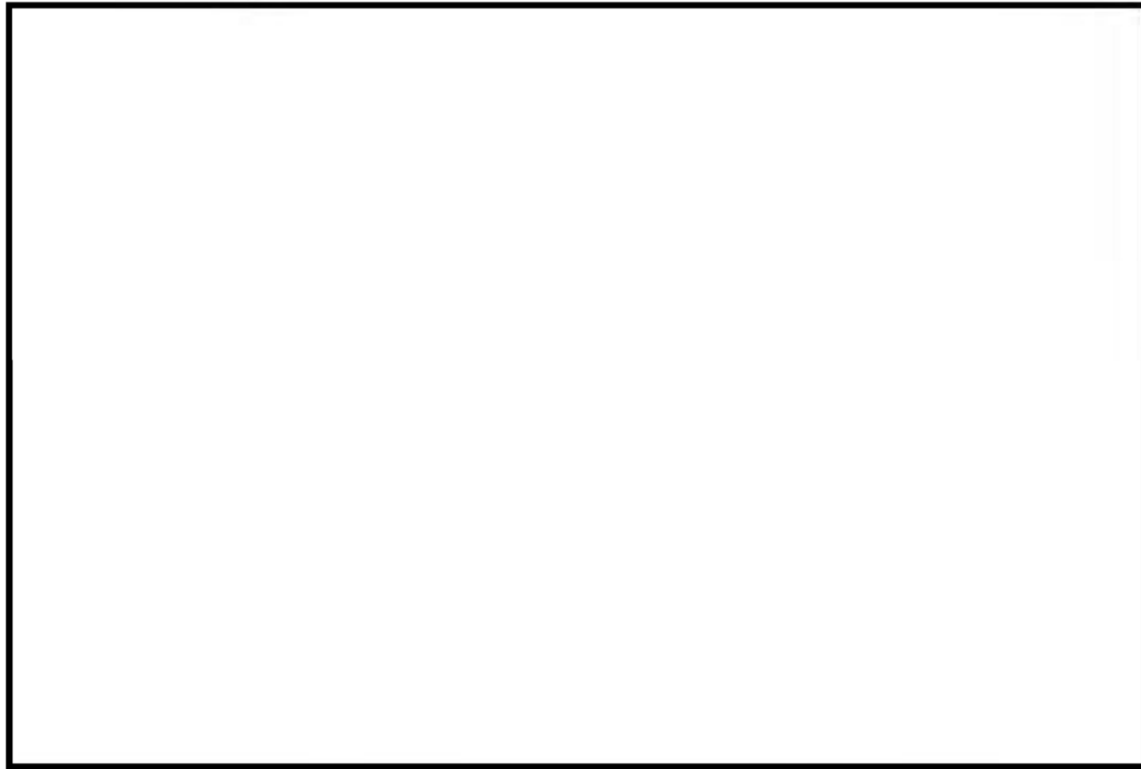


図48-4-25 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 4/5

□ : 設計基準対象施設
□ : 重大事故等対処設備

★ 弁設置位置

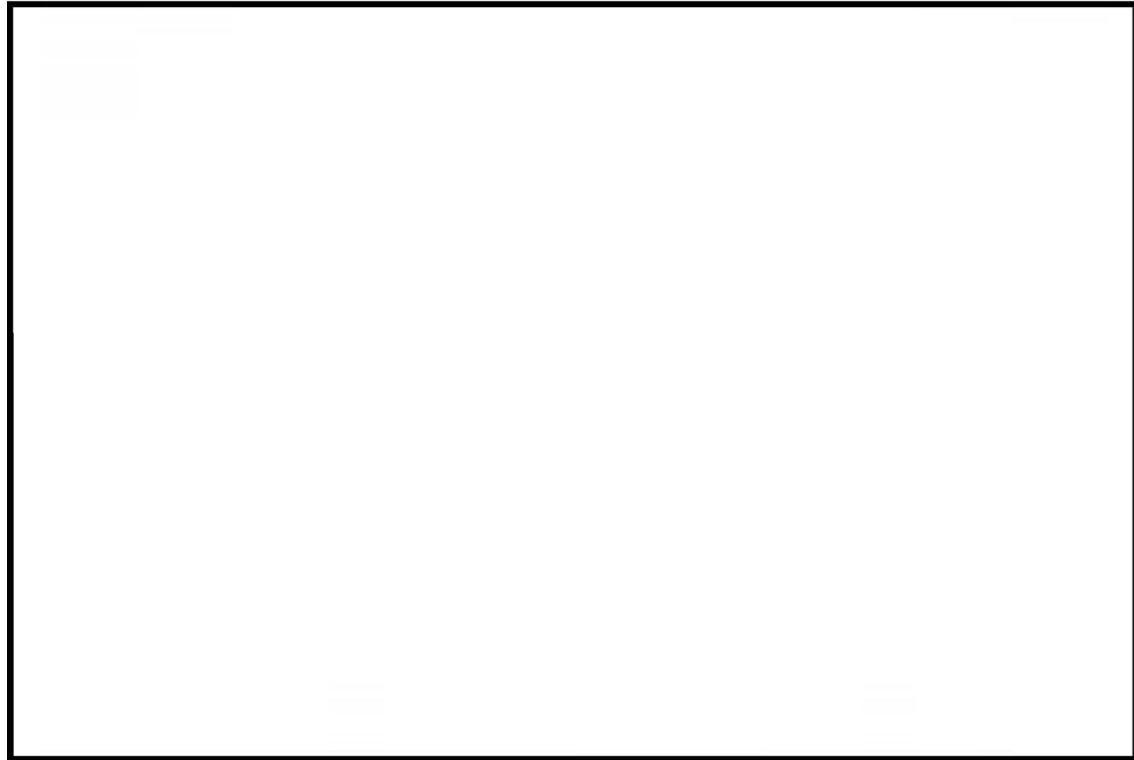


図48-4-26 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 5/5

□ : 設計基準対象施設
□ : 重大事故等対処設備

★ 弁設置位置

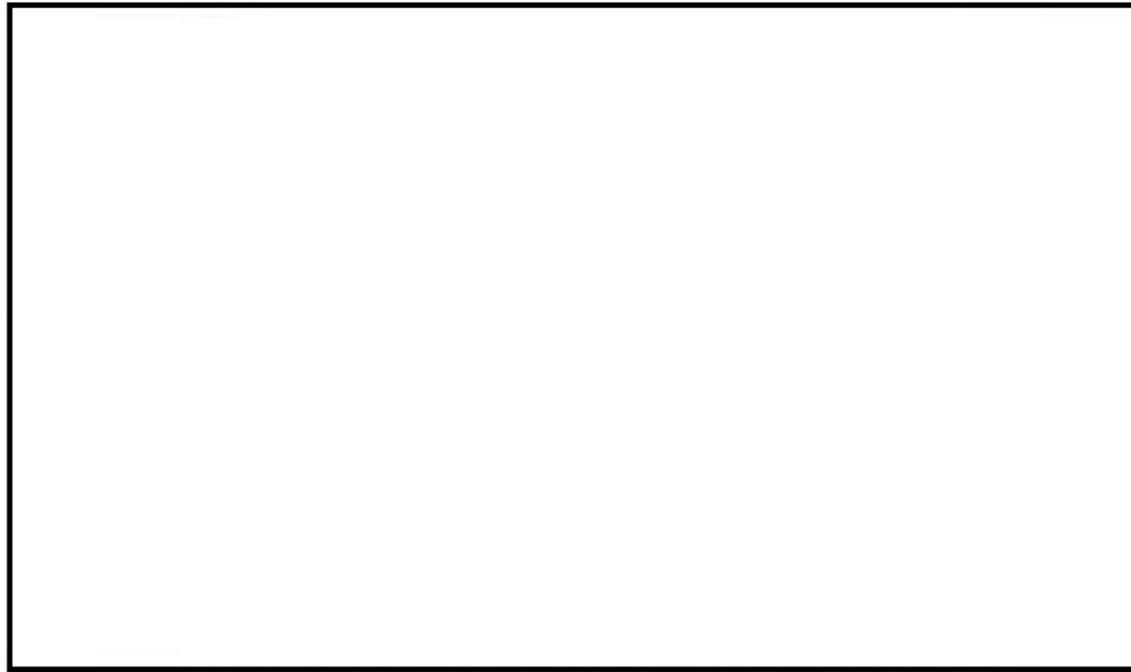


図48-4-27 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 1/5

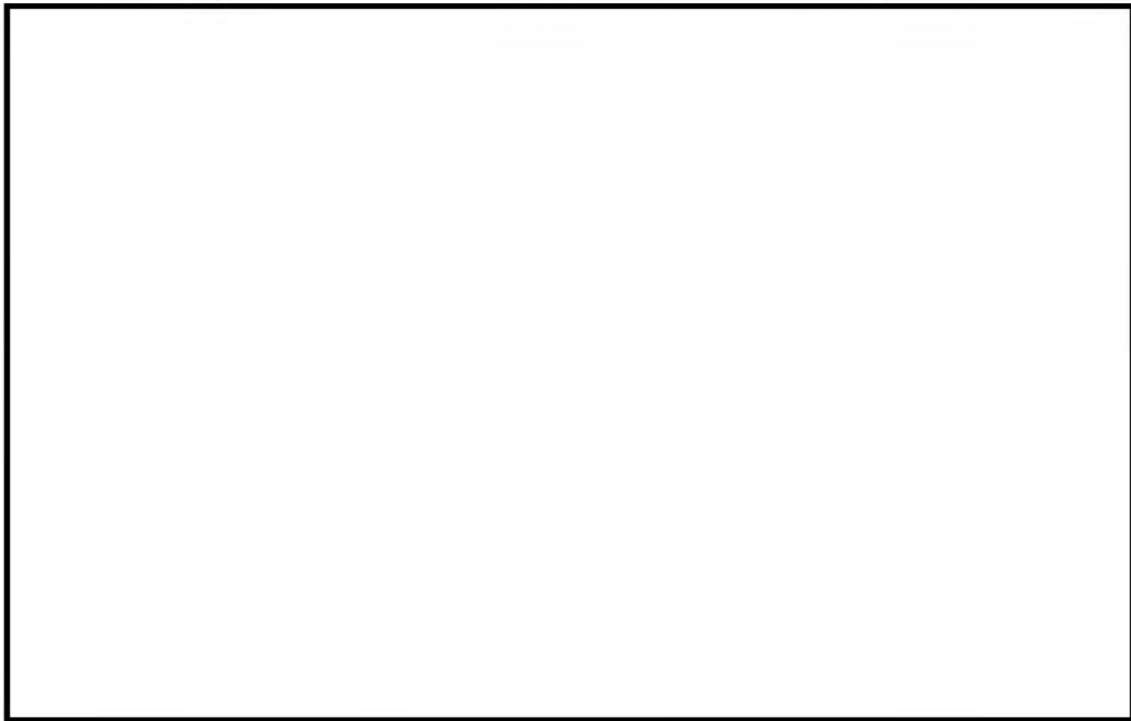
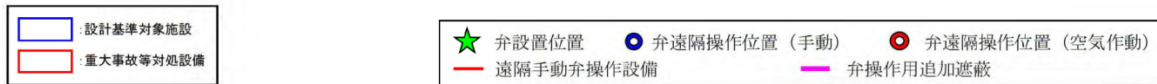


図48-4-28 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 2/5

- ★ 弁設置位置 ● 弁遠隔操作位置 (手動) ● 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備 — 弁操作追加遮蔽

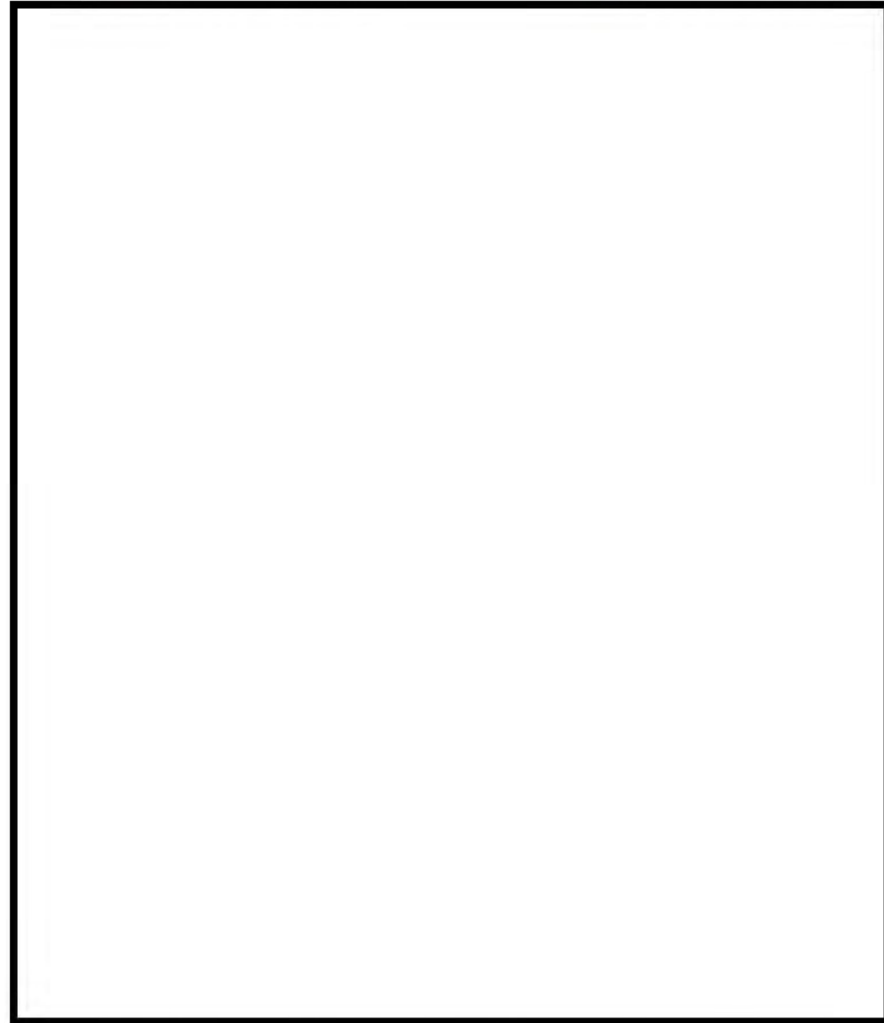


図48-4-29 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 3/5

- : 設計基準対象施設
- ★ : 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)
- : 重大事故等対処設備
- : 遠隔手動弁操作設備
- : 弁操作追加遮蔽

