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）

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
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 目次 52-1 SA 設備基準適合性 一覧表 52-2 単線結線図 52-3 配置図 52-4 系統図 52-5 試験及び検査 52-6 容量設定根拠 52-7 計装設備の測定原理 52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について 52-9 接続図 52-10 保管場所図 52-11 アクセスルート図 52-12 その他設備 52-13 機器名称欄に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について	52 条　補足説明資料 52-1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表 52-2　単線結線図 52-3　配置図 52-4　系統図 52-5　試験及び検査 52-6　容量設定根拠 52-7　計装設備の測定原理 52-8　水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について 52-9　接続図 52-10　保管場所図 52-11　アクセスルート図 52-12　その他設備	・島根２号は単独申請であり，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
52-1 SA 設備基準適合性 一覧表	52-1　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）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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）

52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					可搬式窒素供給装置	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				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	52-3 配置図，52-9 接続図，52-10 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	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		52-3 配置図，52-4 系統図，52-9 接続図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		圧縮機，弁	Ａ，Ｂ
			関連資料		52-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		52-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	52-3 配置図，52-4 系統図，52-5 試験及び検査	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		52-3 配置図，52-4 系統図，52-9 接続図	
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量		負荷に直接接続する設備	B
			関連資料		52-6 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		52-3 配置図，52-9 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定）	－
			関連資料		52-9 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）	Ｂａ
			関連資料		52-3 配置図，52-10 保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		52-11 アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的のＳＡ設備，代替対象ＤＢ設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	52-3 配置図，52-4 系統図，52-9 接続図，52-10 保管場所図	

・設備の相違

・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 一覧表（可搬型）

第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					可搬型窒素供給装置	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水通水しない）	－
				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	52-3 配置図，52-9 接続図，52-10 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	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		52-4　系統図，52-9 接続図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	Ａ，Ｂ
			関連資料		52-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用ー切替必要	Ｂａ
			関連資料		52-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	52-4 系統図，52-5 試験及び検査	
		第6号	設置場所		現場操作	Ａａ
			関連資料		52-9 接続図	
	第3項	第1号	可搬 SA の容量		負荷に直接接続する可搬型設備	B
			関連資料		52-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬 SA の接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		52-9 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		52-9 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）	Ｂａ
			関連資料		52-10 保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		52-11 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	－	対象外
				サポート系要因	－	対象外
				関連資料	－	

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
		・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 一覧表（常設）

第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					耐圧強化ベント系	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	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	52-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作，弁操作	A，Ｂｆ
			関連資料		52-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		弁	B
			関連資料		52-5 試験及び検査説明	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ｂａ
			関連資料		52-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ａａ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	52-3 配置図，52-4 系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（遠隔），中央制御室操作	Ａｂ，Ｂ
			関連資料		52-3 配置図，52-4 系統図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		52-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的の SA 設備あり）	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
			関連資料		52-2 単線結線図，52-3 配置図，52-4 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 一覧表（常設）

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					サブレッション・チェンバ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		容器（タンク類）（目視点検が可能）	C
			関連資料		52-5 試験及び検査説明	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ｂａ
			関連資料		52-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		52-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的の SA 設備あり）	対象外
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	52-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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

第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器内水素濃度（SA）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	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	52-3 配置図	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		52-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		52-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象ＤＢ設備あり)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	52-2　単線結線図，52-3 配置図	

島根原子力発電所　２号炉

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器水素濃度（ＳＡ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟設備	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	52-3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		52-3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		52-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		52-3　配置図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A
			関連資料		52-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	52-2 単線結線図，52-3 配置図	

備考

・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
	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

52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器酸素濃度（ＳＡ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟設備	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	52-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		58 - 3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		52-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		52-3　配置図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A
			関連資料		52-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的のＳＡ設備あり）	B
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	52-2 単線結線図，52-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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

第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器内水素濃度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	52-3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		52-3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		52-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		52-3　配置図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量が十分	B
			関連資料		52-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備あり）-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象（サポート系あり）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	52-2　単線結線図，52-3 配置図	

島根原子力発電所　２号炉

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器水素濃度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟設備	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	52-3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		52-3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		52-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		52-3　配置図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		52-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Aａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	52-2 単線結線図，52-3 配置図	

備考

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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

第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器内酸素濃度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	52-3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		52-3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		52-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		52-3　配置図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量が十分	B
			関連資料		52-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象（同一目的の SA 設備あり）	B
				サポート系故障	対象（サポート系あり）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	52-2　単線結線図，52-3 配置図	