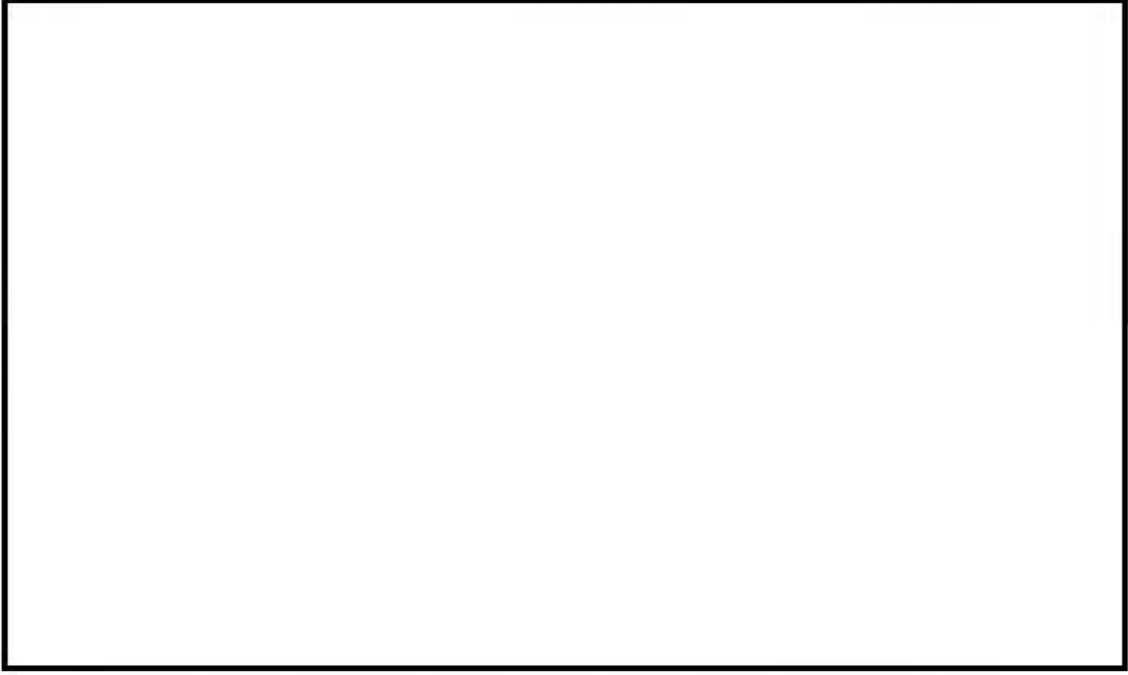


図48-4-30 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 4/5

□ : 設計基準対象施設
□ : 重大事故等対処設備

★ 弁設置位置

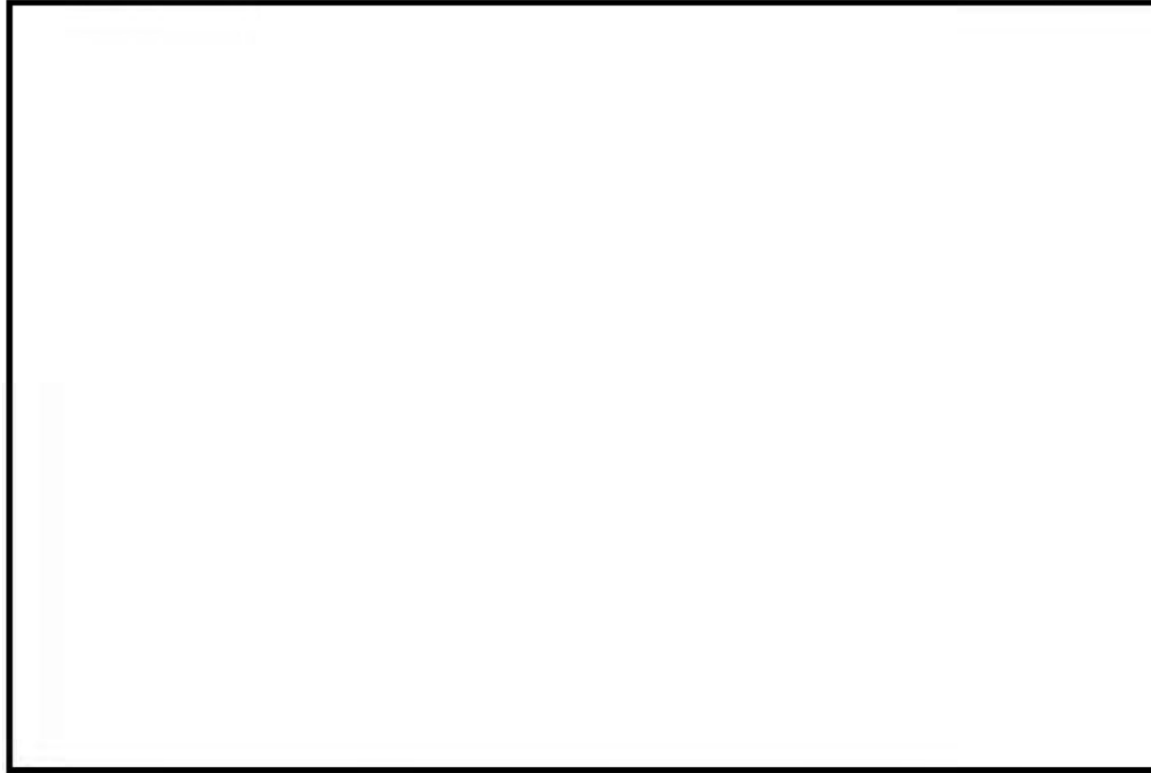


図48-4-31 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 5/5

:設計基準対象施設
 :重大事故等対処設備

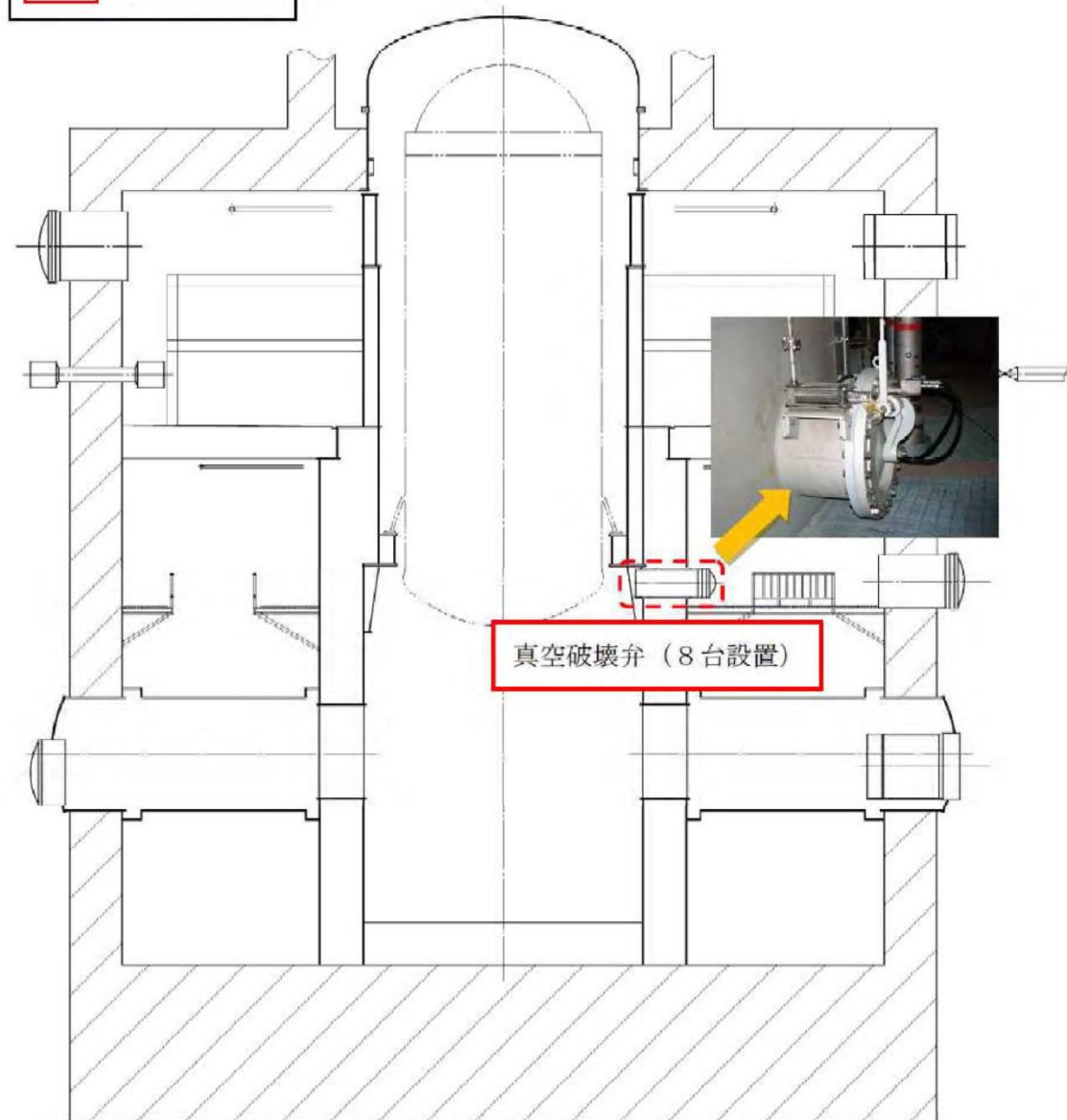


図48-4-32 6/7号炉 真空破壊弁 設置位置図

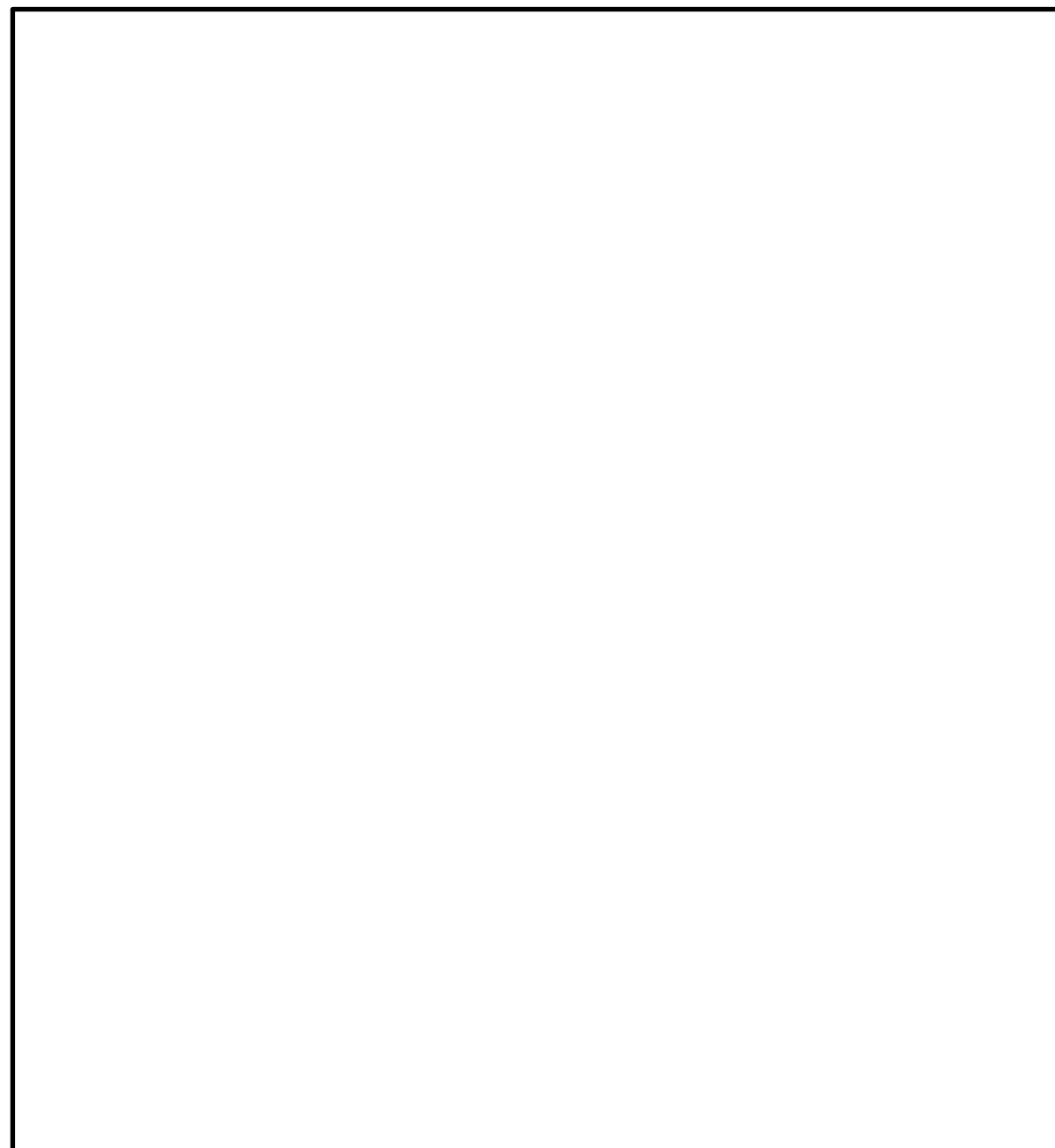


図 13 真空破壊装置設置位置図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

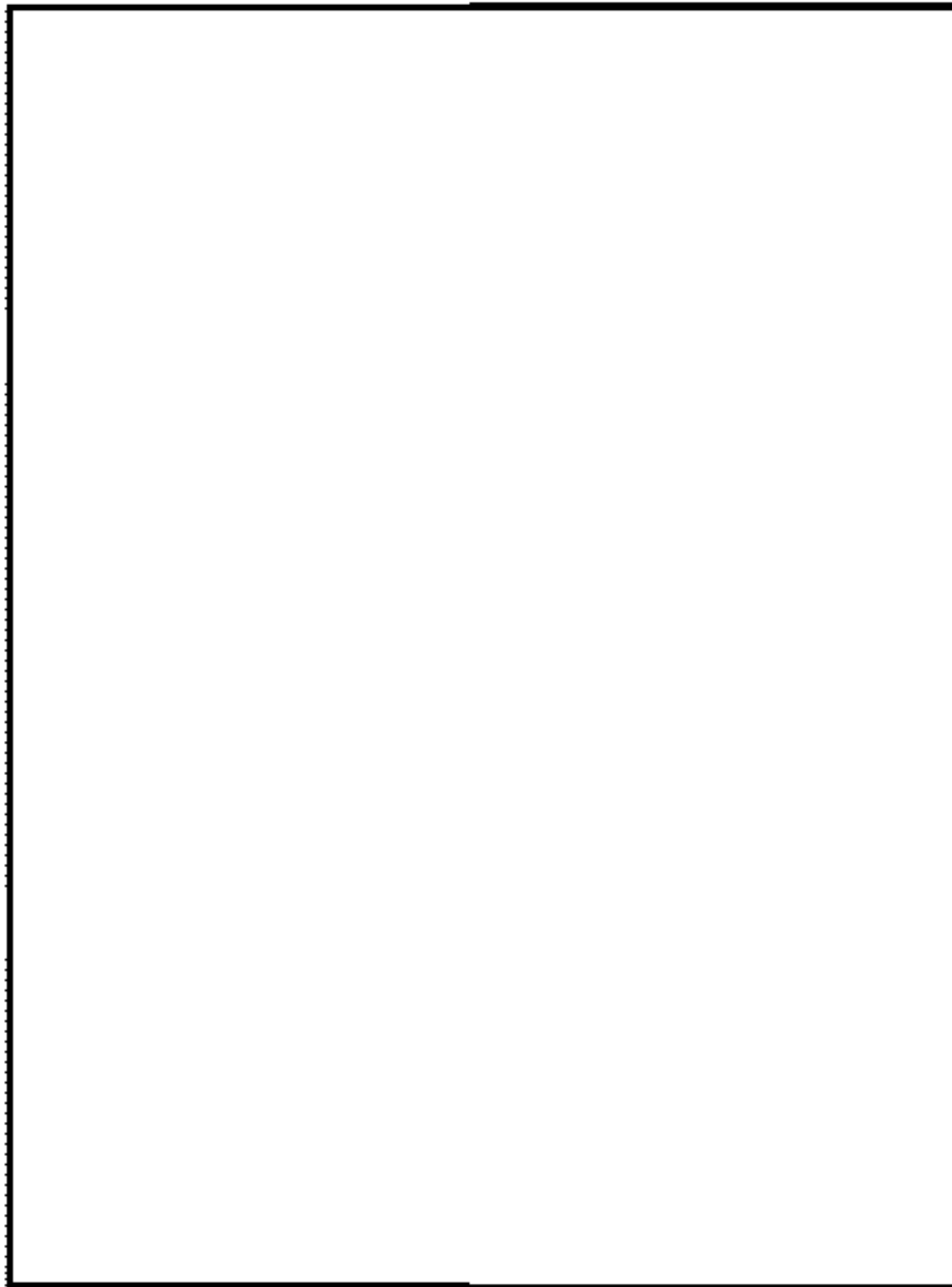


図48-4-33 6/7号炉 中央制御室配置図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="667 661 756 735">48-5 系統図</p>	<p data-bbox="1774 661 1944 693">48-4 系統図</p>	

【代替原子炉補機冷却系】

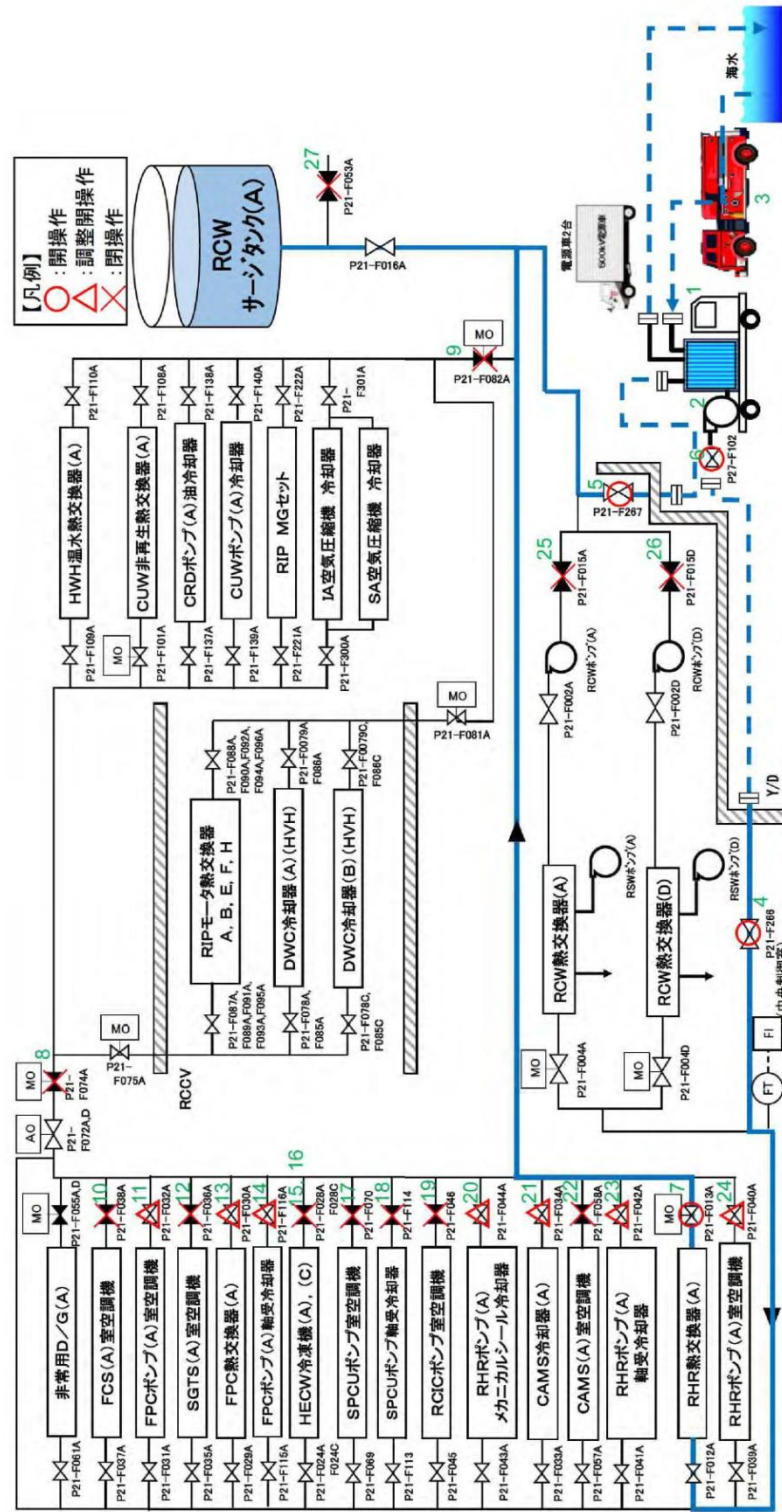


図48-5-1 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉A系)

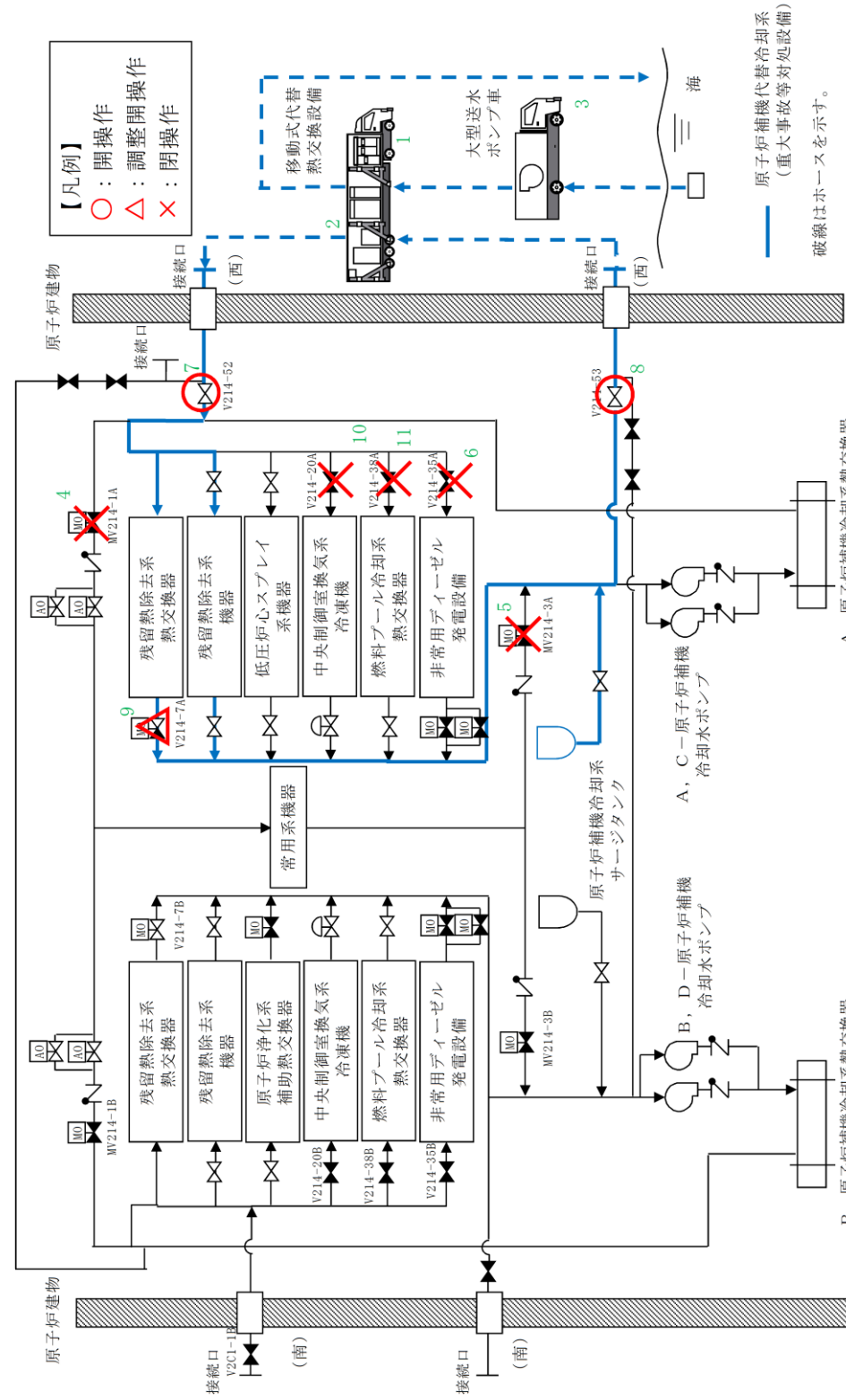


図1 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (A系)

・設備の相違

表48-5-1 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (6号炉A系)

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

表1 原子炉補機代替冷却系機器リスト (A系)

No.	機器名称
1	移動式代替熱交換設備
2	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ
3	大型送水ポンプ車
4	A-R C W常用補機冷却水入口切替弁
5	A-R C W常用補機冷却水出口切替弁
6	R C W A-DE G冷却水入口弁
7	R C W A-AHE F供給配管止め弁
8	R C W A-AHE F戻り配管止め弁
9	A-RHR熱交冷却水出口弁
10	R C W A-中央制御室冷凍機入口弁
11	R C W A-F P C熱交冷却水入口弁

・設備の相違

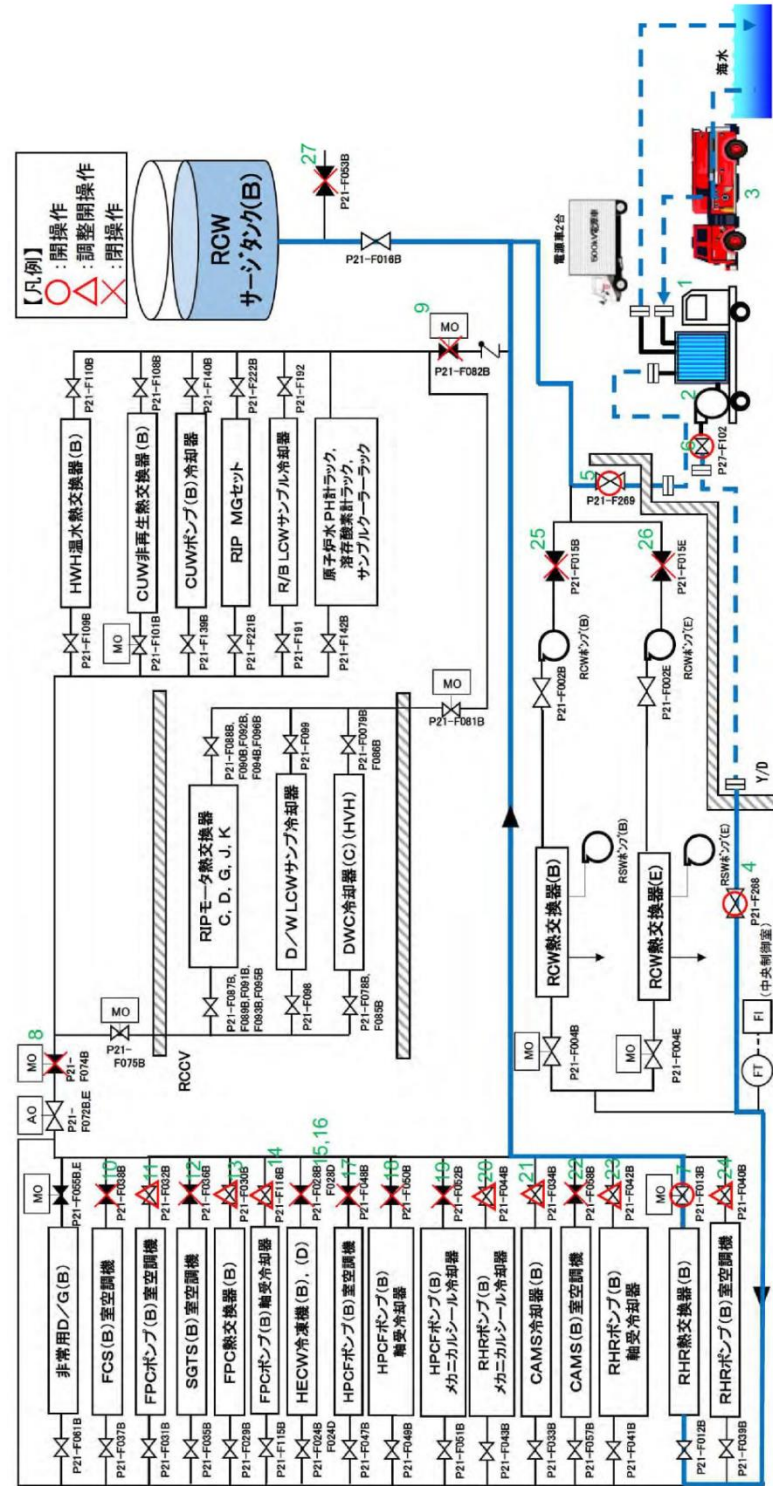


図48-5-2 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉B系)

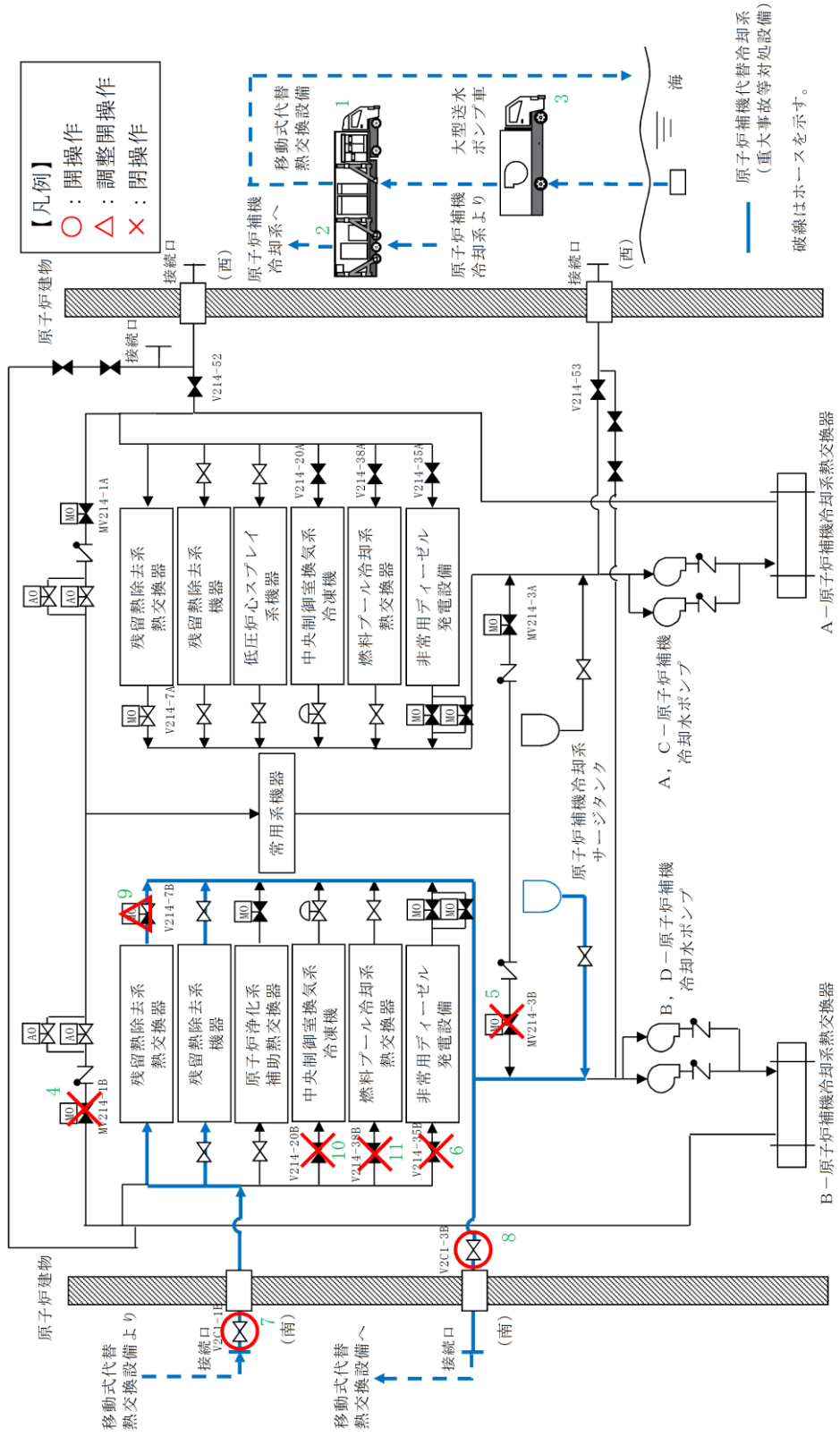


図2 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (B系)

・設備の相違

表48-5-2 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (6号炉B系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却系供給ライン隔離弁 (B)
5	代替冷却系戻りライン隔離弁 (B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (B)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (B)
10	可燃性ガス濃度制御系 (B) 室空調機冷却水出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) 室空調機冷却水出口弁
12	非常用ガス処理系室 (B) 空調機冷却水出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
14	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) 軸受冷却器冷却水出口弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (B) 冷却水出口弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (D) 冷却水出口弁
17	高圧炉心注水系ポンプ (B) 室空調機冷却水出口弁
18	高圧炉心注水系ポンプ (B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁
19	高圧炉心注水系ポンプ (B) メカニカルシール冷却器冷却水出口弁
20	残留熱除去系ポンプ (B) メカニカルシール冷却器冷却水出口弁
21	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器 (B) 冷却水出口弁
22	格納容器内雰囲気モニタ系 (B) 室空調機冷却水出口弁
23	残留熱除去系ポンプ (B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁
24	残留熱除去系ポンプ (B) 室空調機冷却水出口弁
25	原子炉補機冷却水系ポンプ (B) 吸込弁
26	原子炉補機冷却水系ポンプ (E) 吸込弁
27	換気空調補機非常用冷却水系降水管 (B) タイライン止め弁

表2 原子炉補機代替冷却系機器リスト (B系)

No.	機器名称
1	移動式代替熱交換設備
2	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ
3	大型送水ポンプ車
4	B-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
5	B-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
6	R C W B- D E G 冷却水入口弁
7	A H E F B- 供給配管止め弁
8	A H E F B- 戻り配管止め弁
9	B-R H R 熱交冷却水出口弁
10	R C W B- 中央制御室冷凍機入口弁
11	R C W B- F P C 熱交冷却水入口弁

・設備の相違

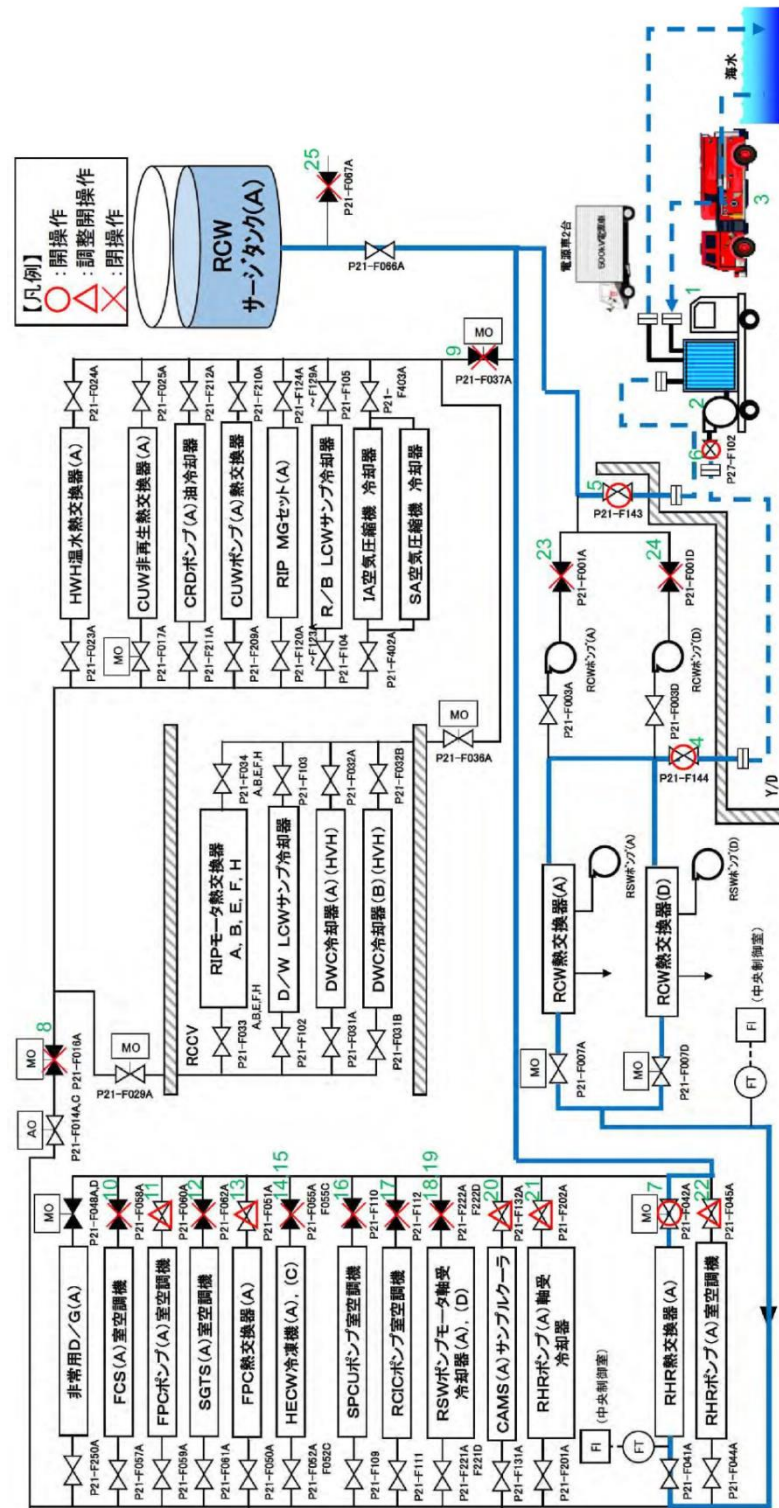


図48-5-3 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉A系)

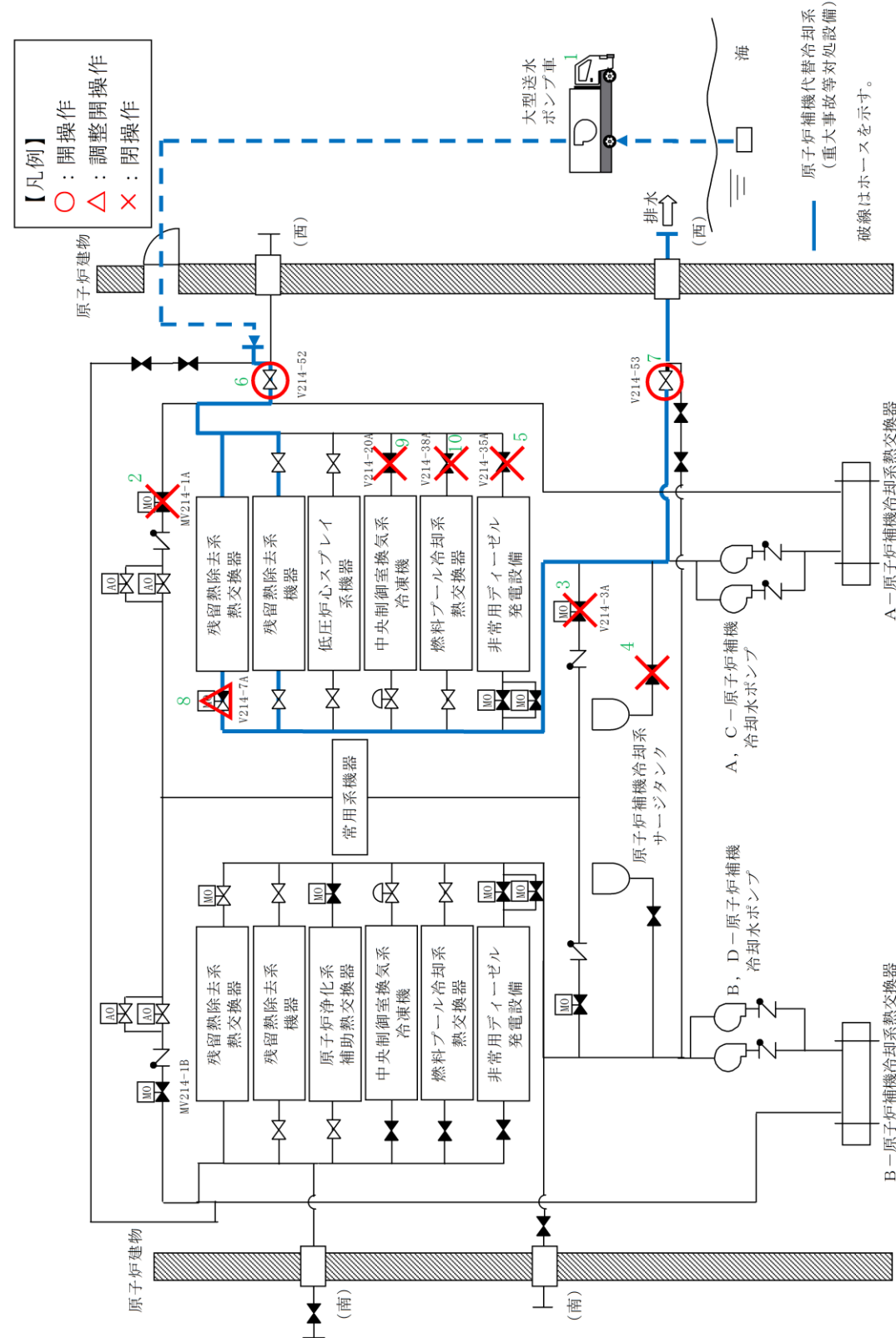


図3 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (屋内接続口)

・設備の相違

表48-5-3 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (7号炉A系)

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

表3 原子炉補機代替冷却系機器リスト (屋内接続口)

No.	機器名称
1	大型送水ポンプ車
2	A-R C W常用補機冷却水入口切替弁
3	A-R C W常用補機冷却水出口切替弁
4	A-R C Wサージタンク出口弁
5	R C W A-DE G冷却水入口弁
6	R C W A-AHE F供給配管止め弁
7	R C W A-AHE F戻り配管止め弁
8	A-RHR熱交冷却水出口弁
9	R C W A-中央制御室冷凍機入口弁
10	R C W A-F P C熱交冷却水入口弁

・設備の相違

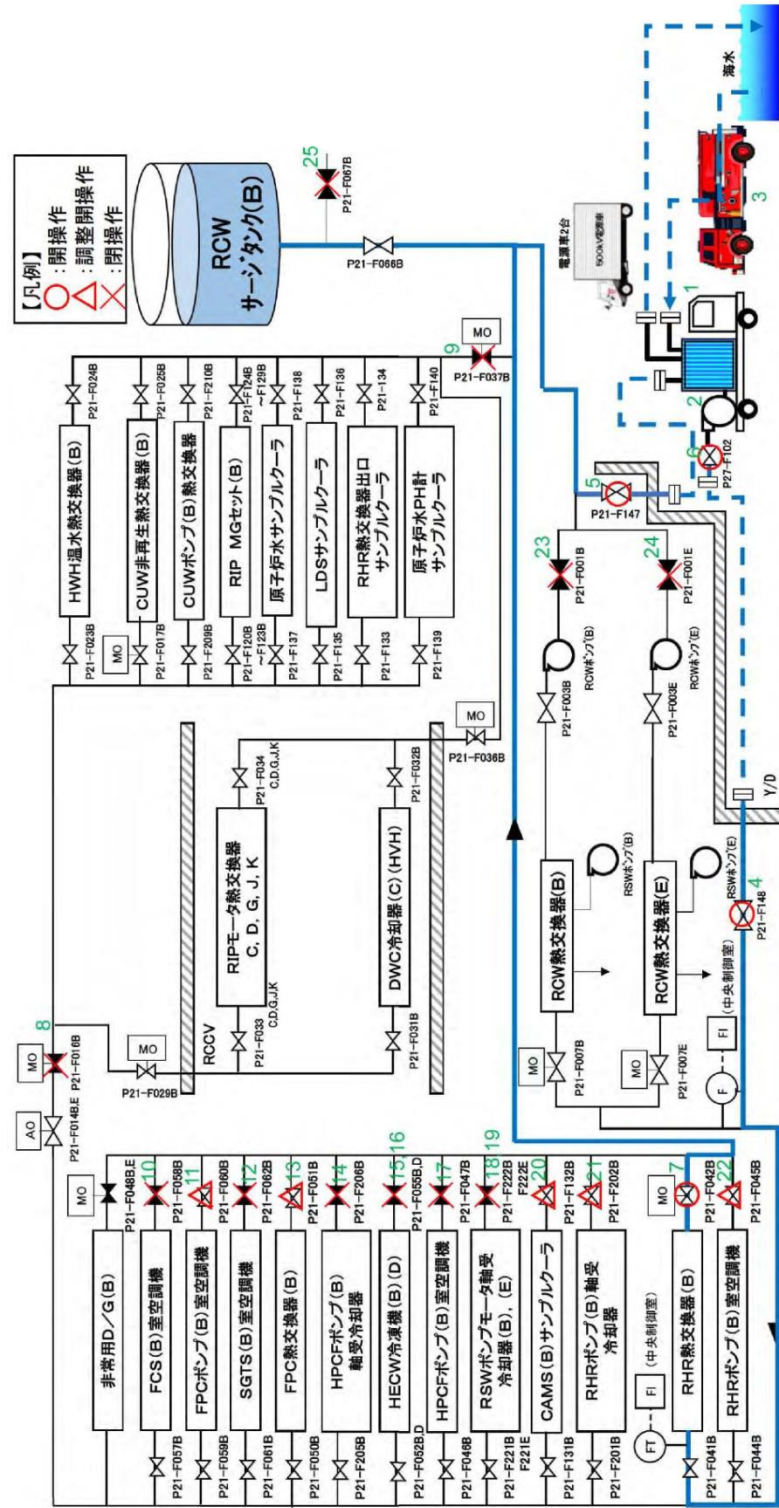


図48-5-4 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉B系)

・設備の相違

表48-5-4 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (7号炉B系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却水供給第二止め弁 (B)
5	代替冷却水戻り第二止め弁 (B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (B)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (B)
10	可燃性ガス濃度制御系室空調機 (B) 出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
12	非常用ガス処理系室空調機 (B) 出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口弁
14	高圧炉心注水系ポンプ (B) 冷却器冷却水出口弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (B) 冷却水温度調節弁後弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (D) 冷却水温度調節弁後弁
17	高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
18	原子炉補機冷却海水ポンプ (B) 電動機軸受出口弁
19	原子炉補機冷却海水ポンプ (E) 電動機軸受出口弁
20	格納容器雰囲気モニタラック (B) 出口弁
21	残留熱除去系ポンプ (B) 冷却水出口弁
22	残留熱除去系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
23	原子炉補機冷却水系ポンプ (B) 吸込弁
24	原子炉補機冷却水系ポンプ (E) 吸込弁
25	サージタンク (B) 換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

・設備の相違

- : 重大事故等対処設備 (主要設備)
- : 重大事故等対処設備 (附属設備)
- : 弁名称を次頁に示す

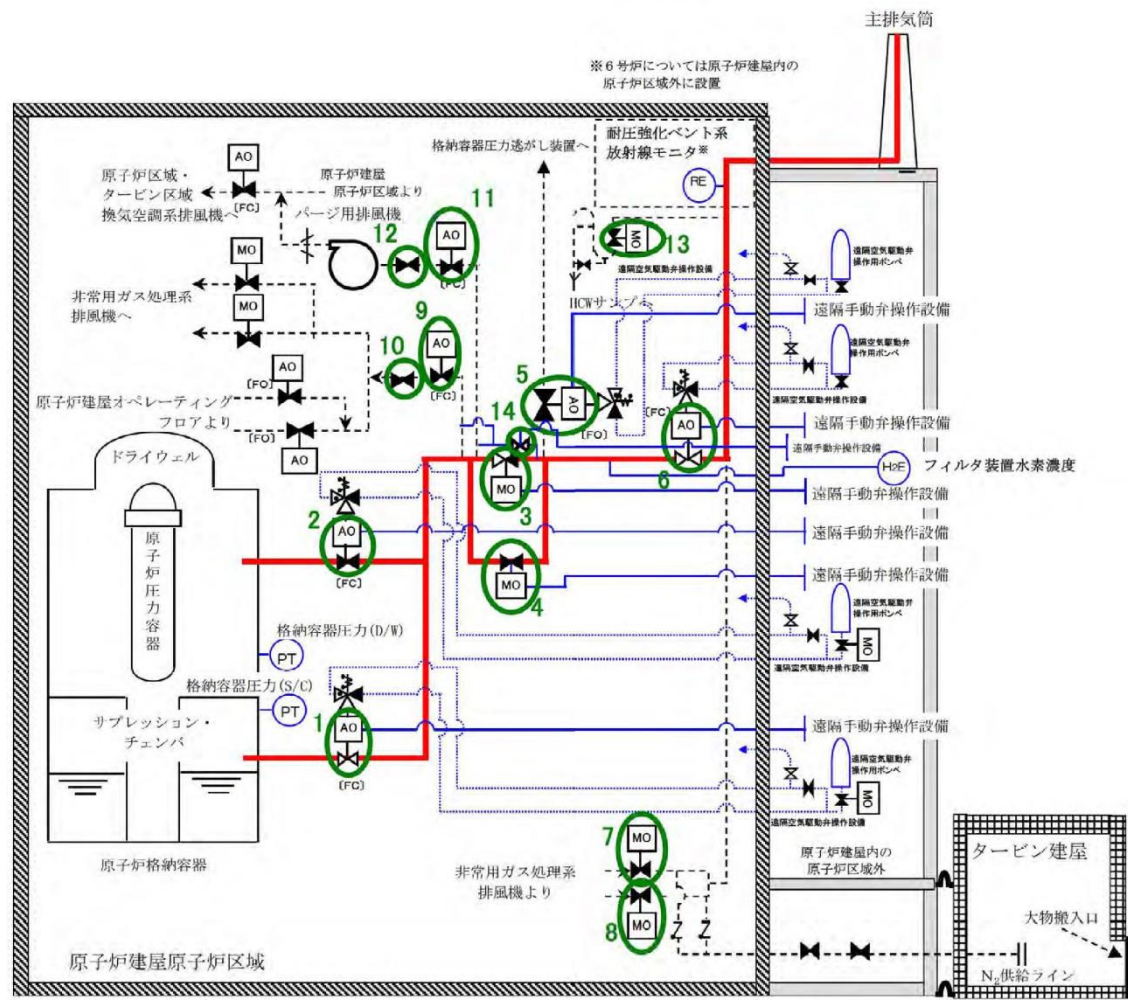


図48-5-5 耐圧強化ベント系 概略構成図

・設備の相違

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 (サブプレッション・チェンバ側)
2	一次隔離弁 (ドライウエル側)
3	二次隔離弁
4	二次隔離弁バイパス弁
5	フィルタ装置入口弁
6	耐圧強化ベント弁
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁A
8	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁B
9	非常用ガス処理系 第一隔離弁
10	非常用ガス処理系 第二隔離弁
11	換気空調系 第一隔離弁
12	換気空調系 第二隔離弁
13	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁
14	水素バイパスライン止め弁

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="626 659 795 737">48-6 試験及び検査</p>	<p data-bbox="1736 659 1976 695">48-5 試験及び検査</p>	

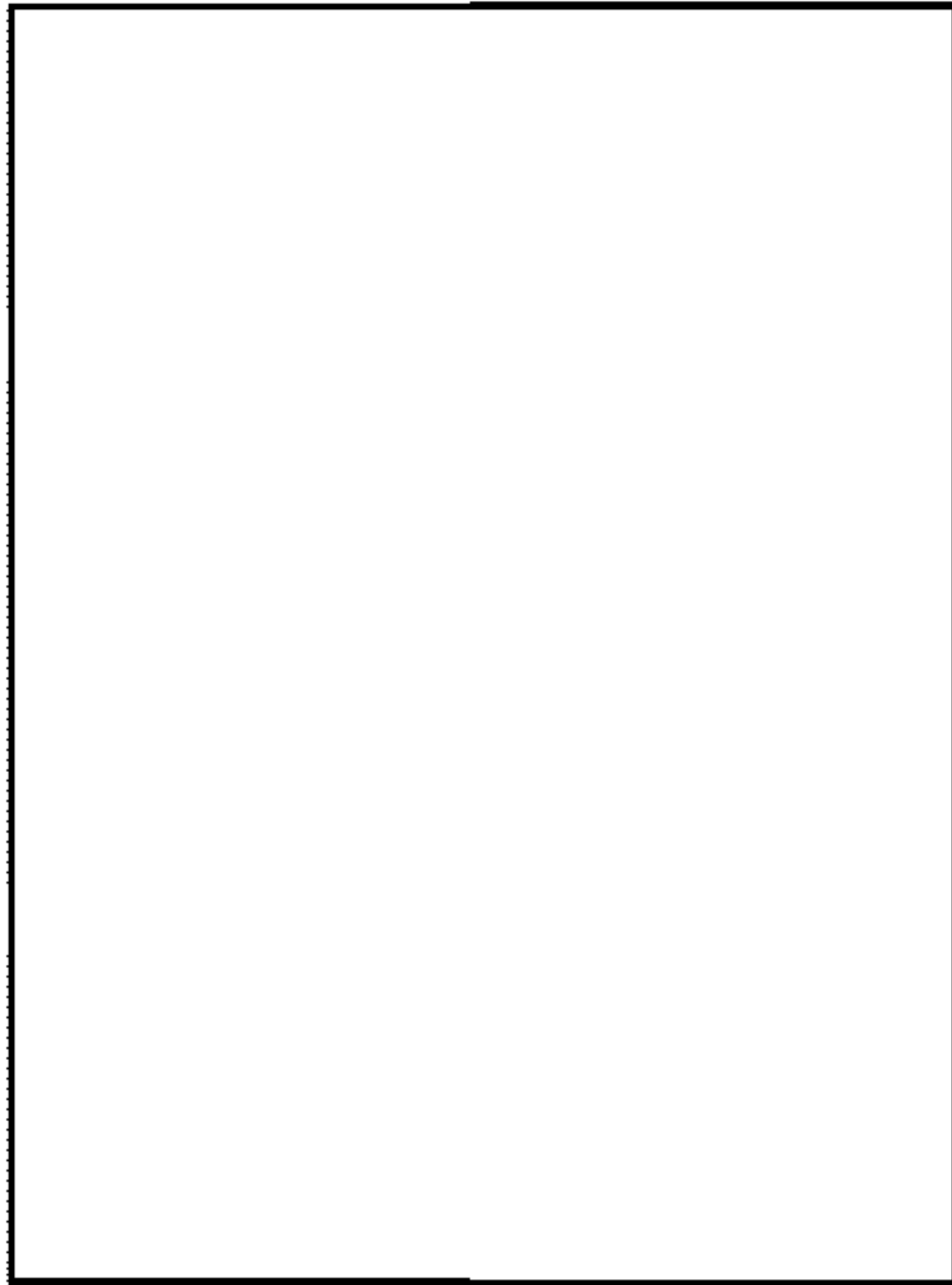


図48-6-1 代替原子炉補機冷却系熱交換器図
(熱交換器ユニット (その1))



図1 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

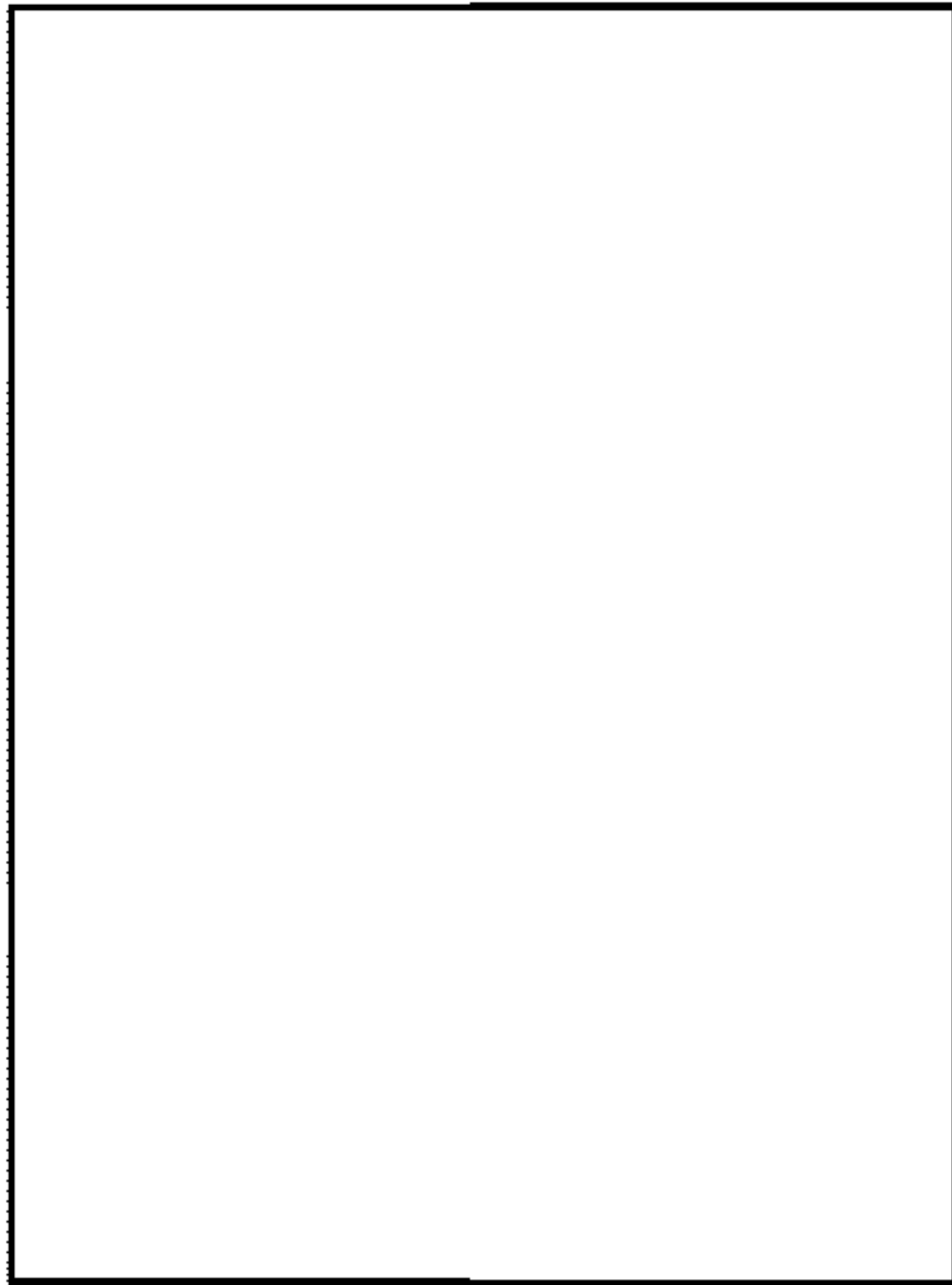


図48-6-2 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その1)

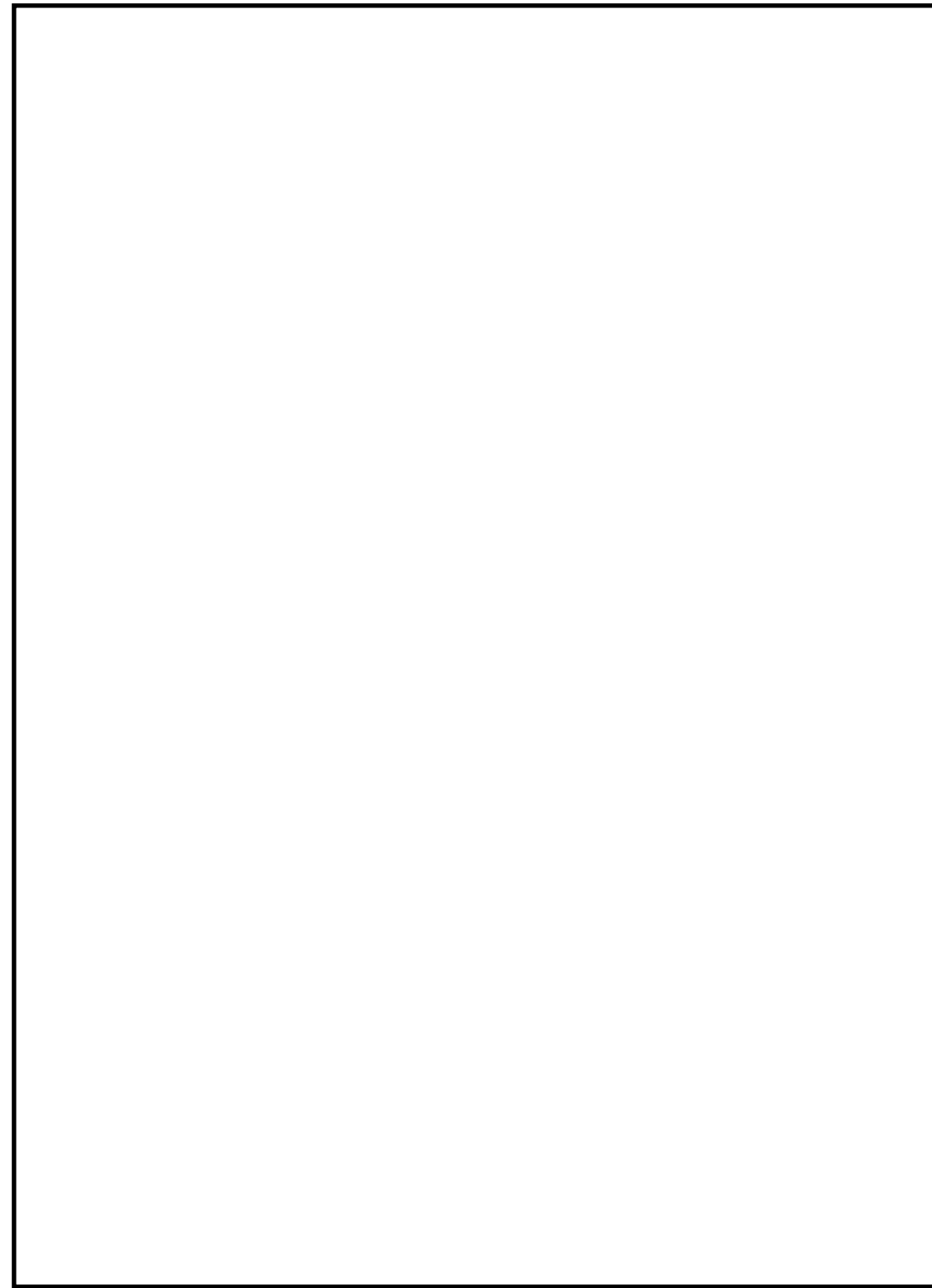


図2 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

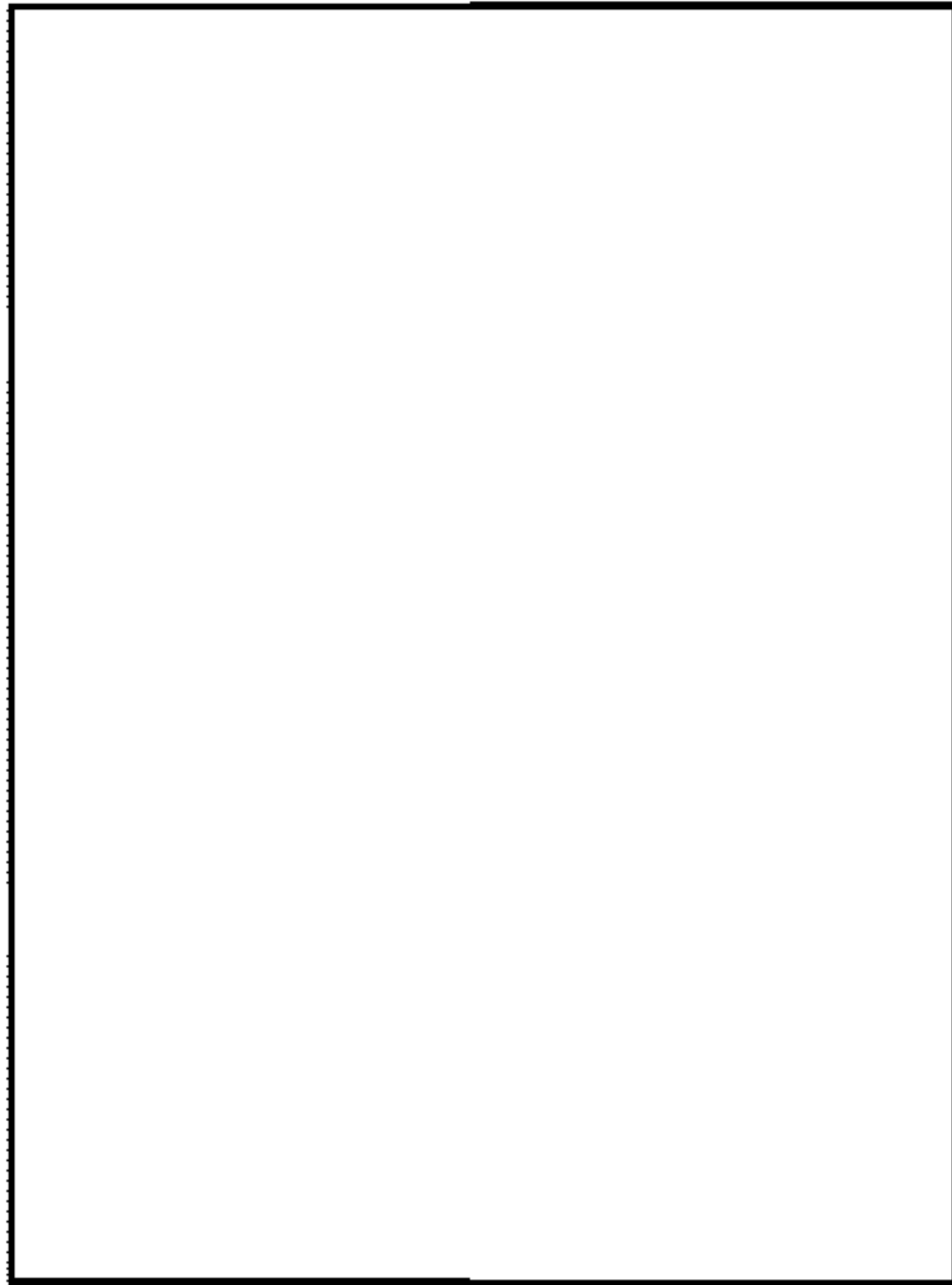


図48-6-3 代替原子炉補機冷却系熱交換器図
(熱交換器ユニット (その2))