島根原子力発電所　２号炉

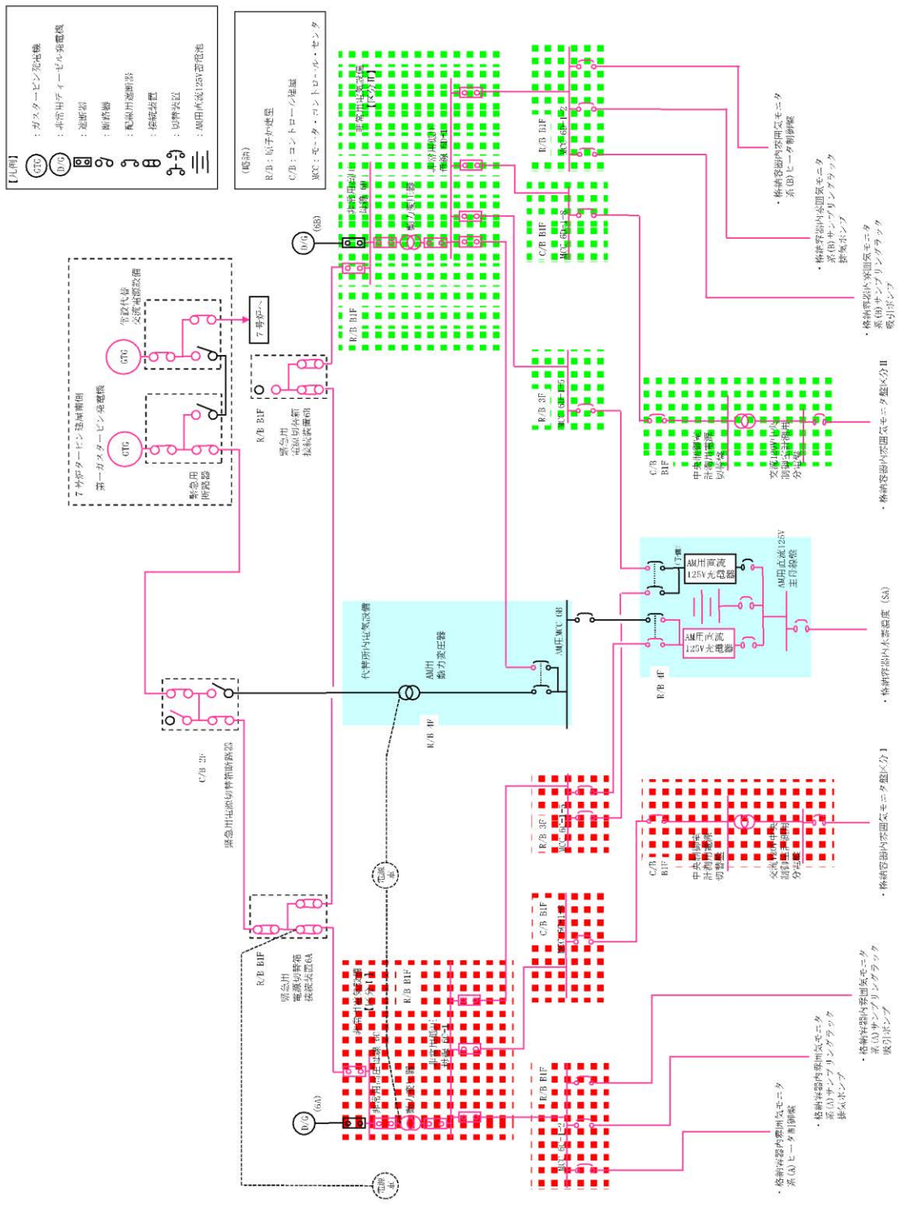
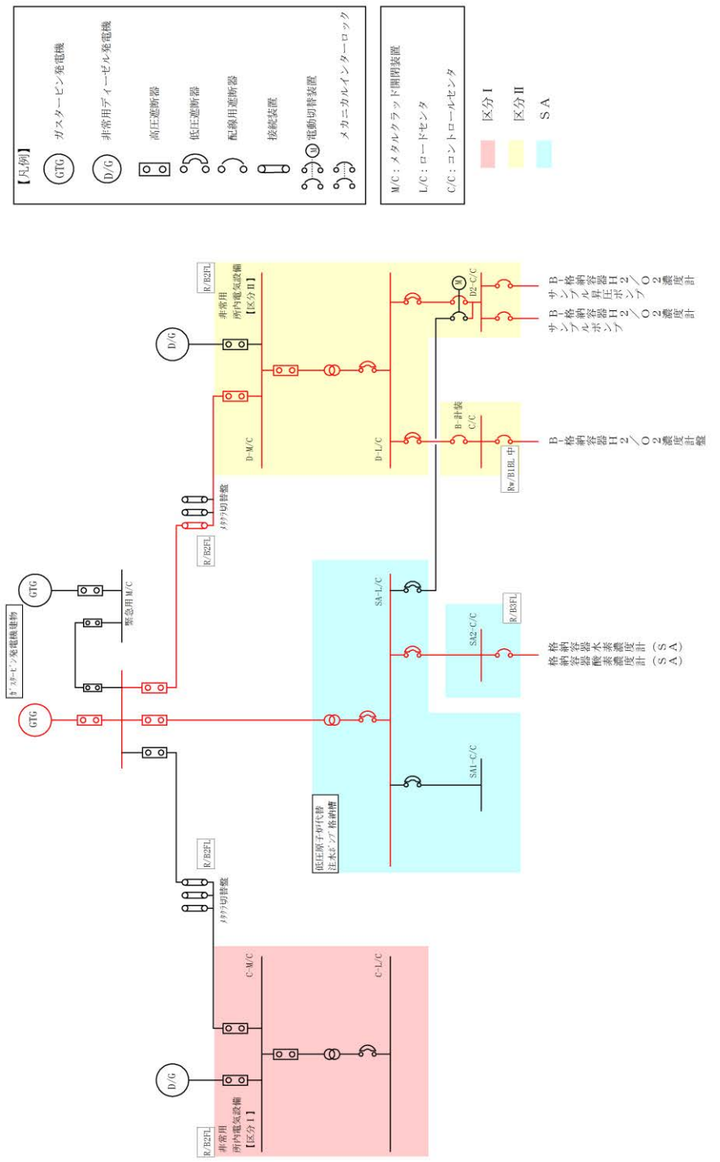
島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

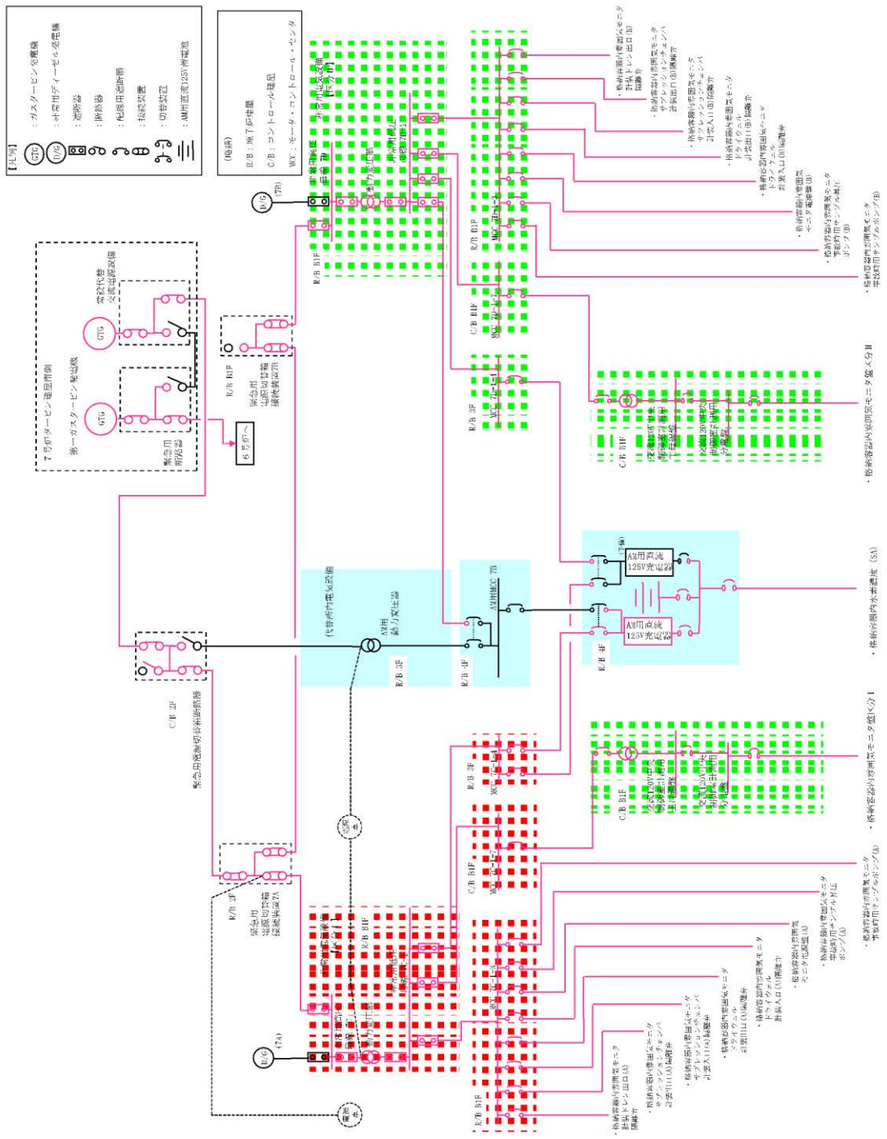
52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器酸素濃度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		58 - 3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		52-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		52-3　配置図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		52-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的のＳＡ設備あり）	B
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	52-2 単線結線図，52-3 配置図	