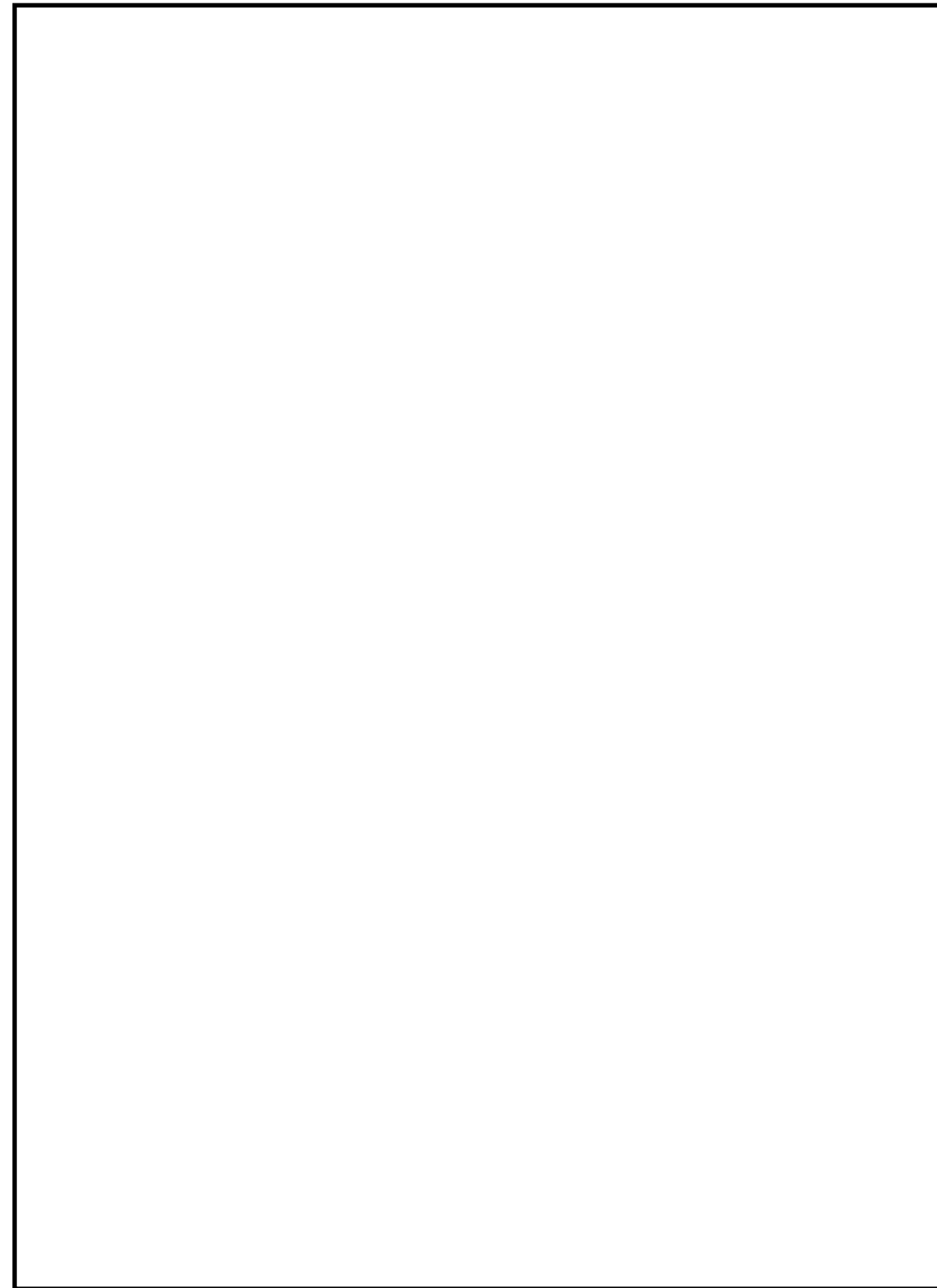


図3 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

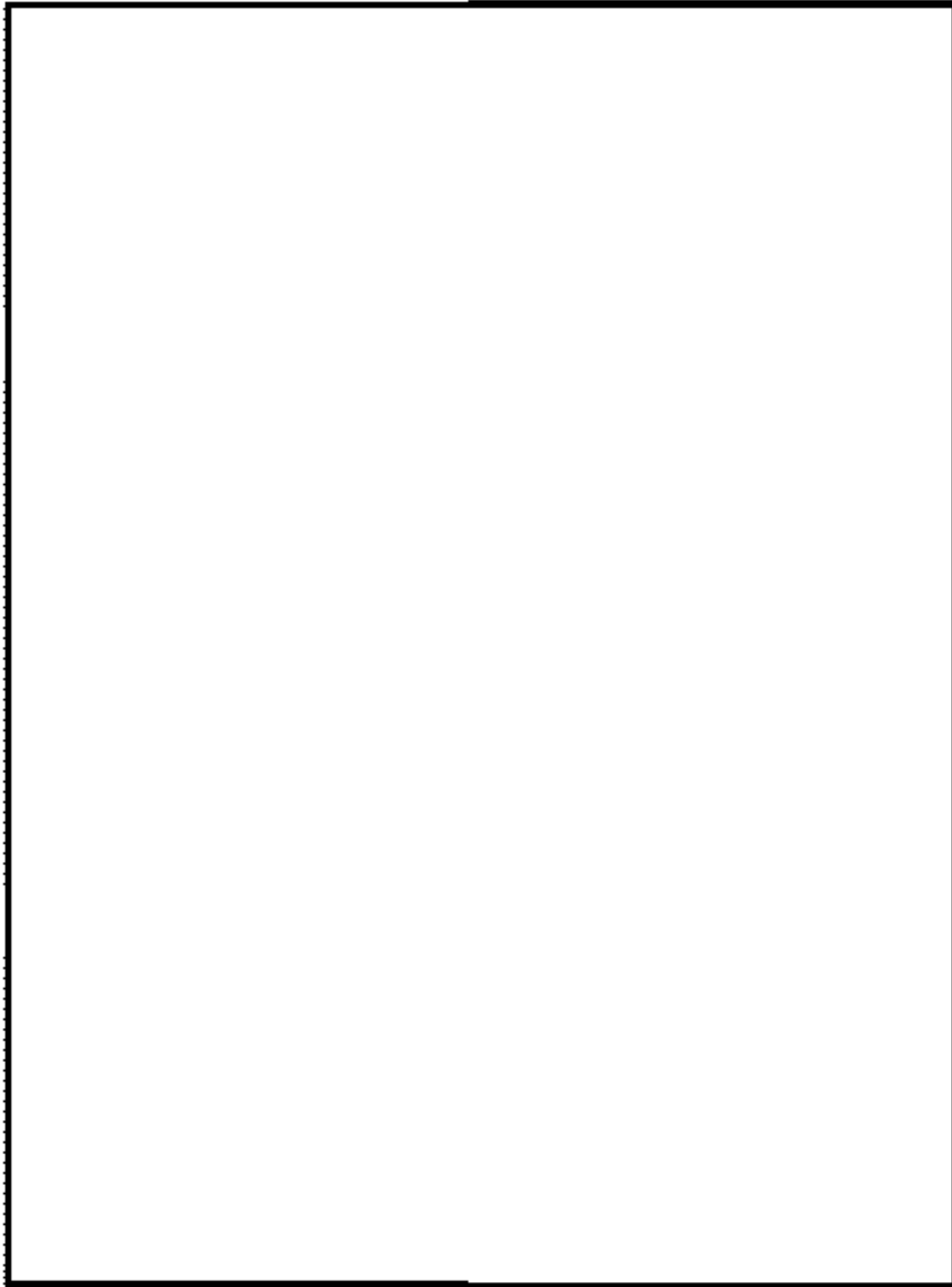
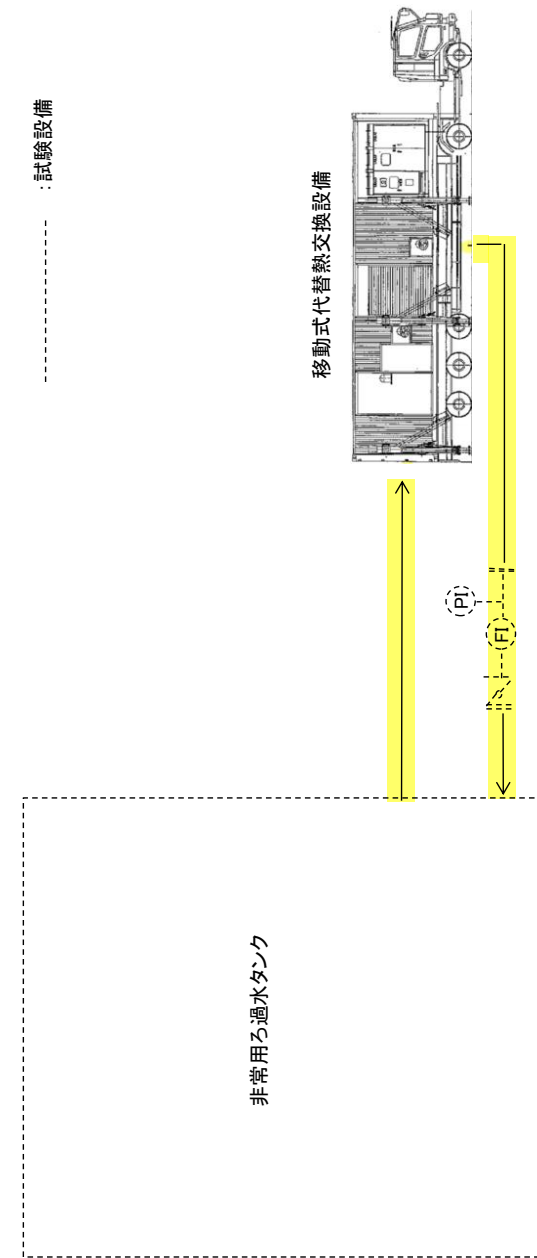


図48-6-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (その2)

: 運転性能検査系統
 : 使用時系統
 : 試験設備



水源については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

図4 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

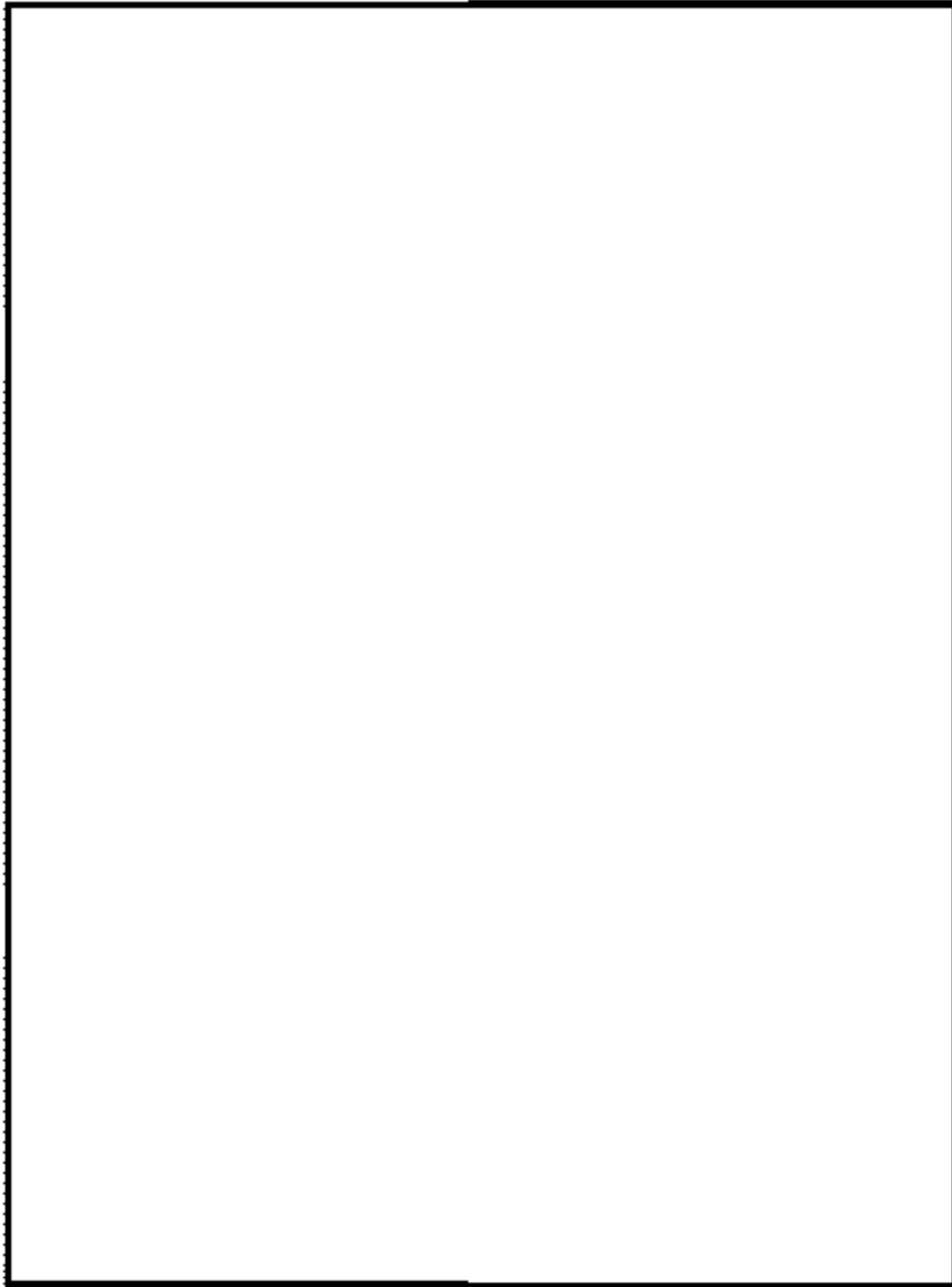


図48-6-5 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 図

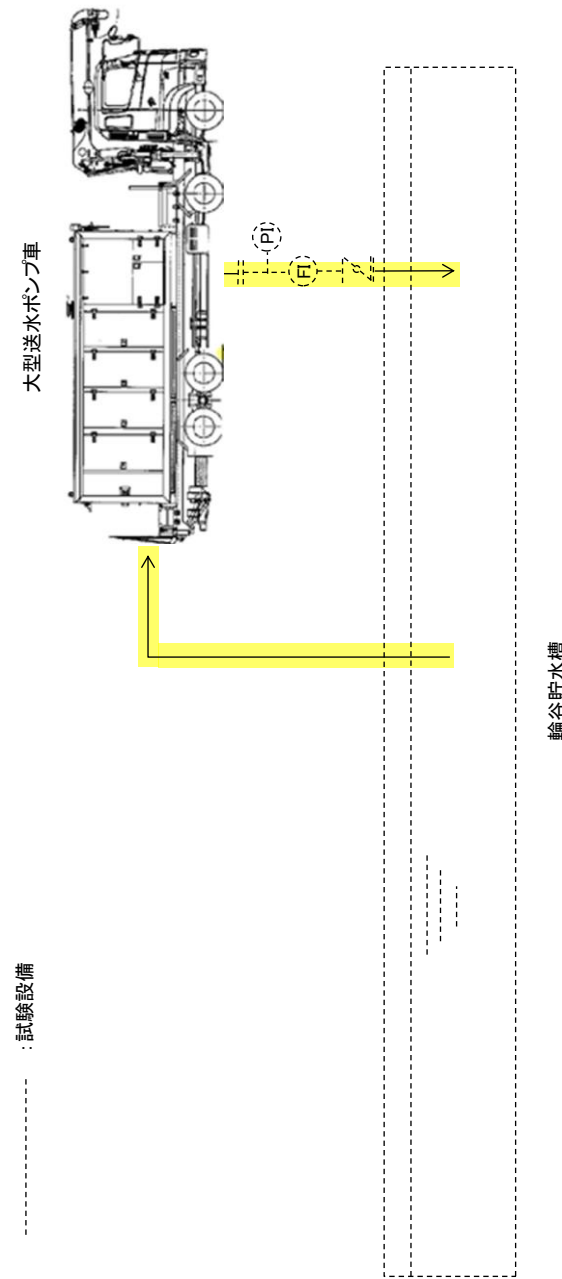


図5 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

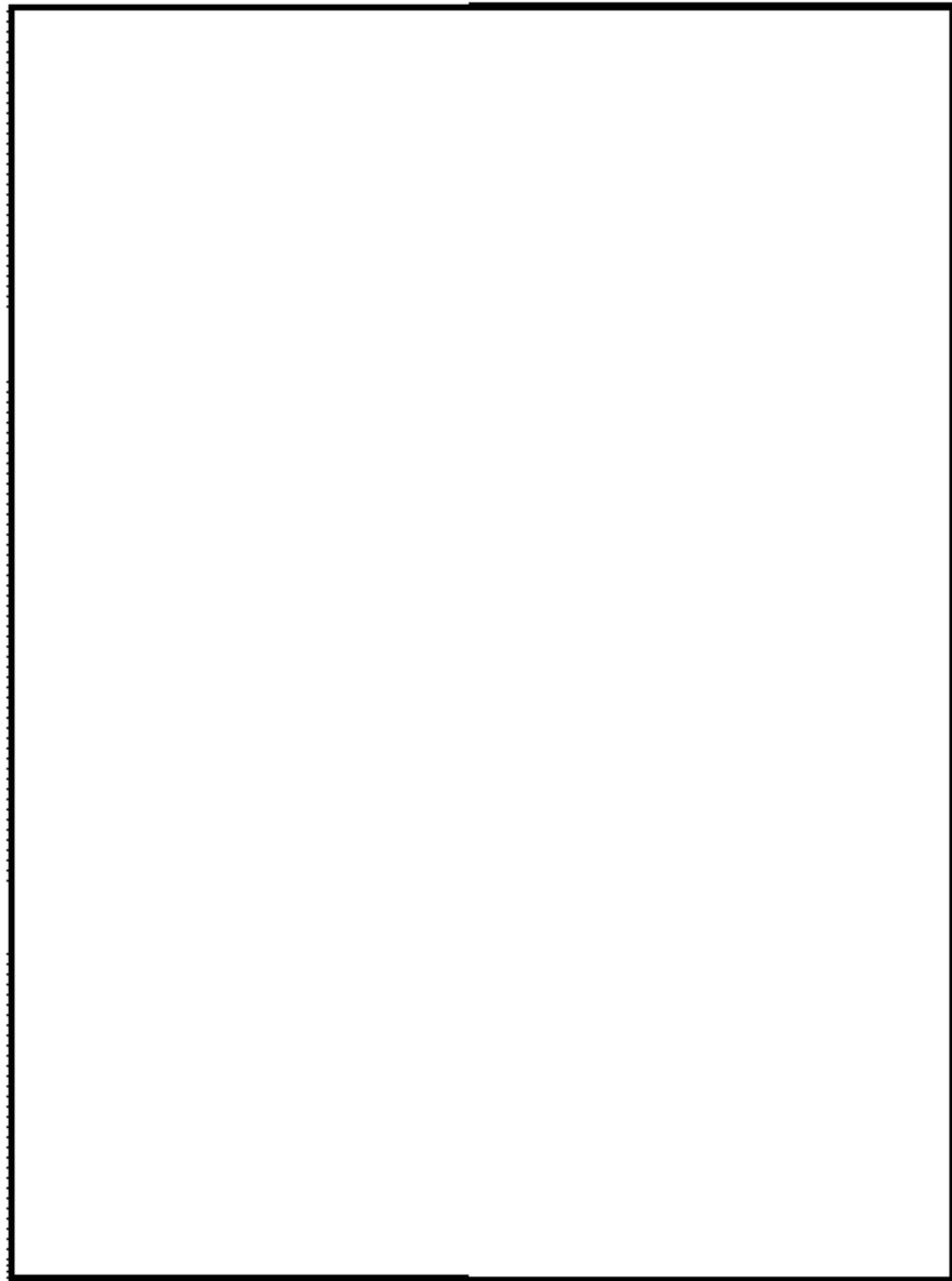


図48-6-6 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6号炉A系)

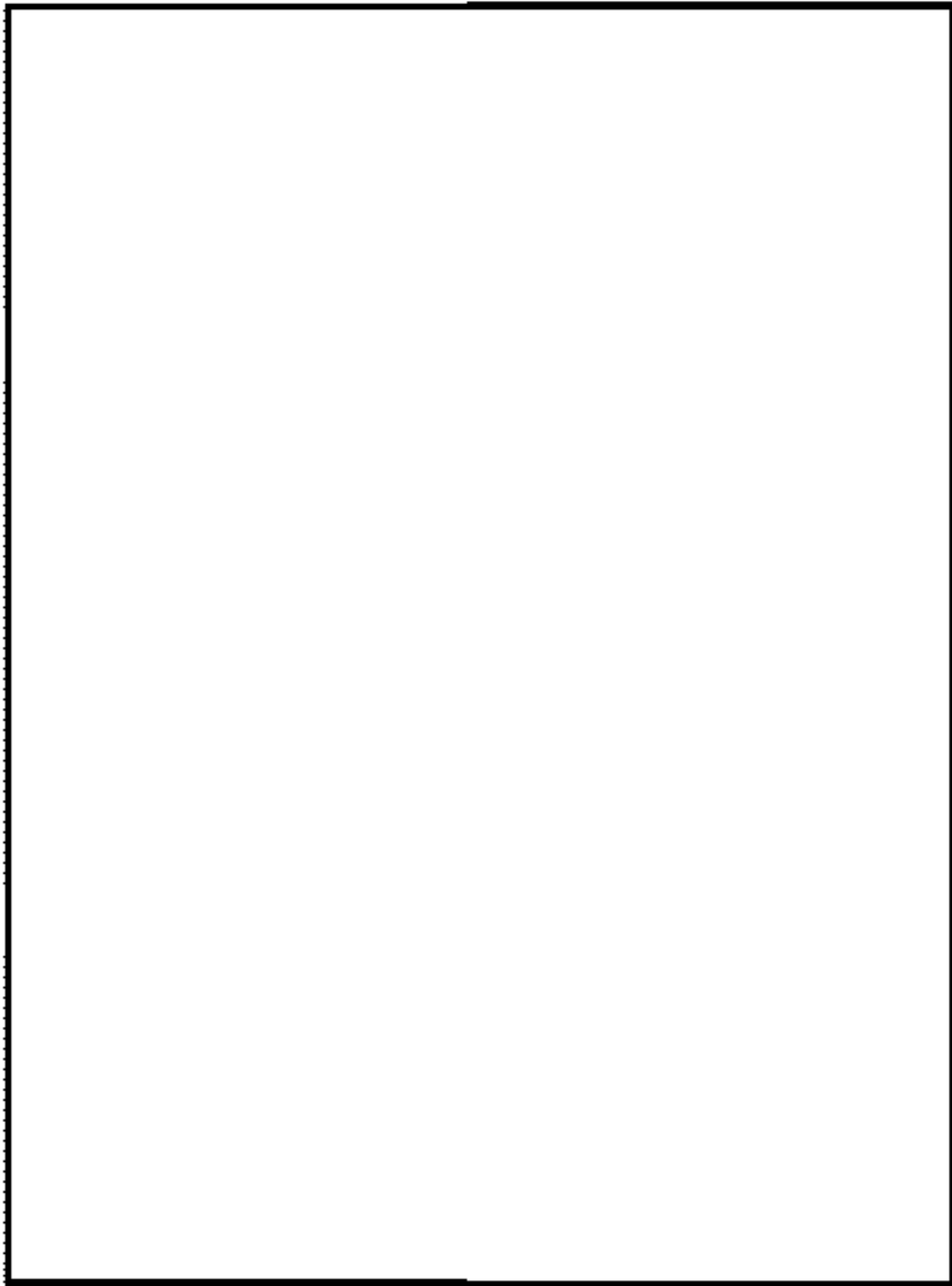


図48-6-7 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6号炉B系)

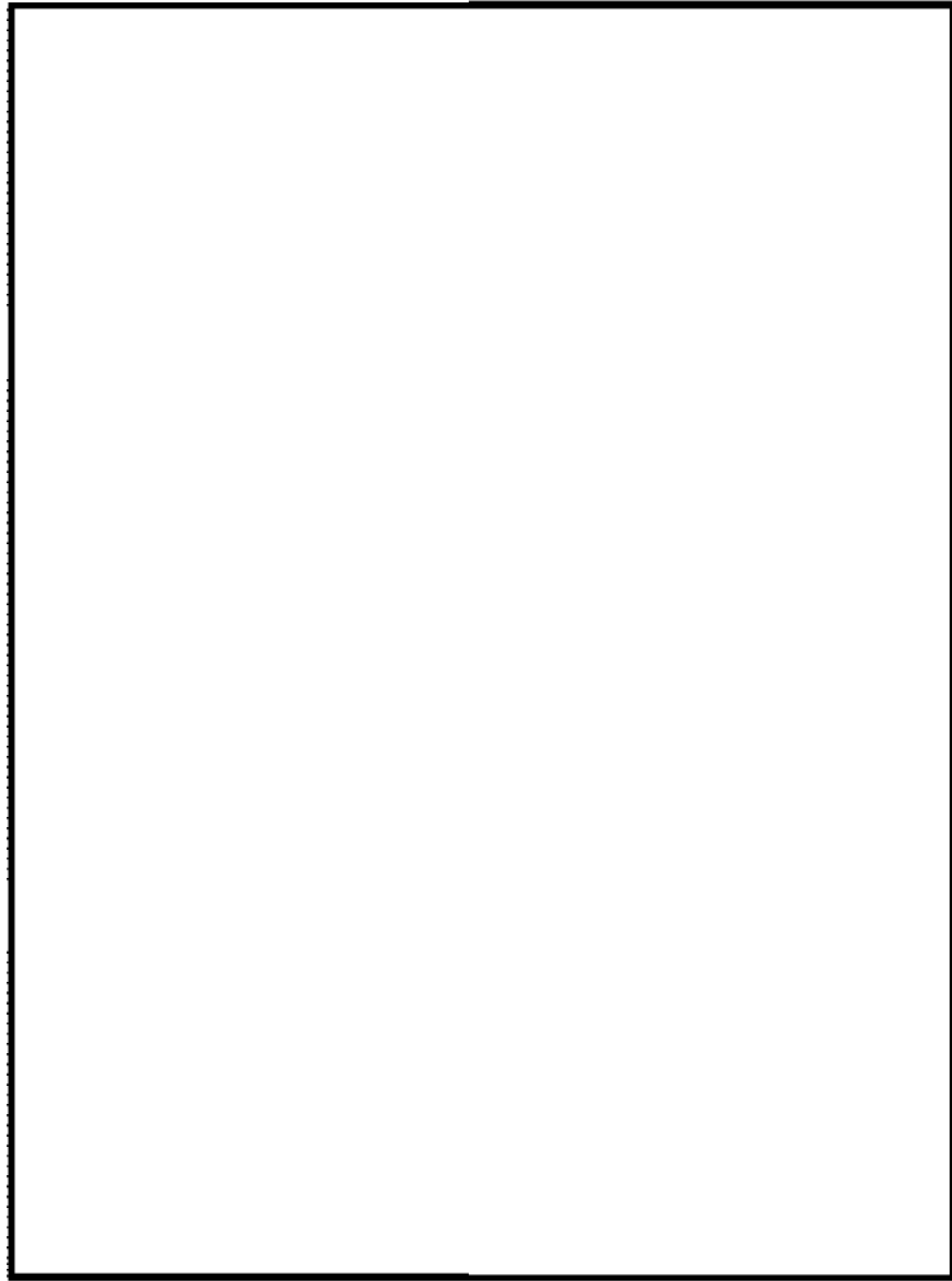


図48-6-8 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7号炉A系)