備考

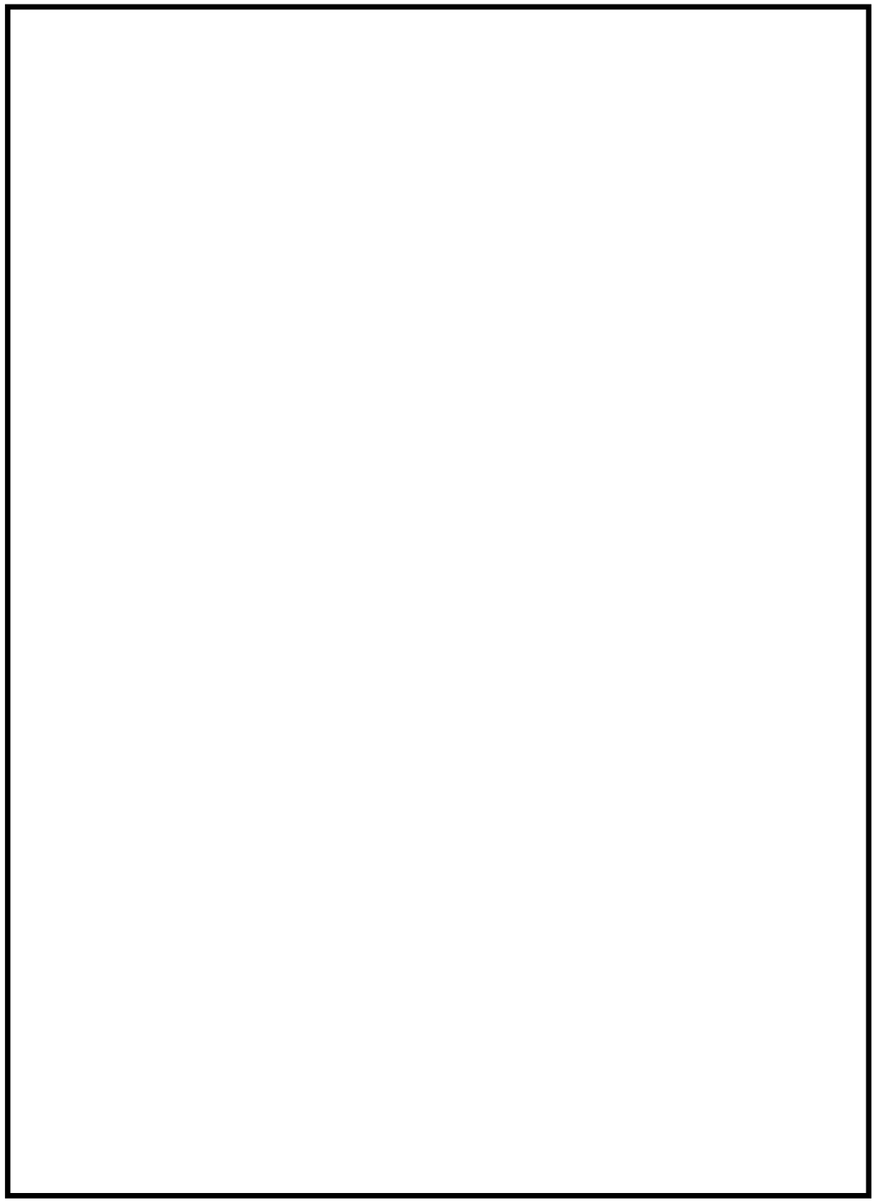
・設備の相違

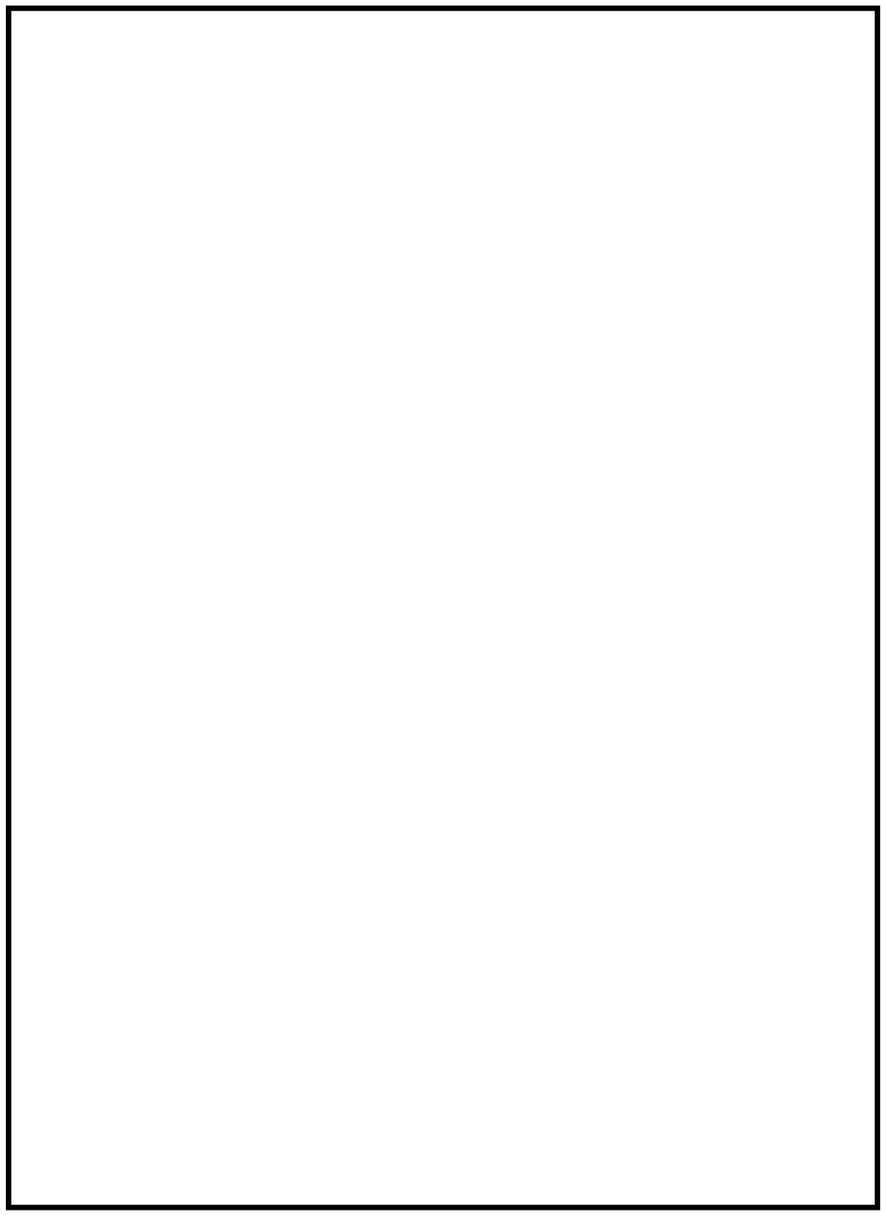
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
52-2 単線結線図	52-2　単線結線図	

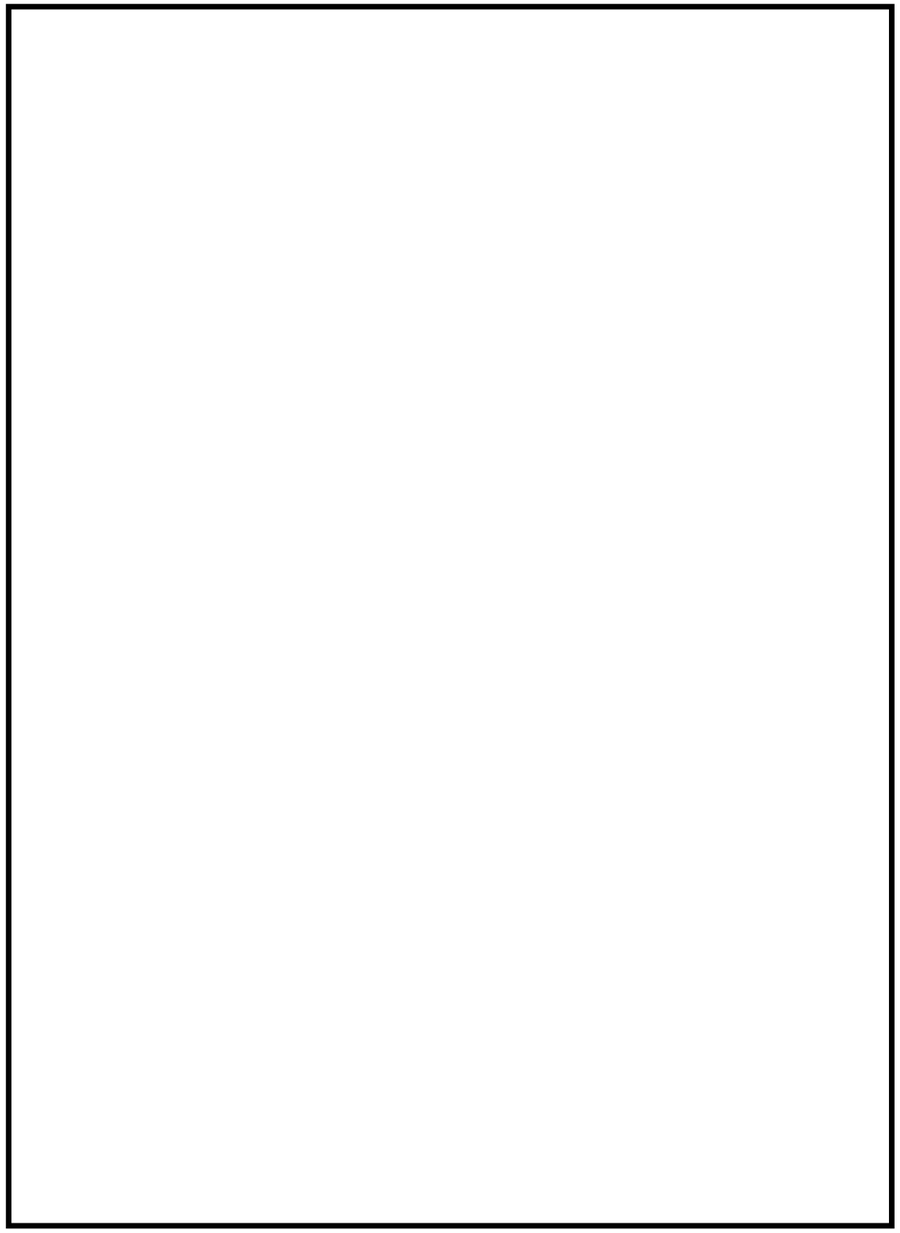
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		・設備の相違
図 52-2-1 計装設備 単線結線図（6 号炉）	図１　単線結線図	

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
 図 52-2-2 計装設備 単線結線図（7 号炉）		・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
52-3 配置図 	52-3 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
 図 52-3-1 サプレッション・チェンバ配置図		

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
 図 52-3-2 サプレッション・チェンバ配置図		

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
 図 52-3-3 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋 地上 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

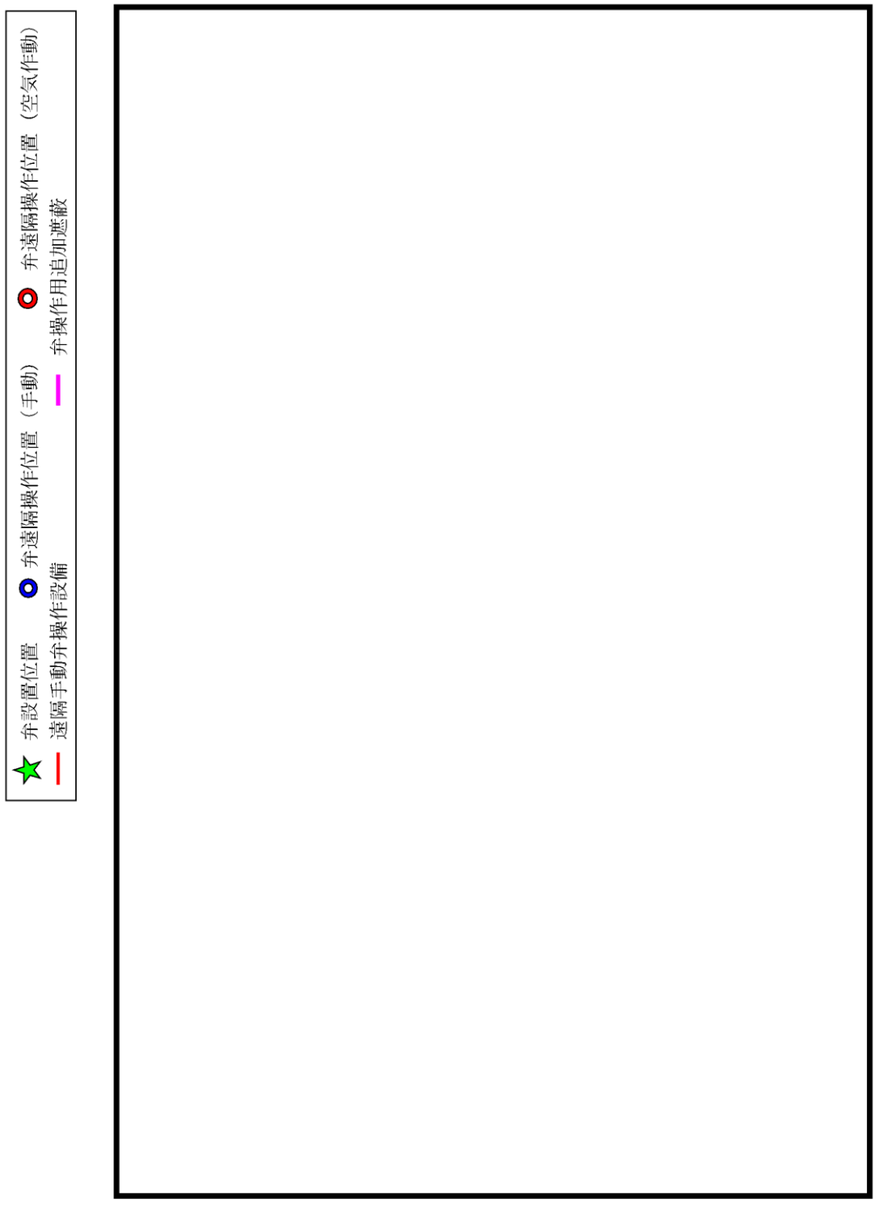
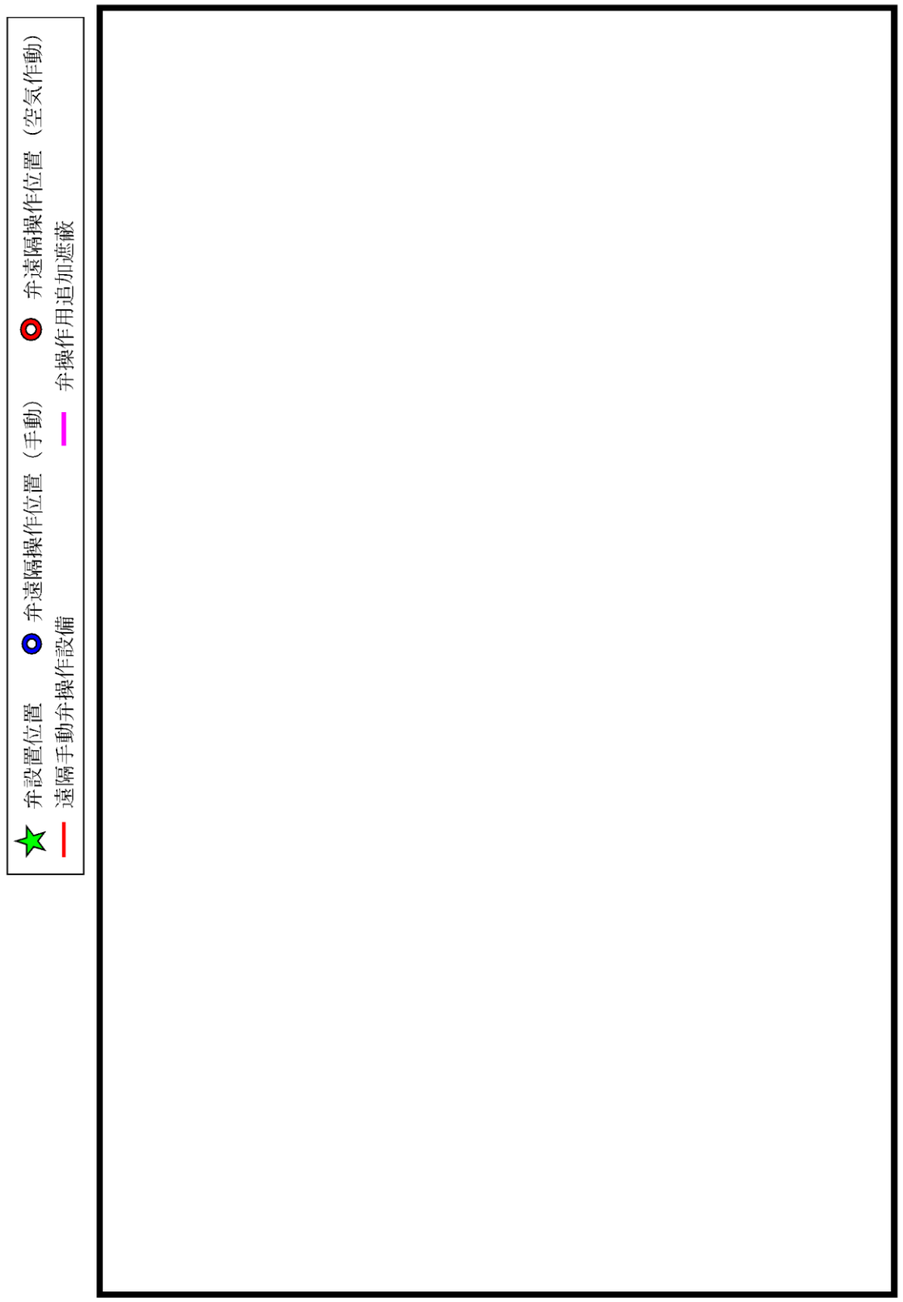
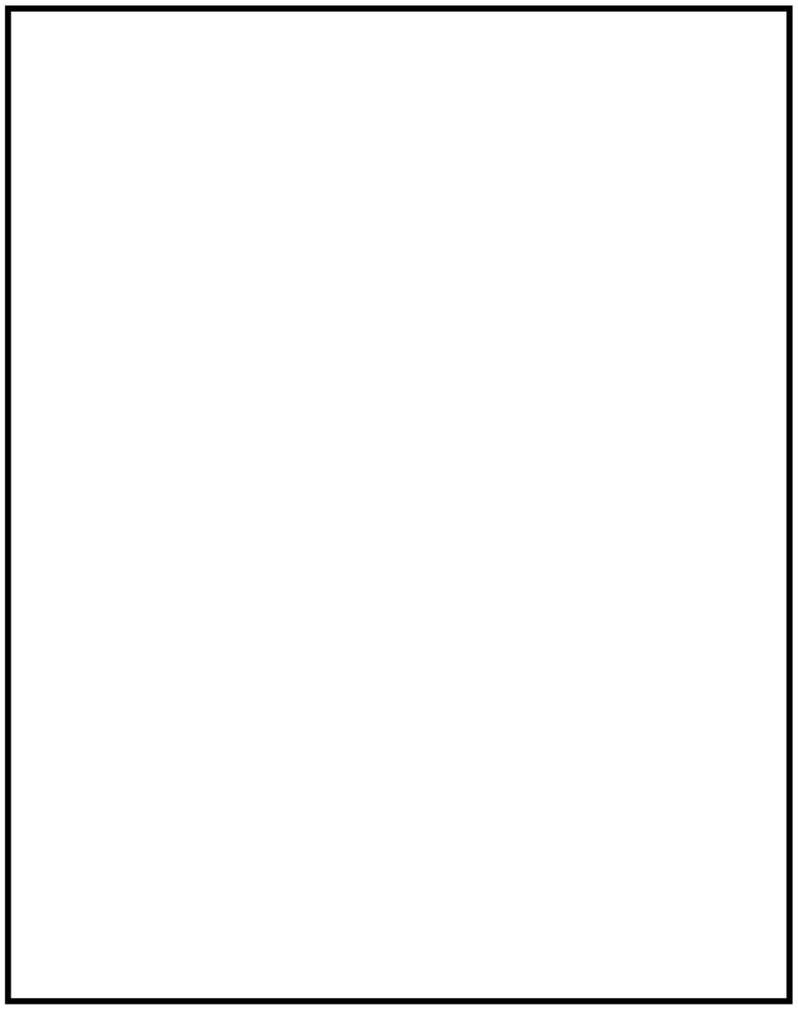
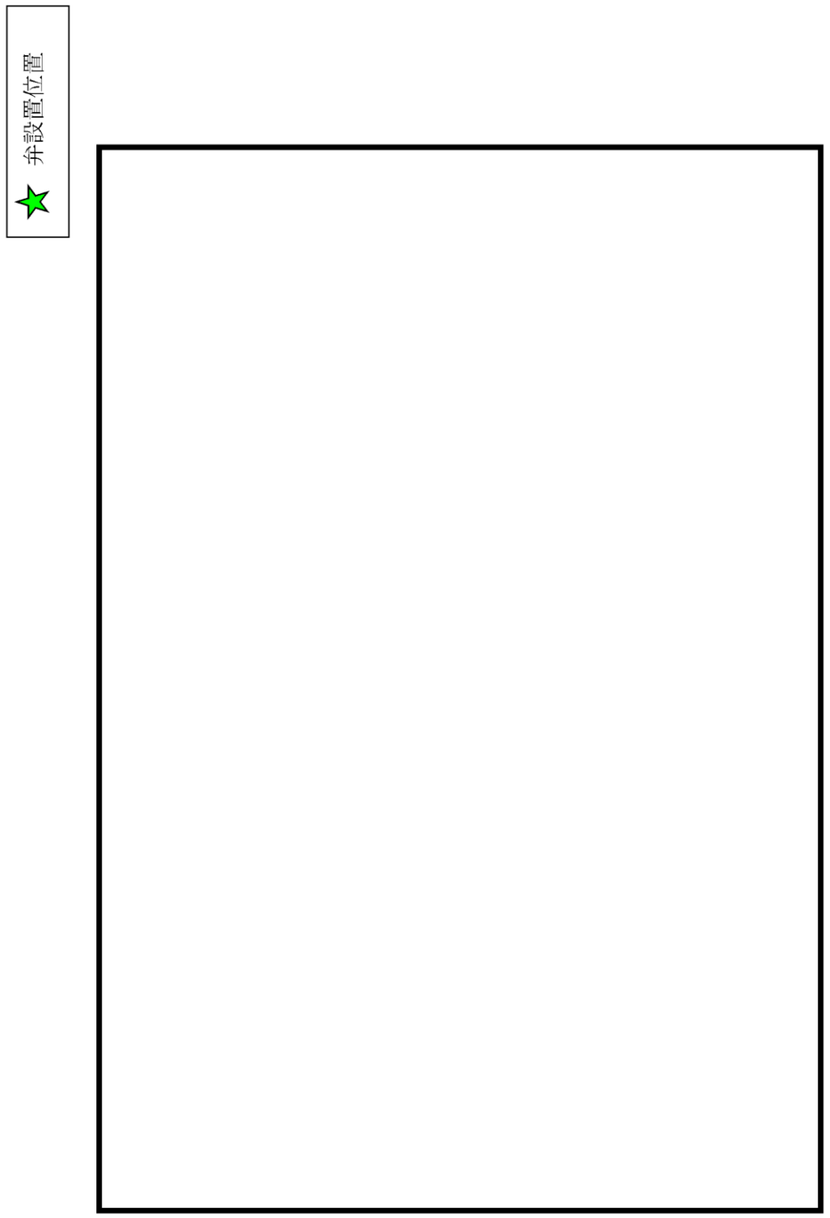
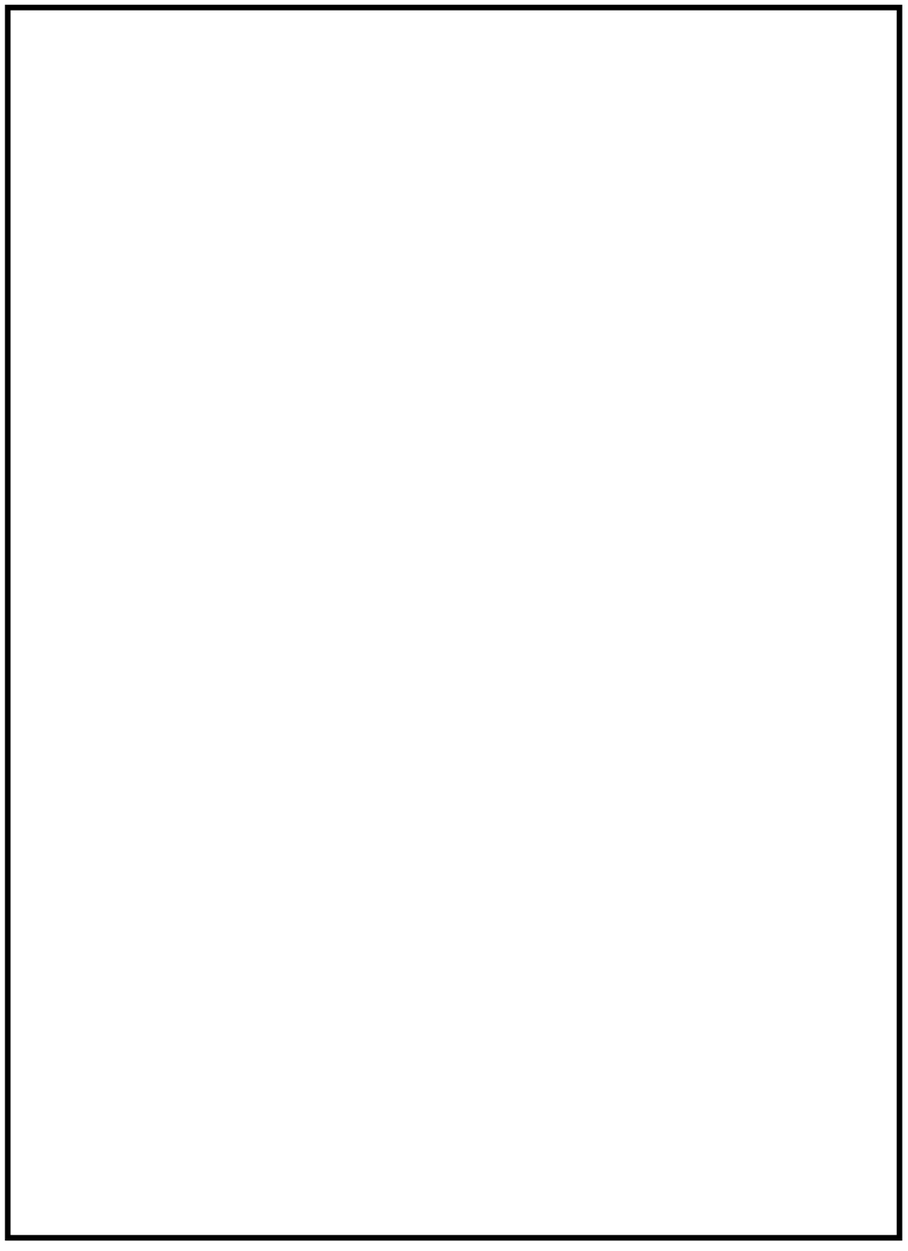