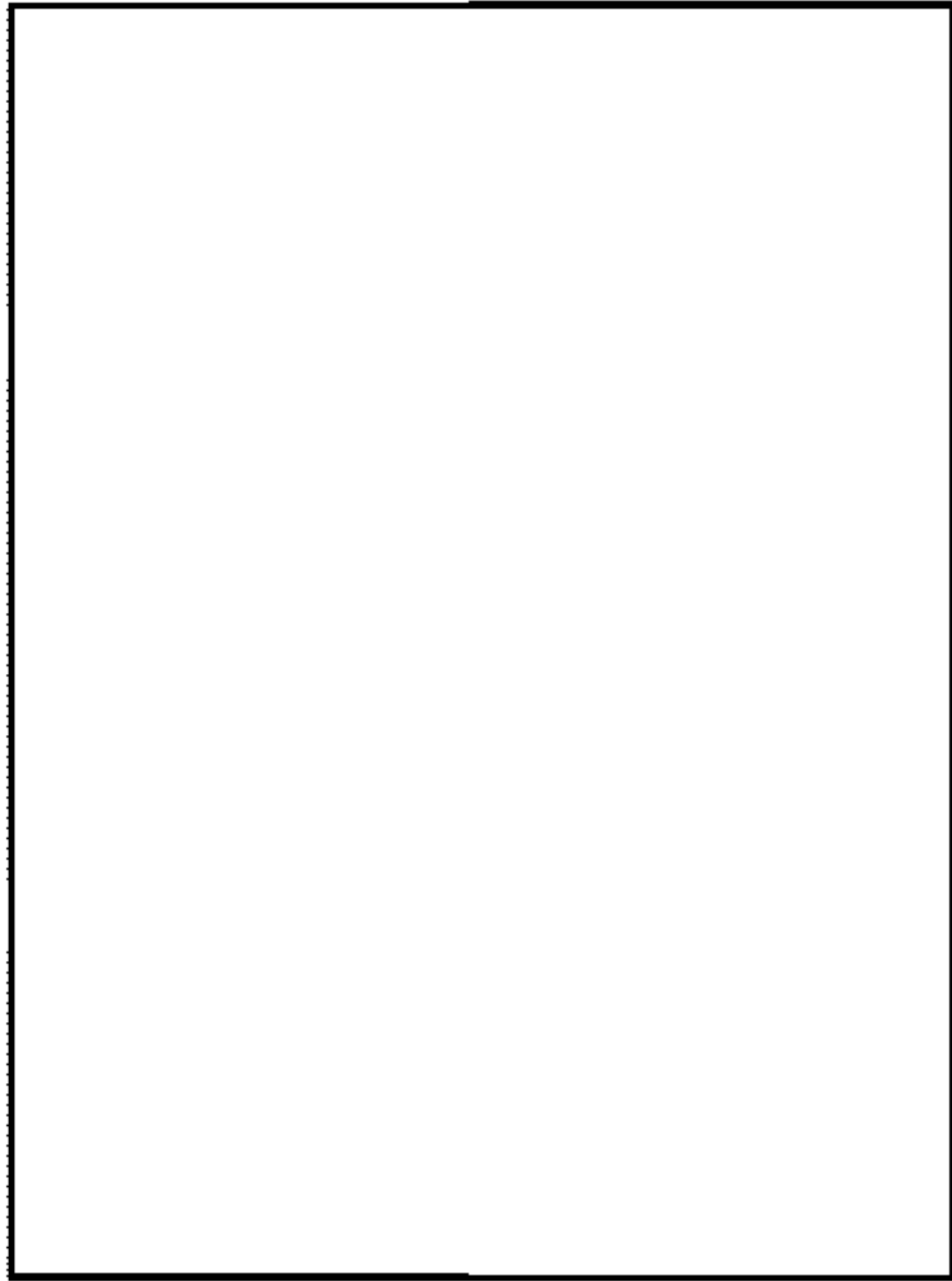


図48-6-9 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7号炉B系)

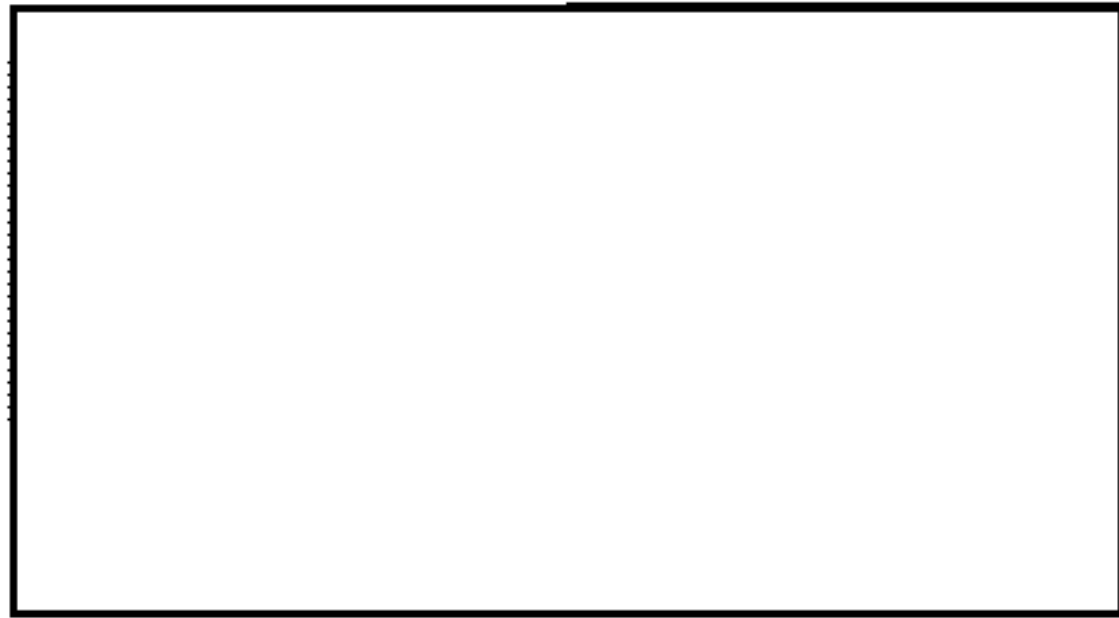


図48-6-10 電動駆動弁構造図



図48-6-11 空気駆動弁構造図



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)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="626 659 795 737">48-7 容量設定根拠</p>	<p data-bbox="1745 659 1970 695">48-6 容量設定根拠</p>	

名 称		熱交換器ユニット (その1)
個数	式	3
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 50
伝熱面積	m 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、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット (その1) は3式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

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

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

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

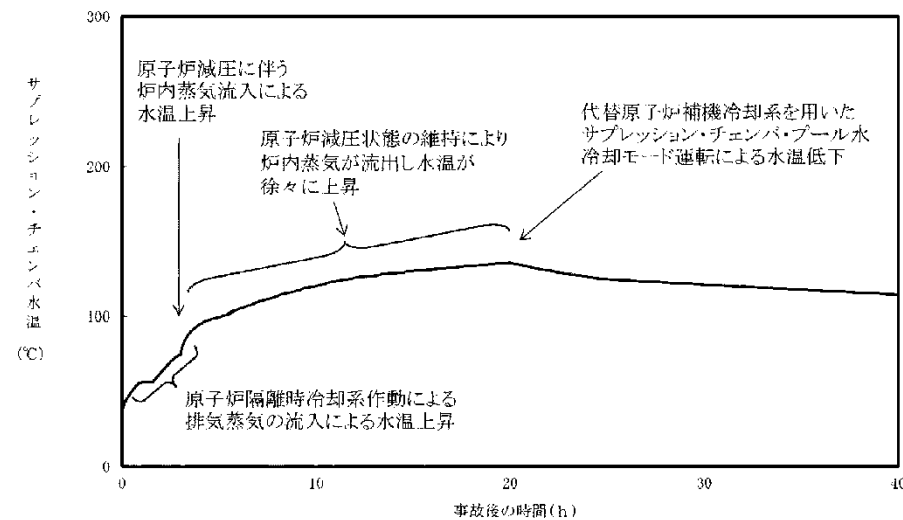


図 48-7-1 サプレッション・チェンバ水温の推移

名 称		移動式代替熱交換設備
個数	台	2 (予備1)
容量 (設計熱交換量)	MW/台	約 23
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.00
最高使用温度	℃	淡水側 70 / 海水側 65
伝熱面積	m ² /台	
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】

移動式代替熱交換設備は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

移動式代替熱交換設備は2台設置し、移動式代替熱交換設備内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備の容量は、原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱に残留熱除去ポンプの補機冷却分を加えた熱量を2基の熱交換器で十分に除去できる容量として、約 23MW/台とする。

なお、移動式代替熱交換設備の熱交換器容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替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 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・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 1 の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・プール水温度で示すように、原子炉補機代替冷却系を使用したサブプレッション・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。

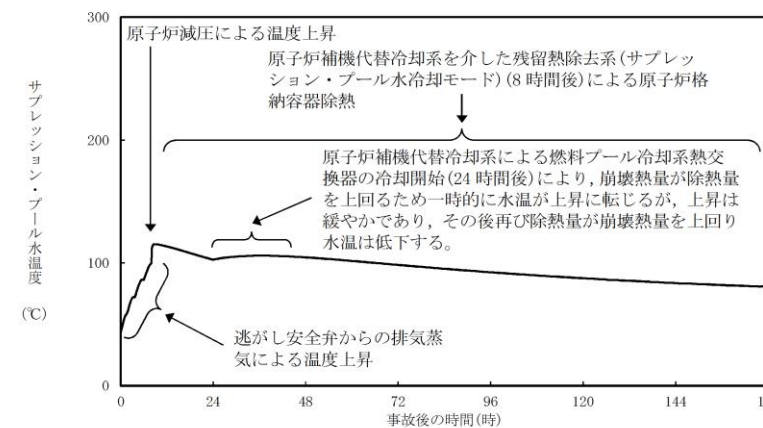


図 1 サプレッション・プール水温度の推移

・設備の相違

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の締切揚程を考慮し、1.4MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

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

3.2 海水側

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

4. 伝熱面積の設定根拠

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

4.1 交換熱量

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

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

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

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

Q : 熱交換器ユニット除熱能力 = 23.0MW (82,800,000 kJ/h)

W_a : 淡水側流量 = 600m³/h

W_b : 海水側流量 = 840m³/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

ρ₁ : 密度 (淡水) = 990.1kg/m³

ρ₂ : 密度 (海水) = 1017kg/m³

C₁ : 比熱 (淡水) = 4.18kJ/kg・K

C₂ : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg・K

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭および静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合せて、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

移動式代替熱交換設備（海水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、運用上上限となる海水入口圧力以上である1.00MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）の最高使用温度は、既設の原子炉補機冷却系の最高使用温度と合せて、70℃とする。

3.2 海水側

移動式代替熱交換設備（海水側）の最高使用温度は、必要除熱量23MWに対し、海水入口温度30℃、冷却水供給温度35℃とした場合の海水出口温度約56℃に余裕を考慮し、65℃とする。

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(T_{a1}-T_{b2}) - (T_{a2}-T_{b1})\} / \ln\{(T_{a1}-T_{b2}) / (T_{a2}-T_{b1})\}$$

$$= 5.38\text{K}$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 伝熱係数

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

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c$$

$$= 23000 / 5.38 / \boxed{} / 2 = \boxed{} \text{ m}^2 \approx \boxed{} \text{ m}^2$$

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, 約 $\boxed{} \text{ m}^2/\text{式}$ とする。

4. 伝熱面積

移動式代替熱交換設備の伝熱面積は, 以下の式により, 容量を考慮して決定する。

4.1 熱交換量

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

$$\therefore T_{a1} = 68.3^\circ\text{C}$$

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

$$\therefore T_{b1} = 55.8^\circ\text{C}$$

Q : 原子炉停止 8 時間後の必要除熱量 = 23.0MW (82,800,000kJ/h)

W_a : 淡水側流量 = 600m³/h

W_b : 海水側流量 = 780m³/h

T_{a1} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 入口温度

T_{a2} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 出口温度 = 35.0°C

T_{b1} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 出口温度

T_{b2} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 入口温度 = 30.0°C

ρ_1 : 密度 (淡水) = 992.9kg/m³

ρ_2 : 密度 (海水) = 1,020.7kg/m³

C_1 : 比熱 (淡水) = 4.17kJ/kg·K

C_2 : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg·K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(T_{a1}-T_{b1}) - (T_{a2}-T_{b2})\} / \ln\{(T_{a1}-T_{b1}) / (T_{a2}-T_{b2})\}$$

$$= 8.2\text{K}$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 総括伝熱係数

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

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c = \boxed{} \text{ m}^2/\text{台} \approx \boxed{} \text{ m}^2/\text{台}$$

A_r : 移動式代替熱交換設備の伝熱面積

以上より, 移動式代替熱交換設備の伝熱面積は, $\boxed{} \text{ m}^2/\text{台}$ とする。

名称		熱交換器ユニット (その2)
個数	式	1
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 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、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。
熱交換器ユニット (その2) は1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

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

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

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

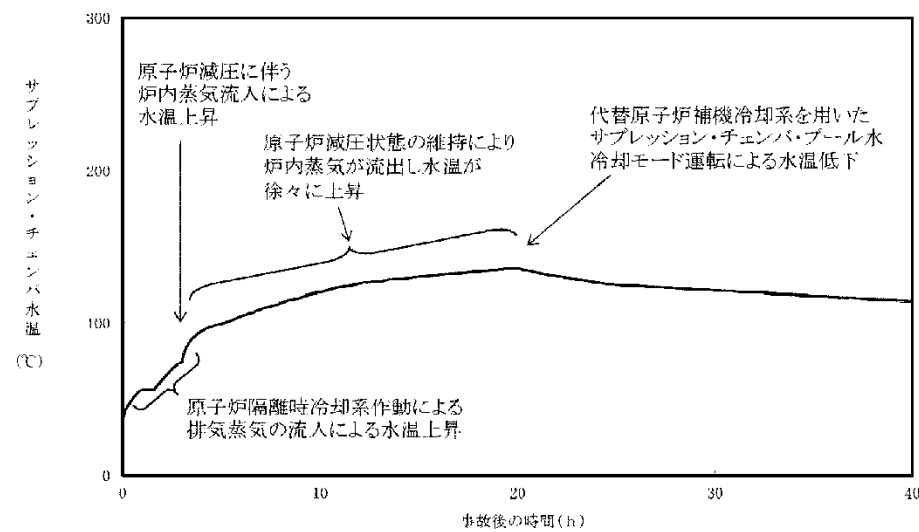


図 48-7-2 サブプレッション・チェンバ水温の推移

・設備の相違

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

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

2.2 海水側

熱交換器ユニット (その2) の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の最高使用圧力以上とし、1.4MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

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

3.2 海水側

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

4. 伝熱面積の設定根拠

(1) 必要伝熱面積

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

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

Q : 設計熱交換量 (W) = 11.602 × 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、約 m²/式とする。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系、原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系を使用した場合の、残留熱除去系熱交換器における交換熱量については、以下の条件において、約 8. 2MW である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・管側（サブプレッション・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（サブプレッション・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 : <input type="text"/> m² <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・管側（サブプレッション・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（サブプレッション・プール水）入口温度 : 52℃ ・海水温度 : 30℃ ・（参考）熱交換器ユニット伝熱面積 : 約 <input type="text"/> m² 		

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	□ 以上 (注1) (75 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	□ 以上 (注1) (110 (注2))
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

名 称		移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	
個数	台	2 (移動式代替熱交換設備 1 台あたり)	
容量	m ³ /h/台	300 以上 (注1) (300 (注2))	
全揚程	m	□ 以上 (注1) (75 (注2))	
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37	
最高使用温度	℃	70	
原動機出力	kW/台	□ 以上 (注1) (110 (注2))	
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す	

・設備の相違

【設定根拠】
 代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1) は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。
 代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1) は2台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠
 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (その1) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 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 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠
 代替原子炉補機冷却系水ポンプ (その1) の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。
【6号炉のケース】
 配管・機器圧力損失 : 約 □ m
 上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1) の揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠
 代替原子炉補機冷却水ポンプ (その1) の最高使用圧力は、熱交換器ユニット (その1) の最高使用圧力 1.37MPa[gage] とする。

【設定根拠】
 移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 個数、容量の設定根拠
 移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 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、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替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 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・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 1 の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・プール水温で示すように、原子炉補機代替冷却系を使用したサブプレッション・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
 移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は、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。
 配管・機器圧力損失 : 約 □ m
 上記から、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は 75m とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

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

5. 原動機出力の設定根拠

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

$$P=10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100)$$

$$=10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / (\text{} / 100)$$

$$= \text{} \text{ kW}$$

$$\approx \text{} \text{ kW}$$

- 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

3. 最高使用圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭および静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合せて、1.37MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

移動式代替熱交換設備（淡水側）の最高使用温度は、既設の原子炉補機冷却系の最高使用温度と合せて、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ（容量 300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$P=10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100)$$

$$=10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / (\text{} / 100)$$

$$= \text{} \text{ kW}$$

$$\approx \text{} \text{ kW}$$

- 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 2 参照)
 - η : ポンプ効率 (%) = (図 2 参照)
- (参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2017))

以上より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る 110kW/台とする。

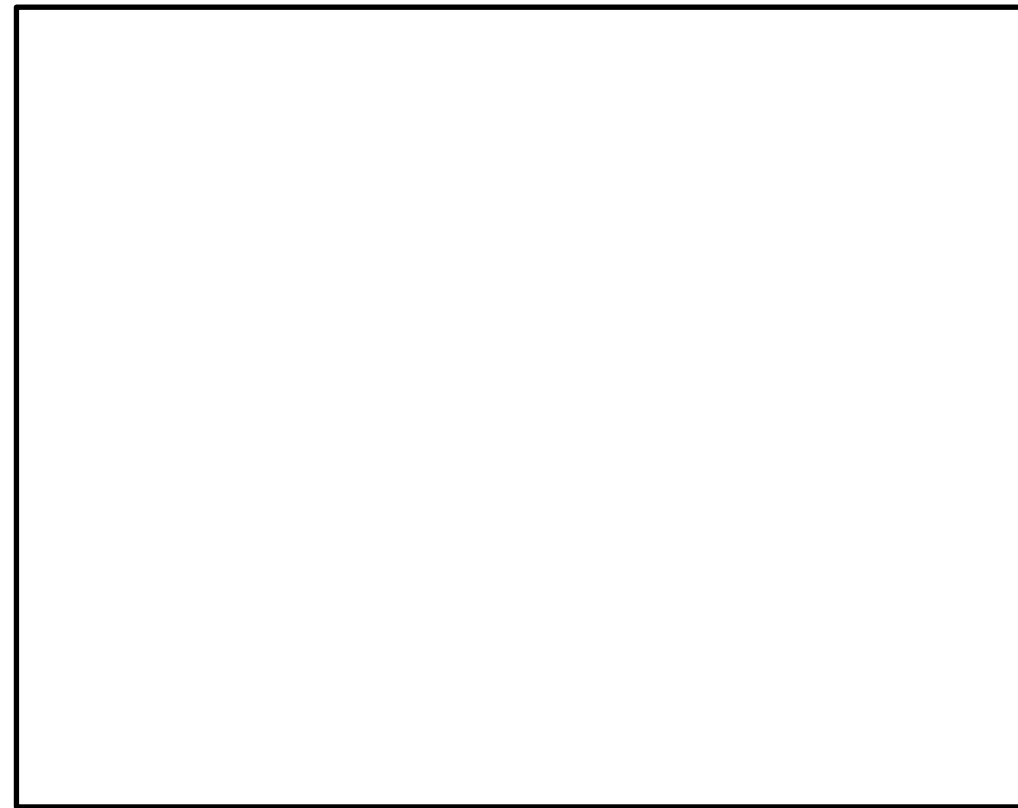


図2 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

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

【設定根拠】

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

代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) は1台設置する。

1. 個数, 容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ (その2) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 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 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-2 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

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

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 □ m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ (その2) の揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

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

・設備の相違

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。

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

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) = 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

名 称		大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
容 量	m ³ /h	840以上 (注1) (900 (注2))
吐出圧力	MPa [gage]	0.47以上 (注1) (1.25 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.3
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】
 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 容量の設定根拠
 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 840m³/h とし、900m³/h とする。
 なお、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 吐出圧力の設定根拠
 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の吐出圧力は、下記を考慮する。
 (6号炉)

①熱交換器ユニット内の圧力損失	:	約	<input type="text"/>	MPa
②ホース直接敷設の圧損	:	約	<input type="text"/>	MPa
③ホース湾曲の影響	:	約	<input type="text"/>	MPa
④機器類の圧力損失	:	約	<input type="text"/>	MPa
①～④の合計	:	約	<input type="text"/>	MPa

名 称		大型送水ポンプ車
容 量	m ³ /h/個	780以上 (注1) (1,800 (注2))
吐 出 圧 力	MPa	0.99以上 (注1) (1.2 (注2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.4
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	1,193
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設 定 根 拠】
 大型送水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 容量の設定根拠
 大型送水ポンプ車の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量 780m³/h 以上とし、容量 1,800m³/h のポンプを 1 台設置する。
 なお、大型送水ポンプ車の容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替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 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・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 1 の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・プール水温度で示すように、原子炉補機代替冷却系を使用したサブプレッション・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。

・設備の相違

(7号炉)

- ①熱交換器ユニット内の圧力損失 : 約 MPa
- ②ホース直接敷設の圧損 : 約 MPa
- ③ホース湾曲の影響 : 約 MPa
- ④機器類の圧力損失 : 約 MPa
- ①～④の合計 : 約 MPa

上記から、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の必要吐出圧力は 0.47MPa[gage] 以上とし、1.25MPa[gage]とする。

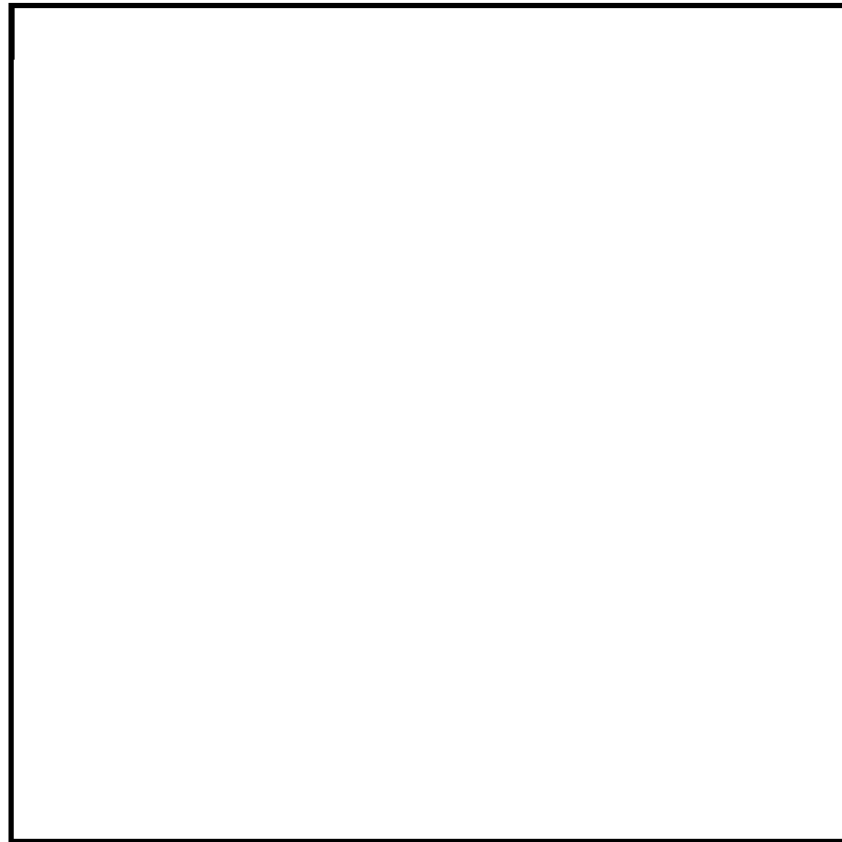


図 48-7-5 大容量送水車（熱交換器ユニット用）送水ポンプ性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。

〈大容量送水車の NPSH 評価〉

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、取水路に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図 48-7-6 に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約 13.4m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水

2. 吐出圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備への送水に必要な吐出圧力

移動式代替熱交換設備への送水に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

- ①熱交換器ユニット内の圧力損失 : MPa
- ②ホース直接敷設の圧損 : MPa ※1
- ③エルボの使用による圧損 : MPa ※1
- ④機器類の圧力損失 : MPa
- ①～④の合計 : 0.35MPa

※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。

エルボによる影響の評価については 48-6-12～14 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な吐出圧力

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

- ①静水頭 : MPa
- ②ホース直接敷設の圧損 : MPa ※1
- ③エルボの使用による圧損 : MPa ※1
- ④配管・機器類の圧力損失 : MPa
- ①～④の合計 : 0.99 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。

エルボによる影響の評価については 48-6-12～14 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

上記から、大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は 0.99MPa[gage]以上とし、1.2MPa[gage]とする。

ポンプの約 17.2m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から 0.5m 以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが 23m であることから、ホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを海中に設置する。これにより、海面が最も低い状態になった場合（大容量送水車から約 17.2m 下位）でも、ポンプ位置を調整することなく海水を取水することが可能である。

上記の設置状況に基づき、必要流量 840 m³/h を確保した場合における揚程である 31m に対し、必要揚程が約 19m であること、また、取水ポンプの吐出部のホース長が 23m であるのに対し、最も海面が低い状態になった場合の高低差が約 17.2m であることから、吐出部のホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを設置することにより、設置高さを調整することなく、必要な揚程を確保することが可能である。

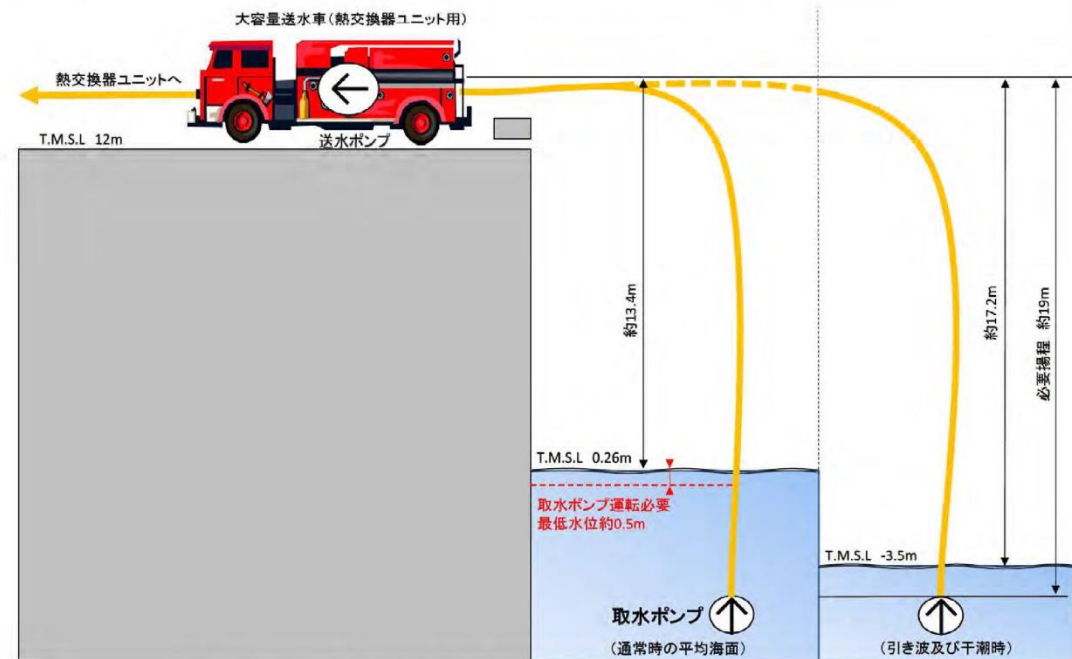


図 48-7-6 大容量送水車（熱交換器ユニット用）概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力は、ホースの最高使用圧力と同等の 1.3MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用温度は、海水温度 30℃の余裕を考慮し、60℃とする。

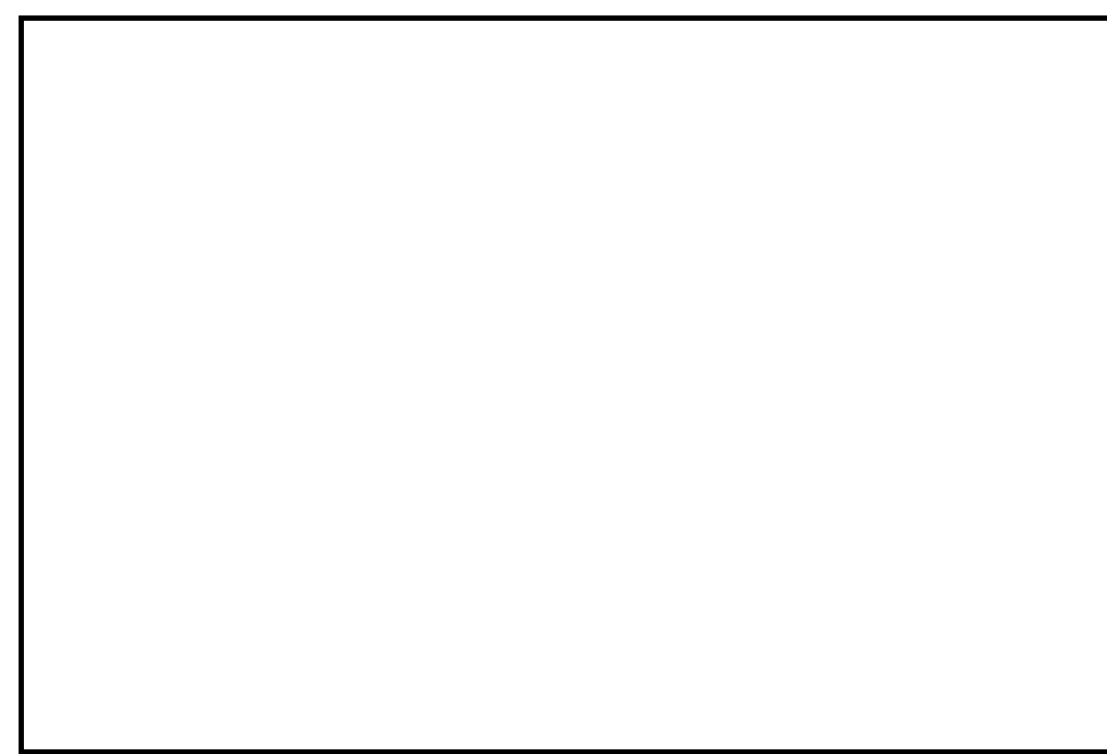


図 3 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え、以下の通り、使用条件下において送水ポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。

大型送水ポンプ車は取水槽に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージ図を図 4 に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約 10m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 16.5m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から 1.0m 以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが 60m であることから、海面が最も低い状態になった場合（大型送水ポンプ車から約 17.5m 下位、取水箇所から大型送水ポンプ車までの水平距離約 25m）でも、海水を取水することが可能である。

また、送水ポンプの必要吸込水頭が約 10m 以上であるのに対し、必要流量 780m³/h を確保した場合における水中ポンプの全揚程は約 50m、大気圧は約 10.3m であり、ホース圧損（約 2m）と静水頭（約 16.5m）を考慮しても、送水ポンプの有効吸込水頭（約 41m（= 50m+10.3m-2m-16.5m））は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

5. 原動機出力の設定根拠

原動機出力は、定格流量点 [] での軸動力を考慮し、 [] kW とする。

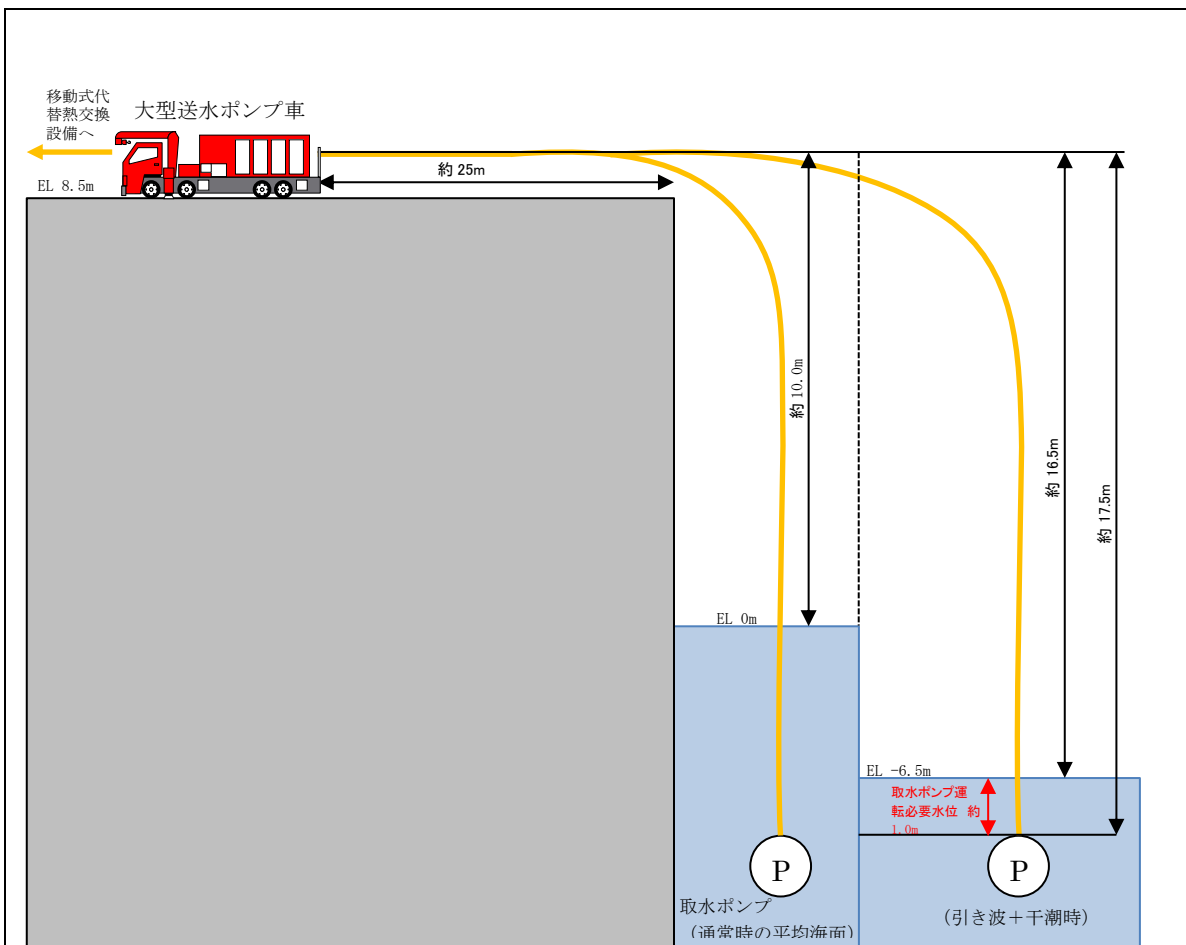


図4 大型送水ポンプ車概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用圧力は、大型送水ポンプ車のメーカー規格圧力である 1.4MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用温度は、海水温度が 30℃の裕度を考慮し、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

大型送水ポンプ車の原動機については、必要な性能を発揮する出力を有するものとして 1,193 kW とする

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

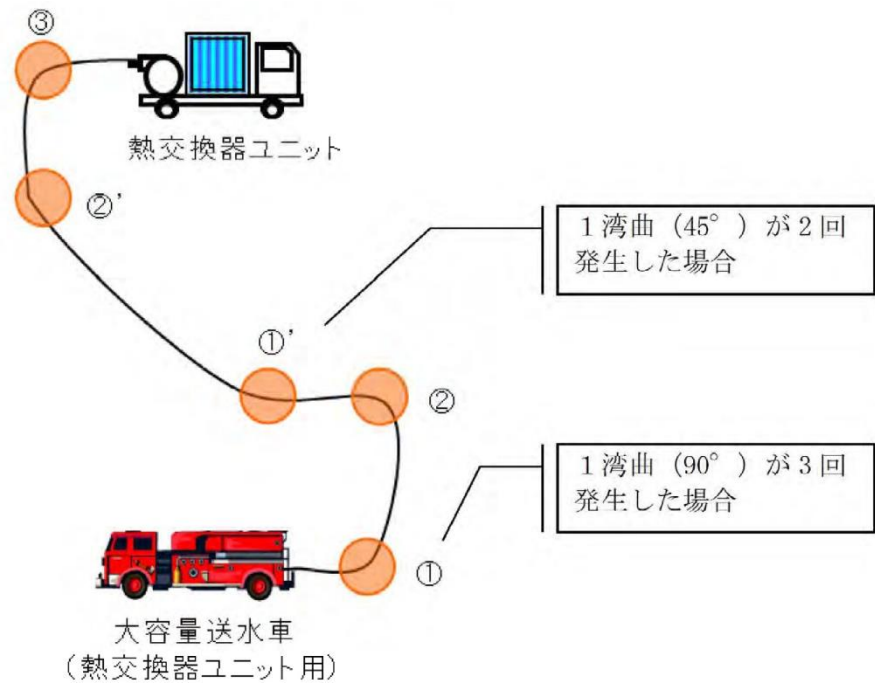


図48-7-7 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失hc >

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

○損失係数 f_c

ホースの湾曲による損失係数は新・消防機器使覧に記載されている曲率半径1000mmにおける90°湾曲時の損失係数である

$$f_c = 0.068 \cdot \dots (i)$$

を引用する。

○流速 v

$$V = Q/A$$

・ Q =流量について

大容量送水車流量は、840 m^3/h である。

ホースの湾曲による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、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、『機械工学便覧』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

※300A ホースの湾曲個所について、ホースの湾曲による圧力損失大きくなる曲率半径が小さい曲り箇所にはエルボを使用することから、エルボを使用した場合の圧力損失を計算する。

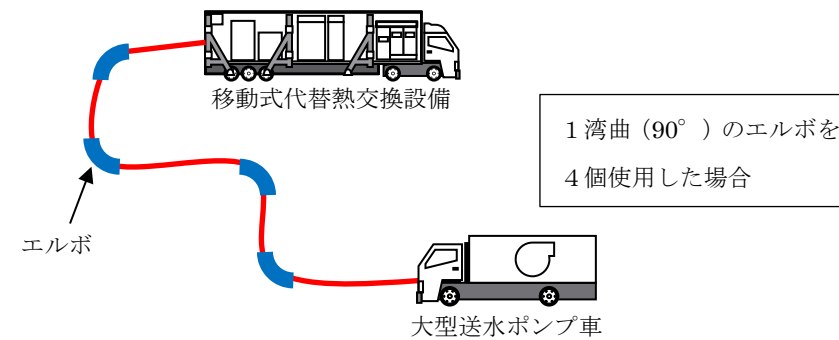


図5 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 流量エルボ 1個 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

$$h_b [m] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2g}$$

ここで $g = 9.8 m/s^2$, $1m = 0.0098 MPa$ とし

$$h_b [MPa] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2000}$$

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数 ζ_b は

$$Re(d/\rho)^2 < 364 \text{ では } \zeta_b = 0.00515 \alpha \theta Re^{-0.2} (\rho/d)^{0.9}$$

$$Re(d/\rho)^2 > 364 \text{ では } \zeta_b = 0.00431 \alpha \theta Re^{-0.17} (\rho/d)^{0.84}$$

・評価方法の相違

・ A=管路の断面積について

A = π r²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,

$$A=0.06834[m^2]$$

・ 流速v=Q/Aより

$$v=204.8581[m/min]$$

$$=3.415[m/s] \dots (ii)$$

○上記 (i) (ii) より, 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

hc=fc×v² / (2 g) より, 重力加速度 9.8 [m/s²] を用いて

$$hc=0.068 \times (3.415^2 / (2 \times 9.8))$$

$$=0.04046[m]$$

ここで R_e = v d / ν, ν は動粘性係数, d はエルボ内径, v は流速, ρ は曲率半径, θ は度, α は表7のように与えられる

表1 αの数值

θ	45°	90°	180°
α	1 + 5.13 (ρ / d) ^{-1.47}	0.95 + 4.42 (ρ / d) ^{-1.96} (ρ / d < 9.85 の場合) 1.0 (ρ / d > 9.85 の場合)	1 + 5.06 (ρ / d) ^{-4.52}

(例として 300A, 流量 1,000m³/h の場合の値を記載する)

$$\rho = 0.596[m]$$

$$d = 0.2979[m]$$

$$\nu = 1.792[mm^2/s]$$

であることから

$$v = 1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots$$

$$\approx 3.99[m/s]$$

$$R_e = v d / \nu = 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000$$

$$\approx 6.6 \times 10^5$$

$$R_e (d / \rho)^2 = 6.6 \times 10^5 \times (0.2979 / 0.596)^2$$

$$\approx 165519 > 364 \text{ より}$$

ここで

$$\rho / d = 0.596 / 0.2979$$

$$= 2.00067 \dots$$

$$\approx 2$$

であるため

$$\alpha = 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96}$$

$$= 2.085319$$

$$\zeta_b = 0.00431 \alpha \theta R_e^{-0.17} (\rho / d)^{0.84}$$

$$= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596 / 0.2979)^{0.84}$$

$$= 0.148346 \dots$$

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>≒0.15</p> <p>となり</p> $h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2000$ $= 0.0119400\dots$ <p>≒0.012[MPa]</p>	

名 称		耐圧強化ベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	620
最高使用温度	℃	171
設計流量	kg/s	15.8

(1) 最高使用圧力

原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍である620kPa[gage]とする。
 炉心損傷前の格納容器ベントは、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力である310kPa[gage]に到達後、実施することとなる。そのため、実際にベントが開始できるまでの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある620kPa[gage]を、耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする。

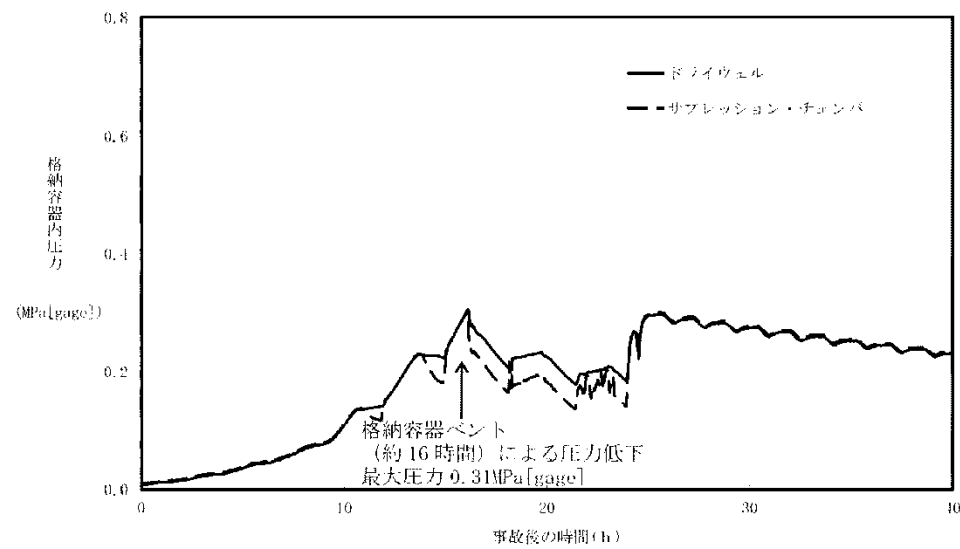


図 48-7-8 原子炉格納容器圧力推移 (全交流動力電源喪失)

(2) 最高使用温度

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

・設備の相違

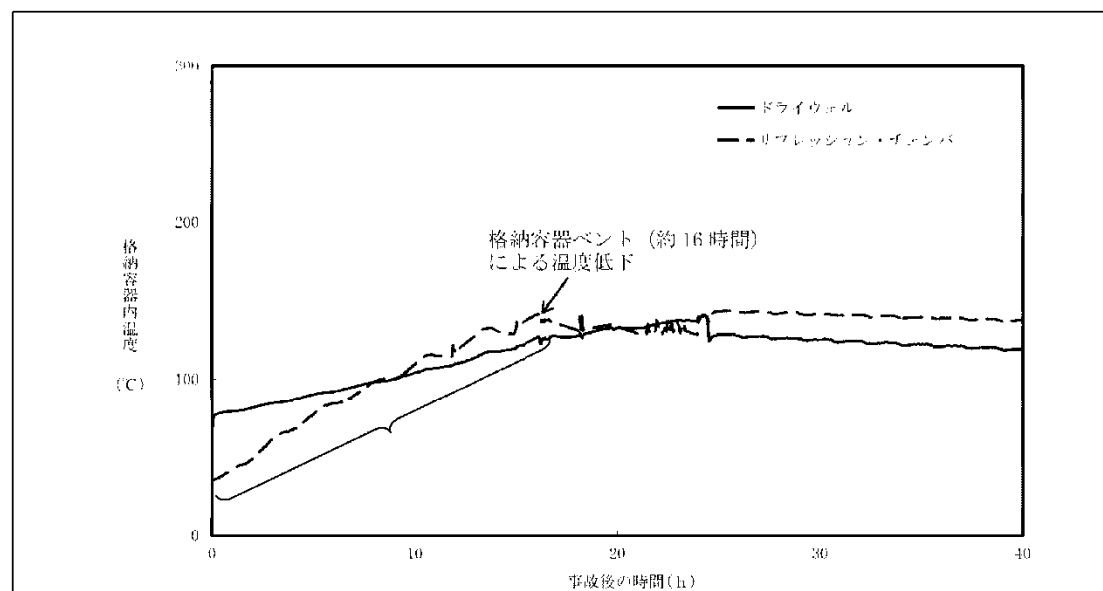


図 48-7-9 原子炉格納容器温度推移 (全交流動力電源喪失)

(3) 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力の状態で耐圧強化ベント系を使用した際に、原子炉の定格熱出力の 1%に相当する発生蒸気量 15.8kg/s を排出可能な設計とする。

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="667 661 756 735">48-8 接続図</p>	<p data-bbox="1780 661 1929 693">48-7 接続図</p>	

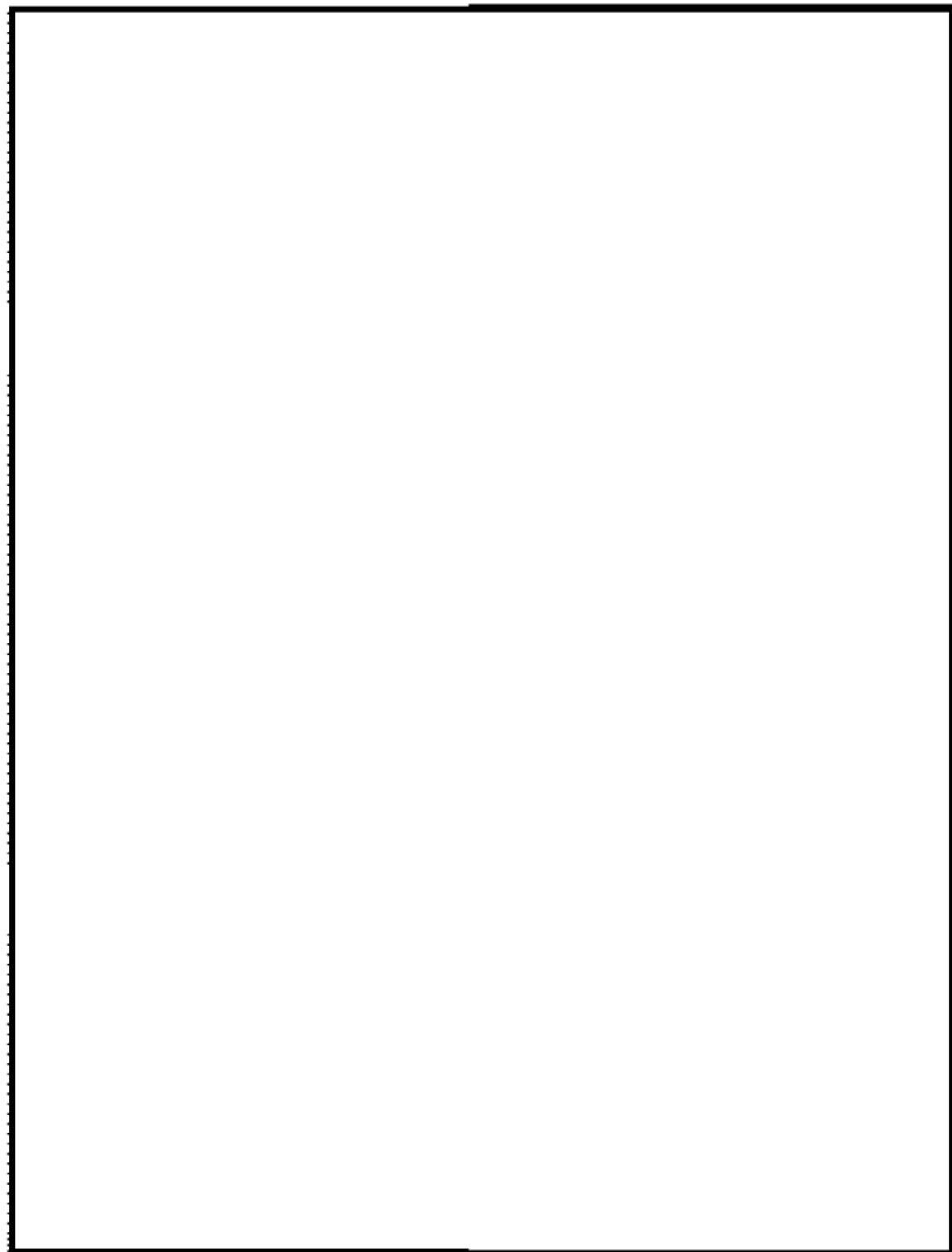


図48-8-1 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）配置図

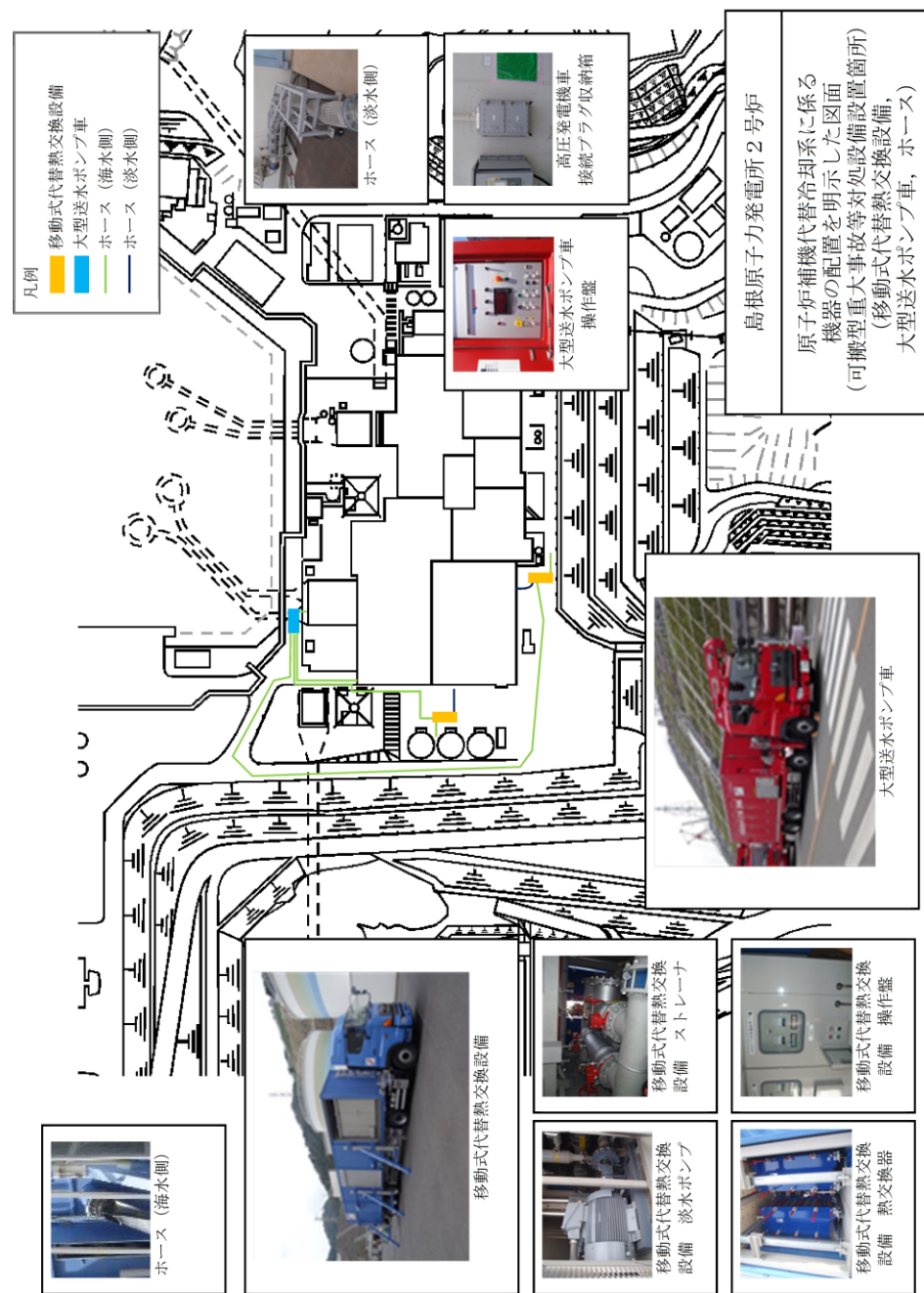


図1 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="647 663 774 737">48-9 保管場所図</p>	<p data-bbox="1754 663 1961 695">48-8 保管場所図</p>	

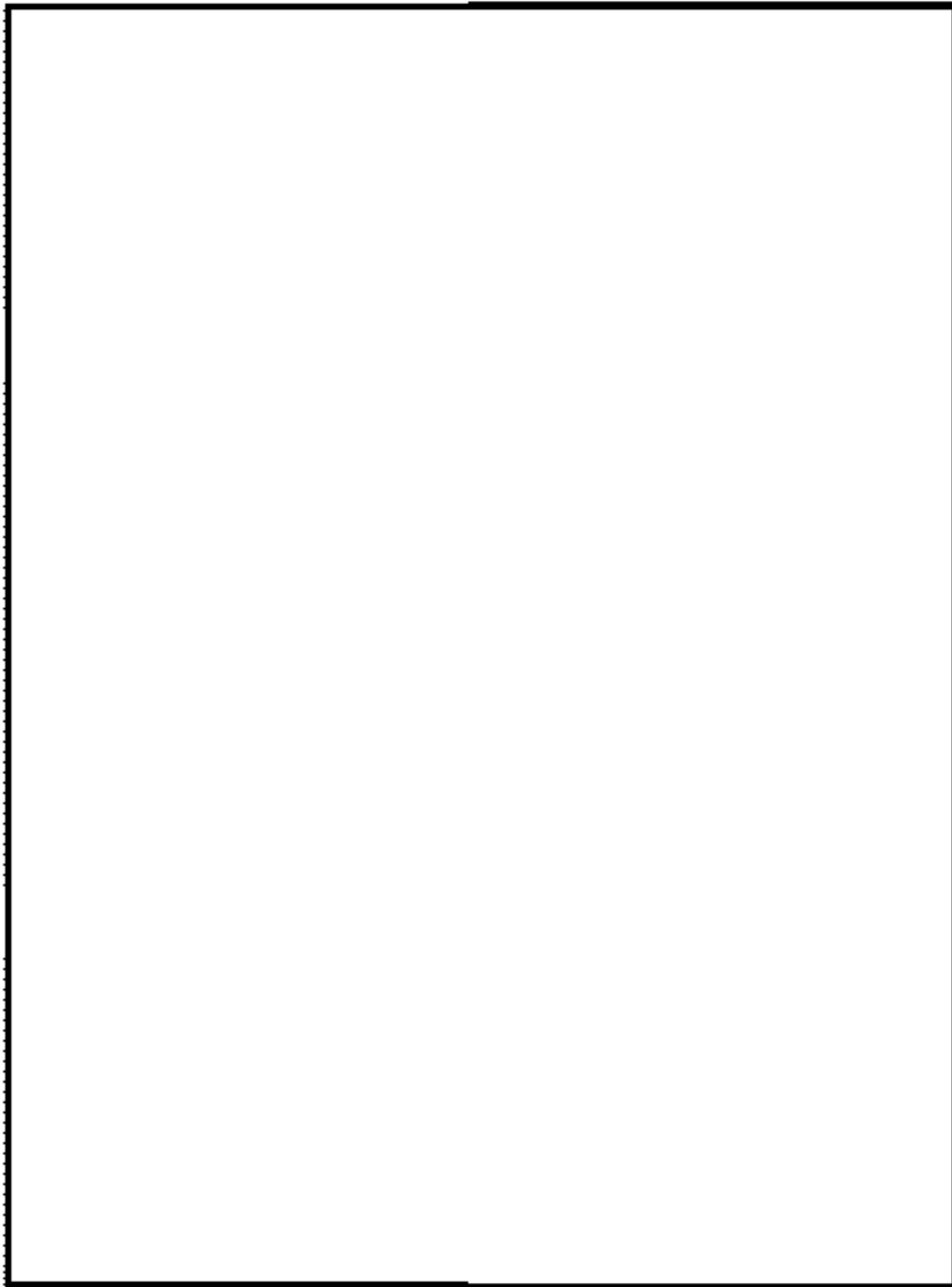


図48-9-1 屋外保管場所配置図 (代替原子炉補機冷却系)

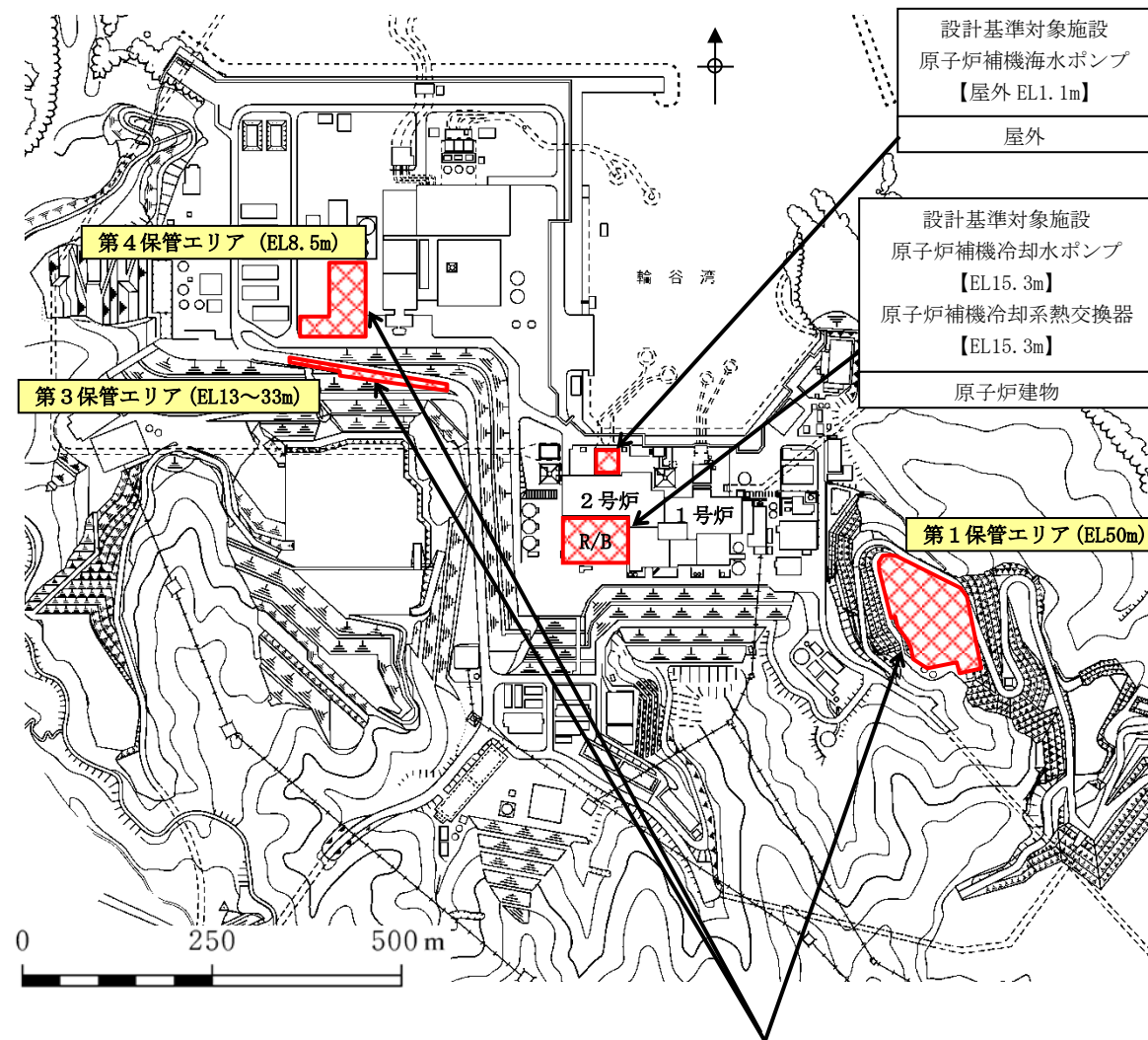
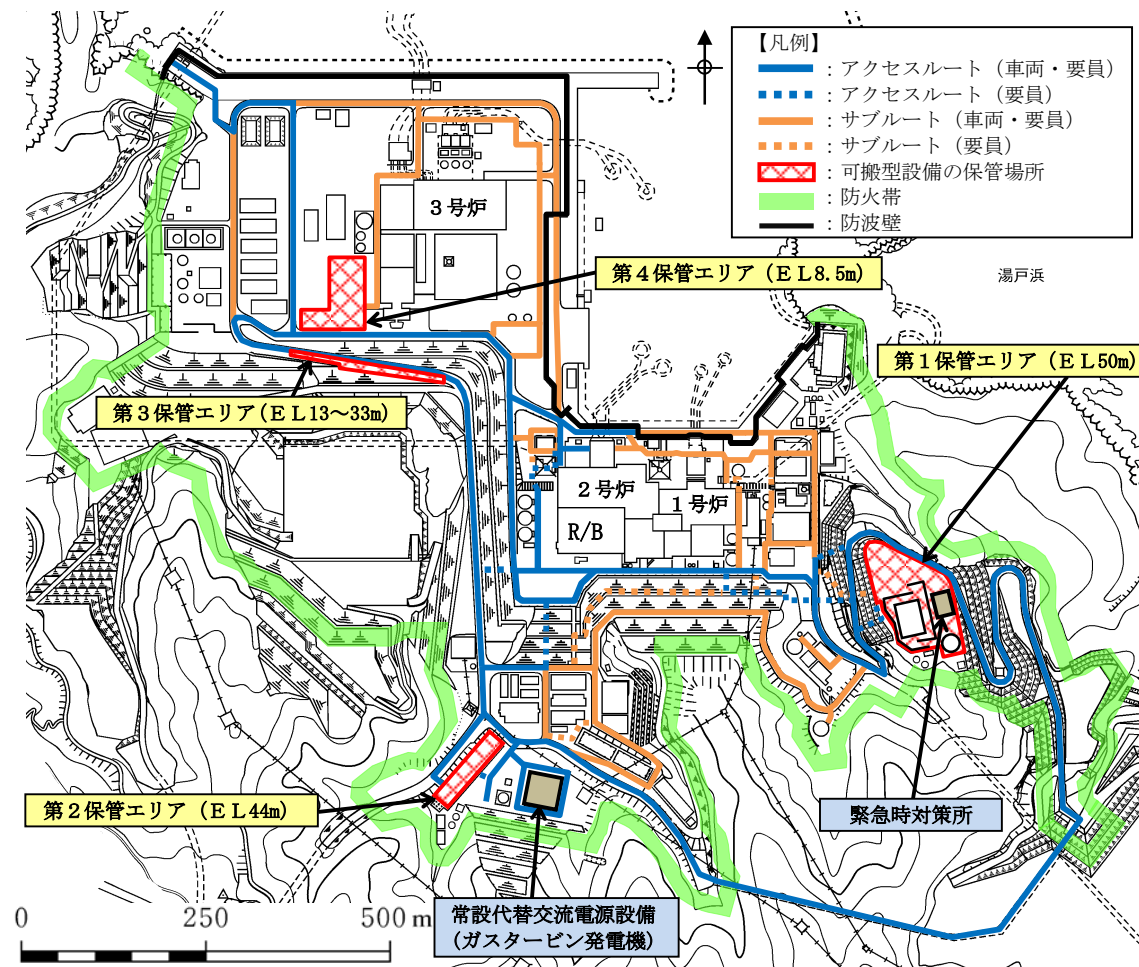


図1 屋外保管場所配置図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="605 709 819 779">48-10 アクセスルート図</p>	<p data-bbox="1715 709 1994 737">48-9 アクセスルート図</p>	

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

島根原子力発電所2号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋



- ※ サブルートは、地震及び津波時には使用しない。
- ※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

図48-10-1 保管場所及びアクセスルート図

図1 保管場所及びアクセスルート図 (屋外)



図48-10-2 地震・津波発生時のアクセスルート図



図48-10-3 森林火災発生時のアクセスルート図



図48-10-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="647 659 777 735">48-11 その他設備</p>	<p data-bbox="1745 659 1964 693">48-10 その他設備</p>	

【自主対策設備】

1. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段の整備について

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

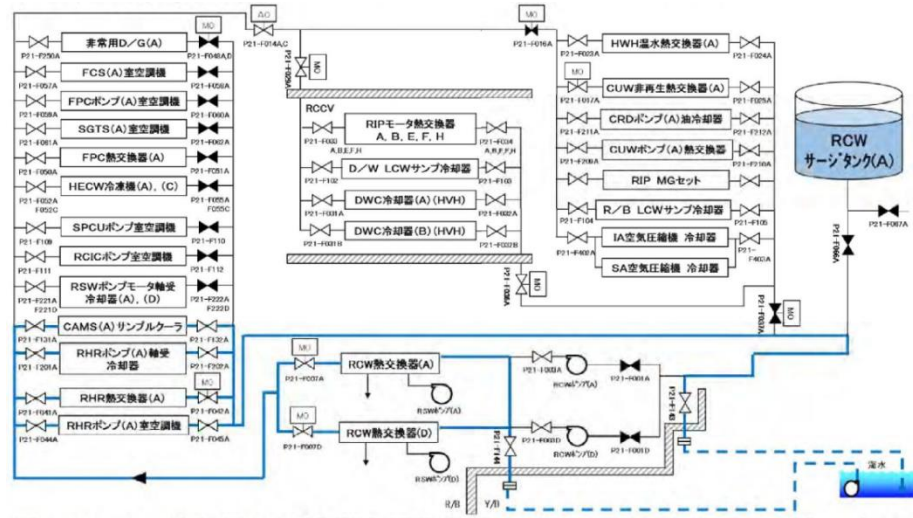


図48-11-1 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱（A系の例） 概略系統図

【自主対策設備】

1. 大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱除熱の実施

大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱手段は、移動式代替熱交換設備が機能喪失した際に、大型送水ポンプ車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。

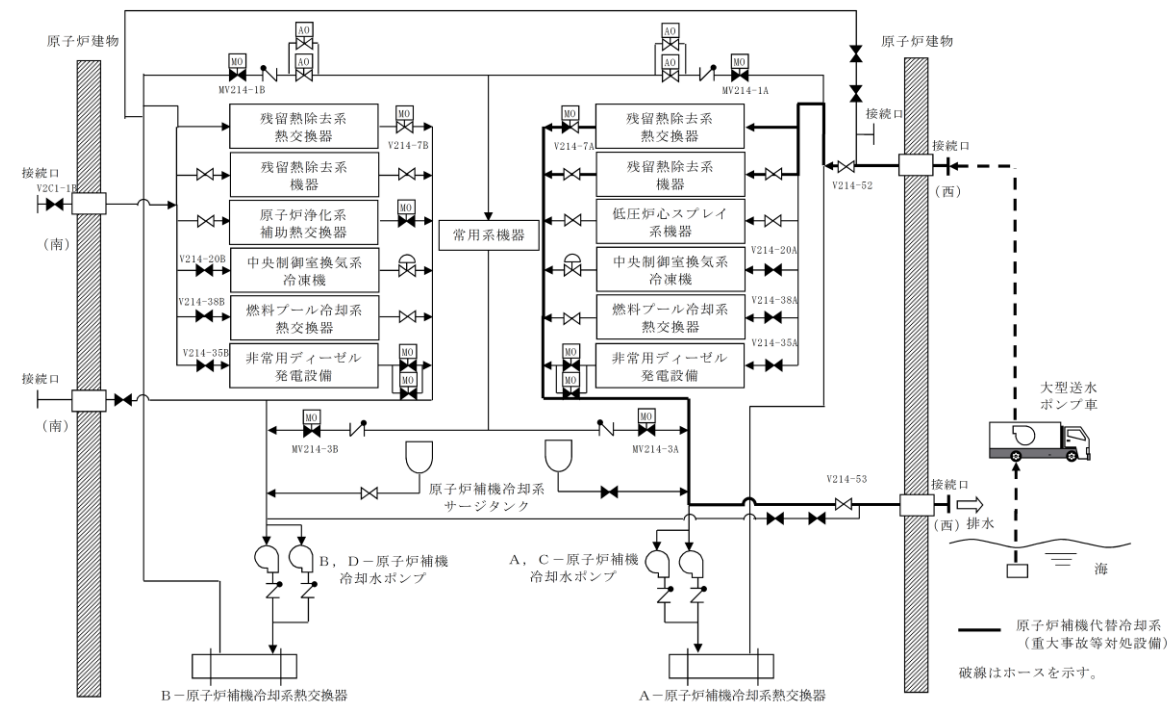


図1 大型送水ポンプ車による除熱（A系の例） 概略系統図

・設備の相違

2. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、残留熱除去系が機能喪失した際に、残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系により、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である海へ熱を輸送する手段を確保する。

・設備の相違
島根2号炉は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段を自主対策設備として整備する

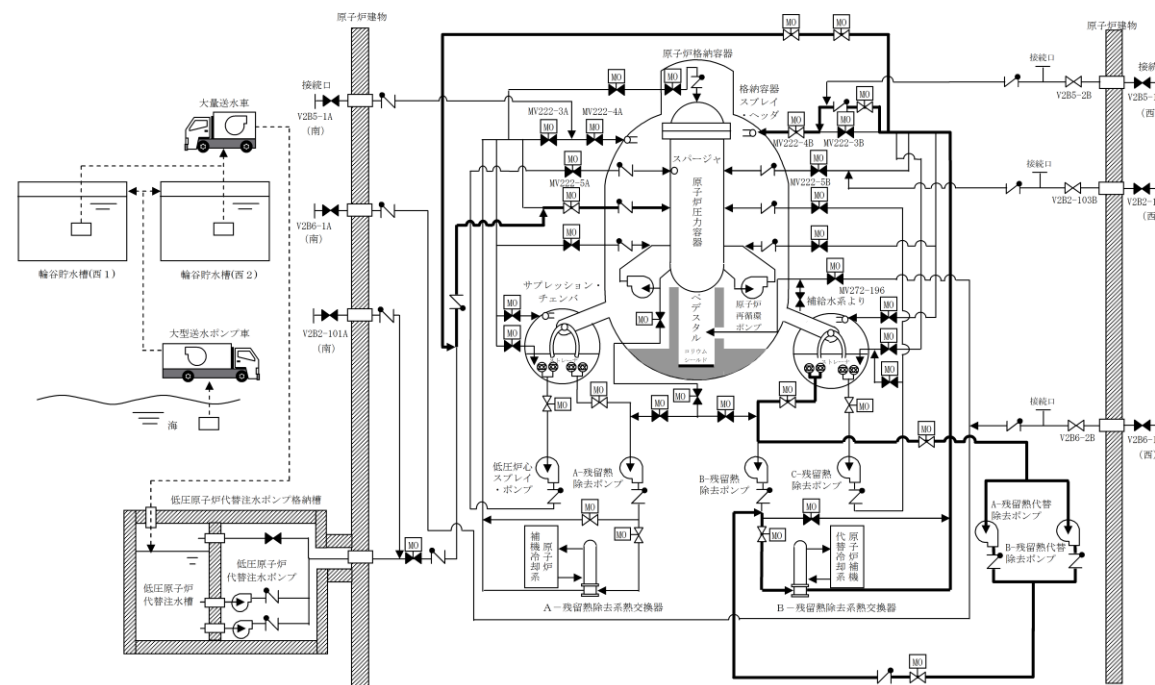


図3 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 系統概要図

・設備の相違

熱交換器ユニットの構造について

代替原子炉補機冷却系 (図48-11-3) の熱交換器ユニットは、図48-11-4で示すとおりポンプ2台、熱交換器2基、ストレーナ2基で構成される。熱交換器は、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) により通水した海水により冷却される。

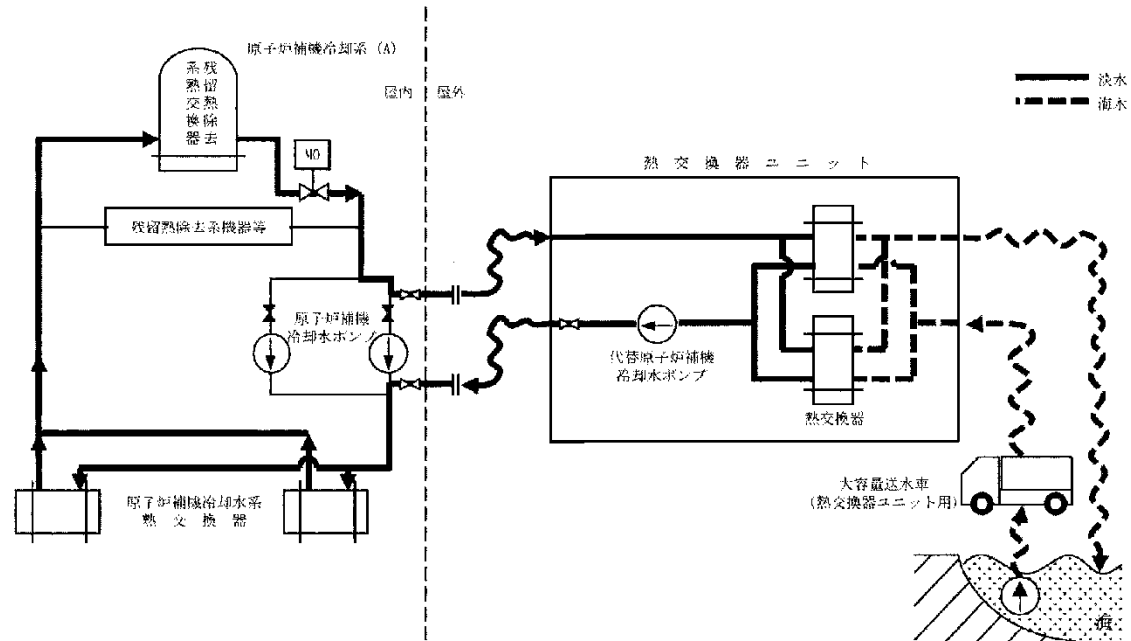


図48-11-3 代替原子炉補機冷却系 系統概要図



図48-11-4 熱交換器ユニット概要図

移動式代替熱交換設備の構造について

原子炉補機代替冷却系 (図4) の移動式代替熱交換設備は図5で示す通りポンプ2台、熱交換器2基、ストレーナ2基で構成される。熱交換器は大型送水ポンプ車により通水した海水により冷却される。

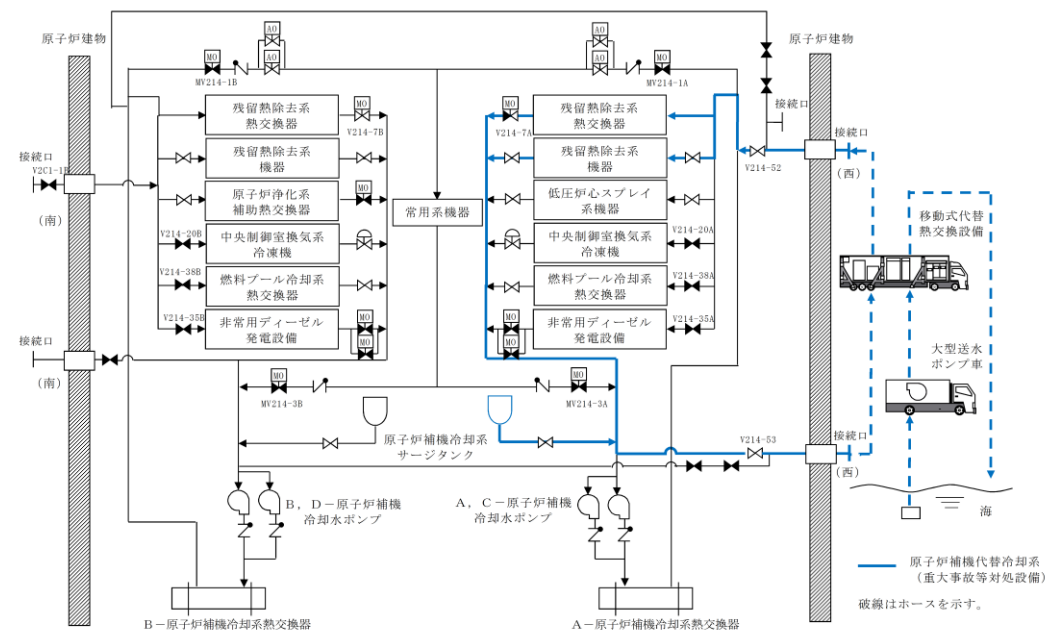


図4 原子炉補機代替冷却系 系統概略図

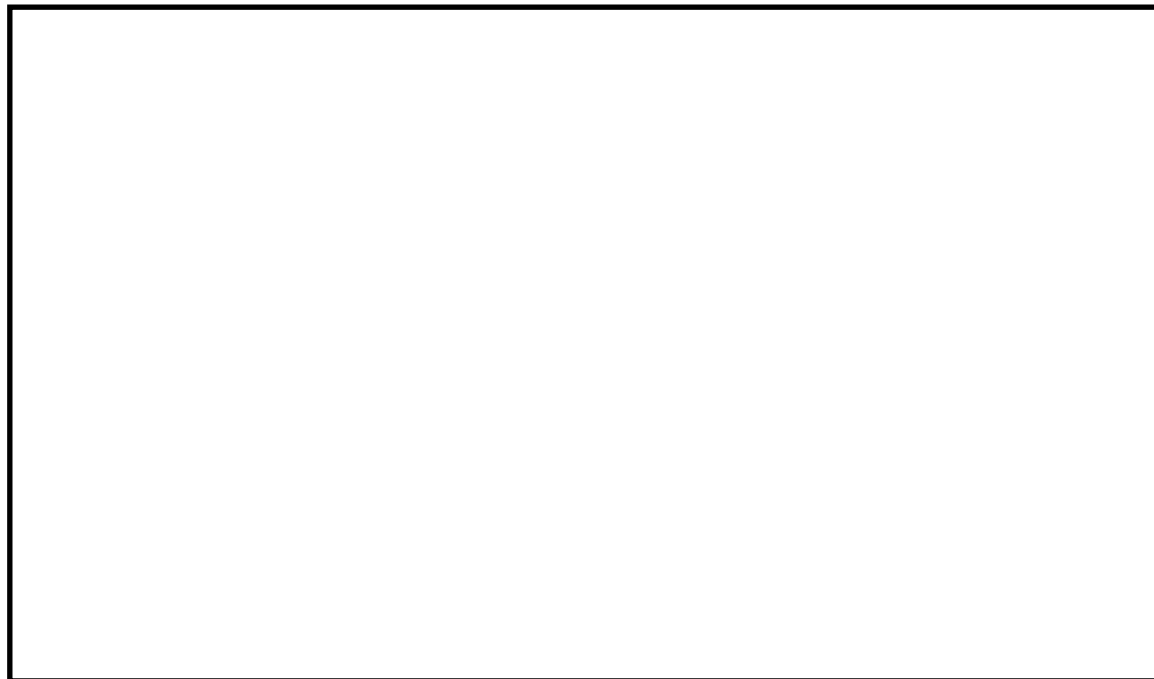


図5 移動式代替熱交換設備 概要図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>3. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施</u></p> <p><u>耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系を経由して、主排気筒に沿って設置している排気管から排出することで、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送する手段を確保する。</u></p> <p><u>耐圧強化ベントラインを使用する際には、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、万一、サブプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントが実施できない場合は、ドライウェルベントを行う。なお、ドライウェルベントを行った際には、サブプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊装置を経由してドライウェルへ排出される。</u></p> <p><u>耐圧強化ベントラインを使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁を設置している。操作を行う必要がある隔離弁のうち、電動弁については遠隔手動弁操作機構又は現場のハンドル操作、空気作動弁についてはSGT耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ及びSGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備を用いることで、全ての電源喪失時においても操作可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段を自主対策設備として整備する</p>

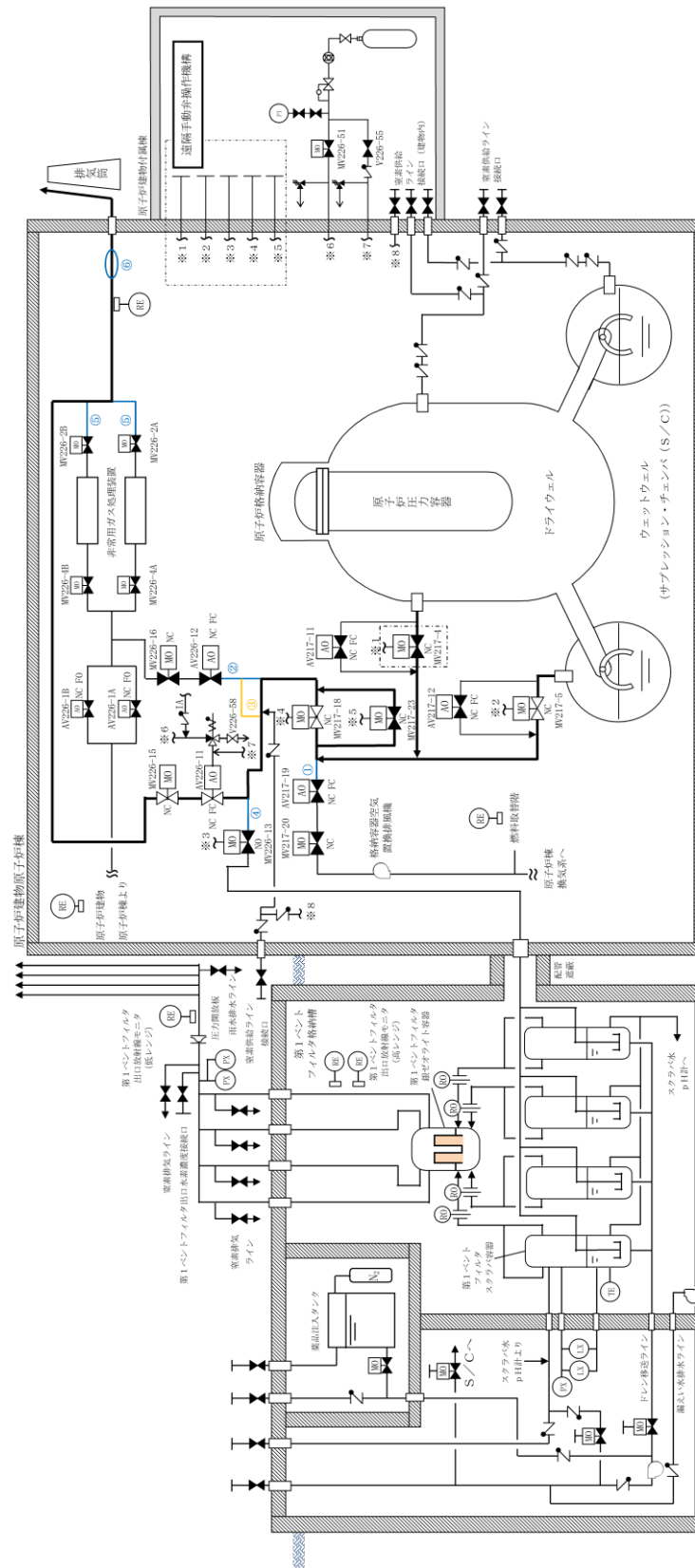


図6 耐圧強化ベントライン 概略系統図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(1) <u>耐圧強化ベントラインの水素爆発防止対策に関する状況について</u></p> <p><u>原子炉格納容器から排気管放出端までの耐圧強化ベントラインの配管ルートを図7, 8, 9に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベントラインは炉心損傷前に使用することを前提としているため, ベントガスに含まれる水素は微量であることから, 格納容器ベント中に可燃限界濃度に達することはないが, 耐圧強化ベントラインから分岐している配管の水素爆発防止対策に関する状況を以下に示す。</u></p> <p>a. <u>原子炉棟換気系との隔離弁 (AV217-19) までの配管【図8 : ①】は, 水平配管であり閉止端までの距離が短いため, 水素が蓄積することはないと考えられる。</u></p> <p>b. <u>非常用ガス処理系との隔離弁 (AV226-12) までの配管【図8 : ②】は, ハイポイントを有するが, 水素の蓄積を防止する目的で, ハイポイント箇所から耐圧強化ベントラインへのバイパスライン【図8 : ③】を設置する。</u></p> <p>c. <u>以下の配管は, 水素は微量であるものの, 蓄積する可能性が否定できないため, 窒素供給により系統内の排気及び不活性化を行うことが可能な可搬式窒素供給装置を確保している。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・格納容器フィルタベント系との隔離弁 (MV226-13) までの配管【図8 : ④】</u> <u>・非常用ガス処理系との隔離弁 (MV226-2A, 2B) から耐圧強化ベントラインとの合流部までの配管【図8 : ⑤, ⑥】</u> 	

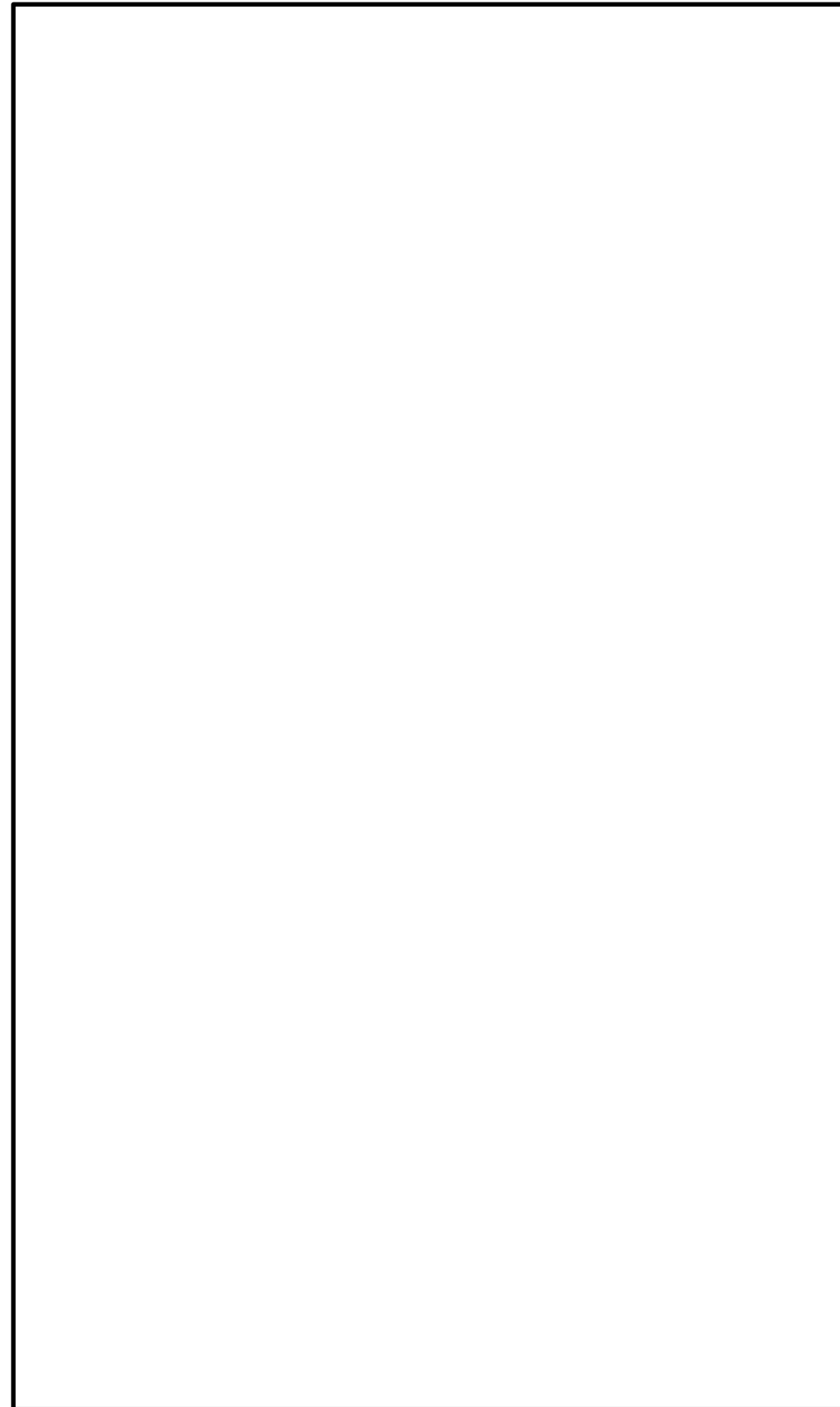


図7 耐圧強化ベントラインの配管ルート図

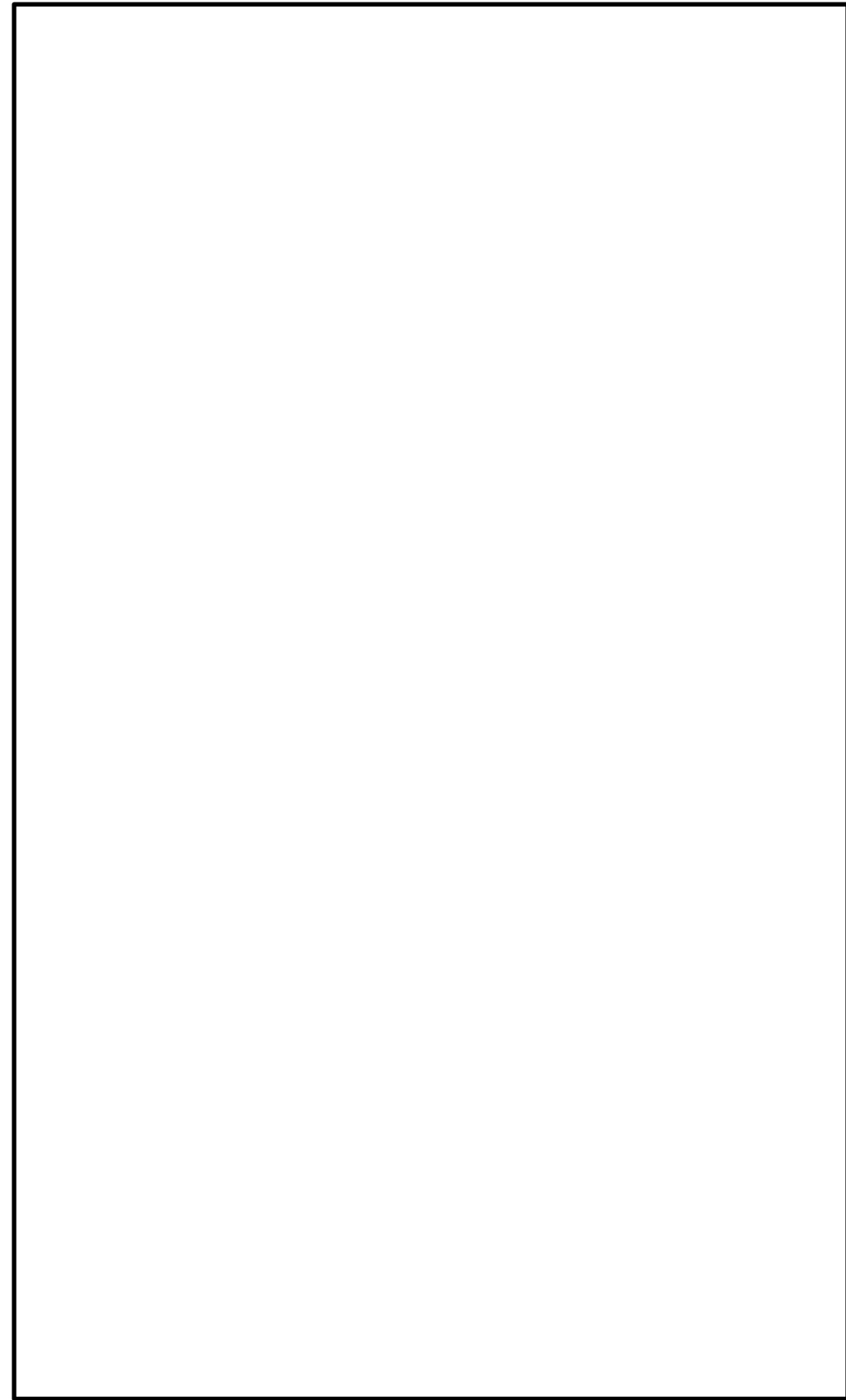


図8 耐圧強化ベントラインの配管ルート図 (他系統への分岐部)

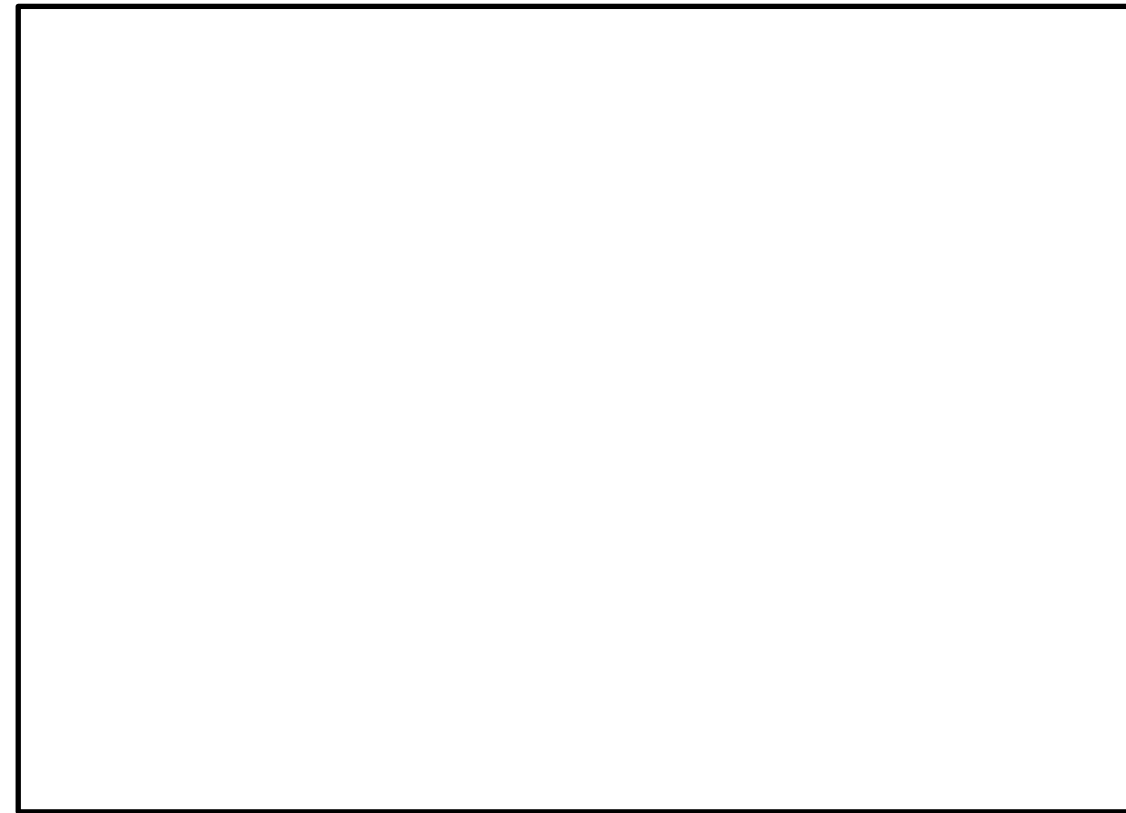


図9 耐圧強化ベントラインの配管ルート図 (高低差)

(2) 蒸気凝縮によるドレンについて

耐圧強化ベントラインを使用した場合、ベント開始直後から系統内で蒸気凝縮によりドレンが発生し、図10に示すローポイントにドレン溜まりが出来る可能性はあるが、以下のとおり格納容器圧力 約10kPa[gage] 以上であればベントガスによって非常用ガス処理系排気管放出端からドレンを排出できる。

a. ドレンの排出が可能なベントガス流速について

垂直管内で上向きにガスが流れる場合に、ガスに随伴してドレンが排出される現象(気液対向流制限現象)については、配管口径が小さい場合には気相流速 (j_g) に依存するが、配管口径が約 [] 以上の領域では Ku 値(Kutateladze 数[-])に依存し、 [] となる(参考図書1)。

ここで、Ku 値は以下の式で表される。

$$Ku = \frac{\rho_G^{0.5} \cdot j_G}{(g \cdot \sigma (\rho_L - \rho_G))^{0.25}}$$

- ρ_G : 気相密度 (0.598[kg/m³]) ※1
- ρ_L : 液相密度 (958.1[kg/m³]) ※1
- g : 重力加速度 (9.80665[m/s²])
- j_G : 気相流速 [m/s]
- σ : 表面張力 (0.0589[N/m]) ※1

※1 : 括弧内は大気圧のときの値を表す。

島根原子力発電所2号炉の非常用ガス処理系排気管放出端は400Aの配管であるため、
ベントガス流速が [] を満足する [] より大きい場合に、配管
内のドレンがベントガスに随伴されて排出されることとなる。

b. ベントガスによってドレンを排出できなくなるタイミングについて

ベントガス流速は以下の式で表される。

$$v = W_{vent} / (\rho \times A)$$

- v : ベントガス流速 ([])
- W_{vent} : ベントガス流量 [kg/s]
- ρ : ベントガス密度 (0.598[kg/m³])
- A : 配管断面積 (0.11787[m²])

ベントガス流速 [] に対応するベントガス流量は約 [] となる。系統
の圧力損失計算結果より、ベントガス流量 約 [] の時の格納容器圧力は
約 10 kPa[gage] となる。

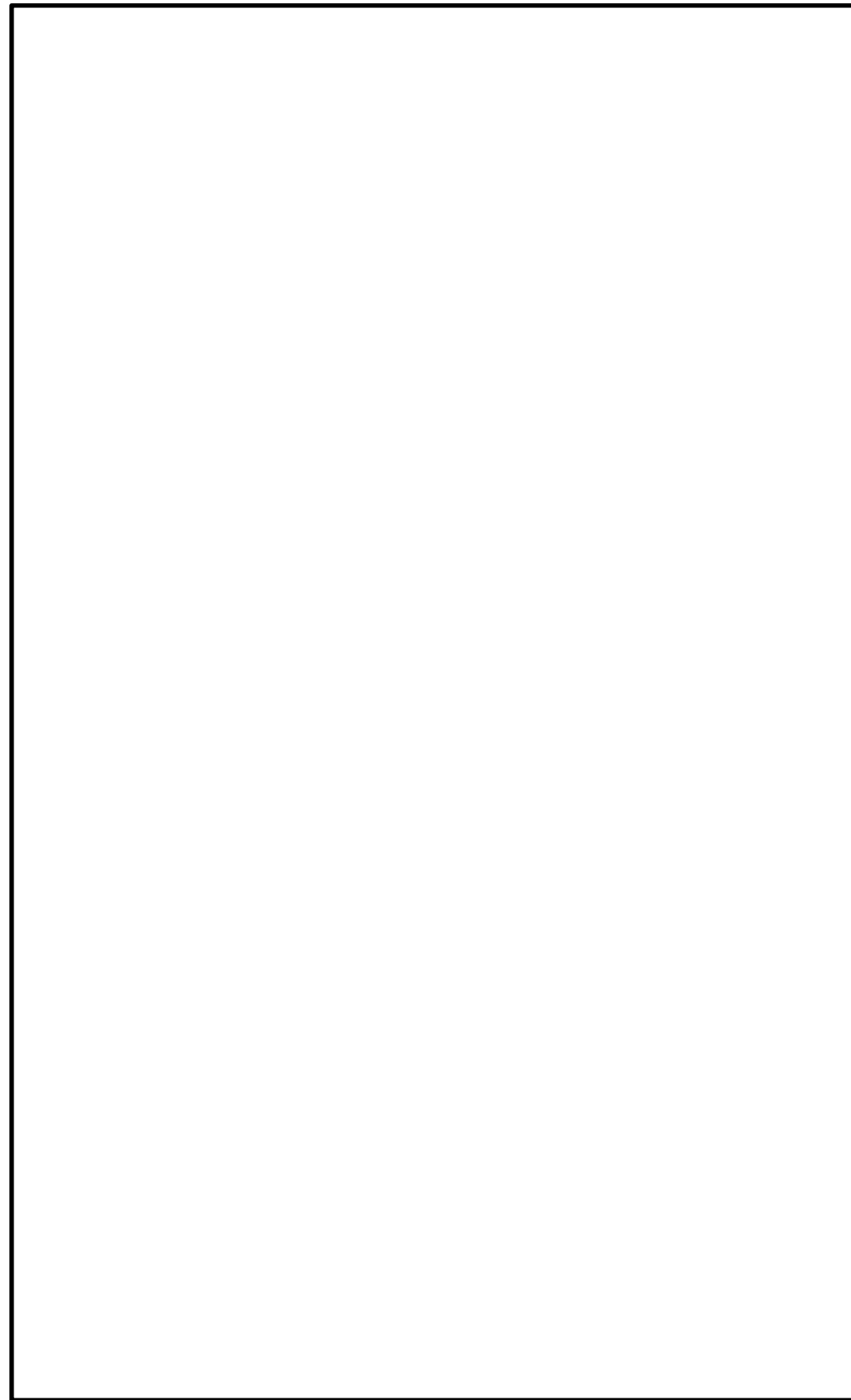


図 10 耐圧強化ベントラインのローポイントから非常用ガス処理系排気管放出端までの配管ルート図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1299 254 1457 285"><u>《参考図書》</u></p> <p data-bbox="1299 300 2415 331"><u>1. Richter H.J, Flooding in tubes and annuli, Int. J. Multiphase flow, 7, 647-658(1981)</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">48-12</p> <p style="text-align: center;"><u>熱交換ユニットの保管場所における転倒防止措置について</u></p>		<p>・運用の相違</p> <p>島根2号炉は、熱交換器およびポンプを移動式熱交換設備に車載したまま保管する</p>

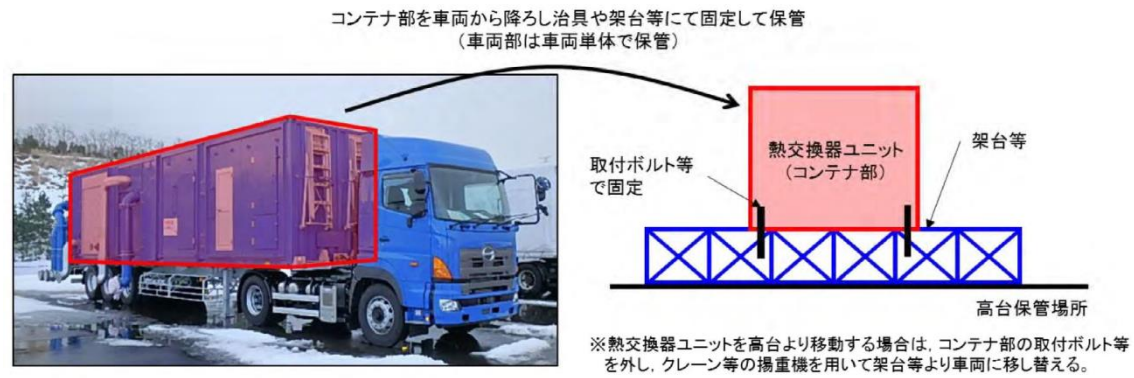


図48-12-1 熱交換ユニットの保管場所における転倒防止措置のイメージ

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考								
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10									
代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 9時間																				
代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	中央制御室運転員A、B	2	遠隔操作設備準備、最終確認																	
	現場運転員C、D	2	移動、電源確保		最終確認															
	緊急時対策要員	13	大容量送水車(熱交換器ユニット用)、熱交換器ユニット他移動								主配管(可搬型)等の接続		補機冷却水の供給、流量調整							

経過時間(0~3時間)の内訳

経過時間(時間)					
0.5	1.0	1.5	2.0	2.5	3.0
緊急時対策要員の移動(30分)					
代替原子炉補機冷却系の可搬型設備の外観点検(10分)					
ユニットと架台を接続するボルト等の取外し(60分)					
クレーン等の揚重機によるユニットの取外し(30分)					
熱交換器ユニットの高台からK6/7タービン建屋周りへの移動(15分)					
(参考)大容量送水車(熱交換器ユニット用)等を高台からK6/7タービン建屋周りへの移動					

図48-12-2 転倒防止措置を考慮したタイムチャート(代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保)の内訳

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">48-13</p> <p><u>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</u></p>		<p>・島根2号炉は、単独申請であり、該当資料なし</p>

条文適合性資料本文中の機器名称一覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表の通り整理する。

【代替原子炉補機冷却系】

表48-13-1 危機名称一覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	代替冷却水供給止め弁(A)	代替冷却系供給ライン北側接続口隔離弁(A)	P21-F266	代替冷却水供給止め弁(A)	P21-F144
	代替冷却水戻り止め弁(A)	代替冷却系戻りライン北側接続口隔離弁(A)	P21-F267	代替冷却水戻り止め弁(A)	P21-F143
	熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット流量調整弁*1	P27-F102	熱交換器ユニット流量調整弁*2	P27-F1002
	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-M0-F013A	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-M0-F042A
	常用冷却水供給側分離弁(A)	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-M0-F074A	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-M0-F016A
	常用冷却水戻り側分離弁(A)	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-M0-F082A	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-M0-F037A
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F038A	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	P21-F058A
	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(A)冷却水出口弁	P21-F034A	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	P21-F132A
	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F058A	-	-
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F032A	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F060A
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-F030A	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	P21-F051A
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116A	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁	P21-F036A	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	P21-F062A
	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F040A	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F045A
	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042A	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	P21-F202A
	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044A	-	-
	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F070	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	P21-F110
	サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F114	-	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F046	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	P21-F112	

(次頁に続く)

*1: 熱交換器ユニット(その1)に設置してある弁
 *2: 熱交換器ユニット(その2)に設置してある弁

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F015A	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F001A
	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F015D	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F001D
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水出口弁	P21-F028A	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055A
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水出口弁	P21-F028C	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055C
	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	P21-F222A
	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	P21-F222D
	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(A)タイリイン止め弁	P21-F053A	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067A
	代替冷却水供給第二止め弁(B)	代替冷却水供給ライン隔離弁(B)	P21-F268	代替冷却水供給第二止め弁(B)	P21-F148
	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	代替冷却水戻りライン隔離弁(B)	P21-F269	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	P21-F147
	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-M0-F013B	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-M0-F042B
	常用冷却水供給側分離弁(B)	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F074B	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F016B
	常用冷却水戻り側分離弁(B)	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F082B	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F037B
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(D)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F038B	可燃性ガス濃度制御系室空調機(D)出口弁	P21-F068B
	格納容器雰囲気モニタ系ラック(B)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(B)冷却水出口弁	P21-F034B	格納容器雰囲気モニタラック(B)出口弁	P21-F132B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F032B	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F060B
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(D)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-F030B	燃料プール冷却浄化系熱交換器(D)出口弁	P21-F061B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116B	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	非常用ガス処理系室(B)空調機冷却水出口弁	P21-F036B	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	P21-F062B
	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F040B	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F040B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F050B	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	P21-F206B
高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F048B	高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F047B	
原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F015B	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F001B	
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F015E	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F001E	
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	P21-F222B	

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	P21-F222E
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水出口弁	P21-F028B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055B
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水出口弁	P21-F028D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055D
	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F058B	-	-
	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042B	-	-
	残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044B	残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	P21-F202B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F052B	-	-
	サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(B)タイライン止め弁	P21-F053B	サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067B

【格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系】

表48-13-2 機器名称一覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-A0-F022
	一次隔離弁 (ドライウェル側)	D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-A0-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-M0-F070
	二次隔離弁バイパス弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-M0-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-M0-F072
	フィルタ装置入口弁	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-A0-F001
	耐圧強化ベント弁	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-A0-F002
	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	SGTSフィルタ装置出口弁(A)	T22-M0-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	T22-M0-F004A
	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	SGTSフィルタ装置出口弁(B)	T22-M0-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	T22-M0-F004B
	非常用ガス処理系 第一隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F020
	非常用ガス処理系 第二隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
	換気空調系 第一隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-A0-F021
	換気空調系 第二隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁	SGTS出口ドレン弁	T22-M0-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-M0-F511
	水素バイパスライン止め弁	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁	T31-F600	SGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁	T31-F600
	フィルタベント大気放出ラインドレン弁	FCVS フィルタベント大気放出ライン ドレン弁	T61-F503	FCVS フィルタベント大気放出ライン ドレン弁	T61-F503