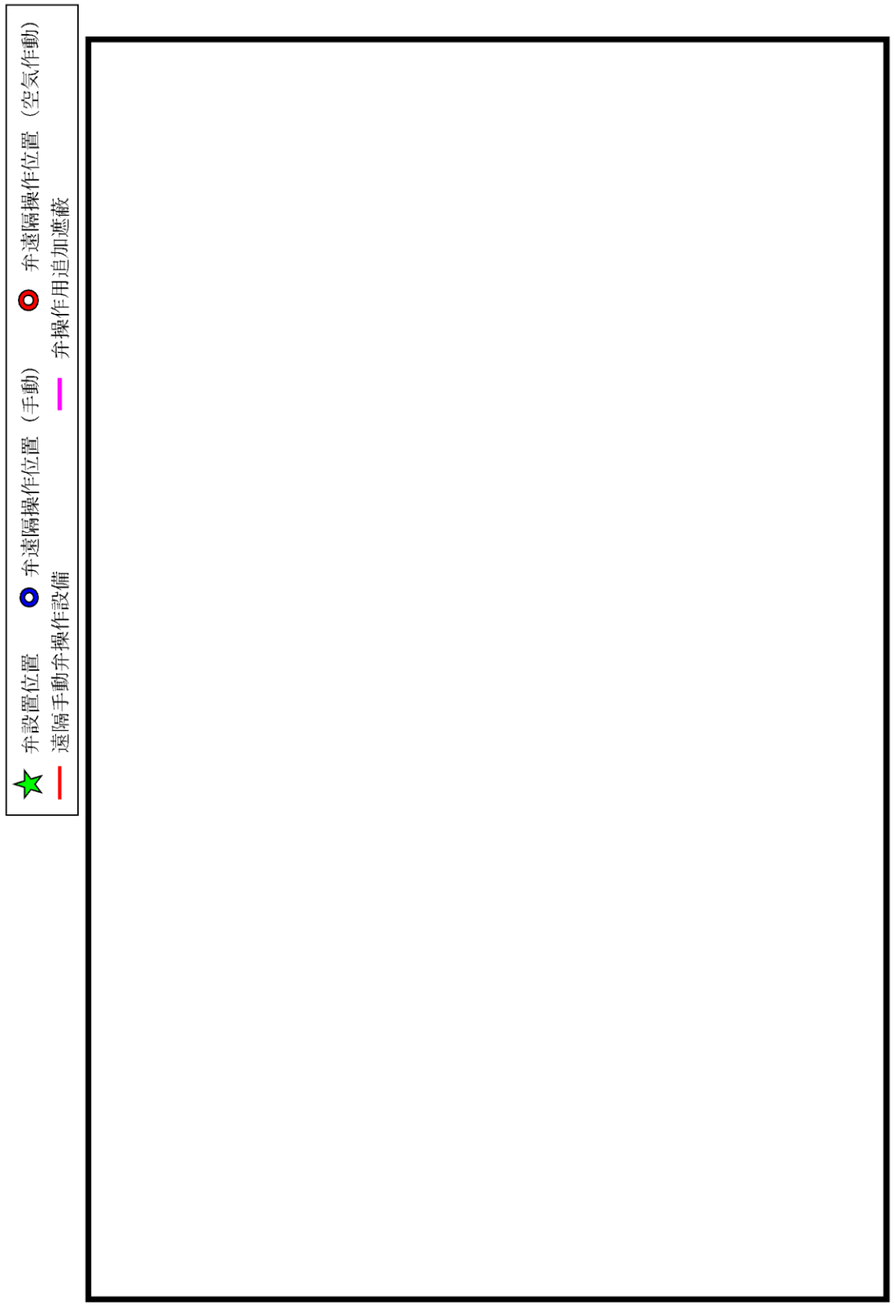
図 52-3-4 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋 地上 3 階/地上中 3 階）

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 52-3-5 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋 地下中 1 階/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
★ 弁設置位置  図 52-3-6 機器配置図（6 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 52-3-7 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋 屋上）		

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 52-3-8 機器配置図（7 号炉 原子炉建屋 地上 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 52-3-9 機器配置図（7 号炉 原子炉建屋 地上 3 階/地上中 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

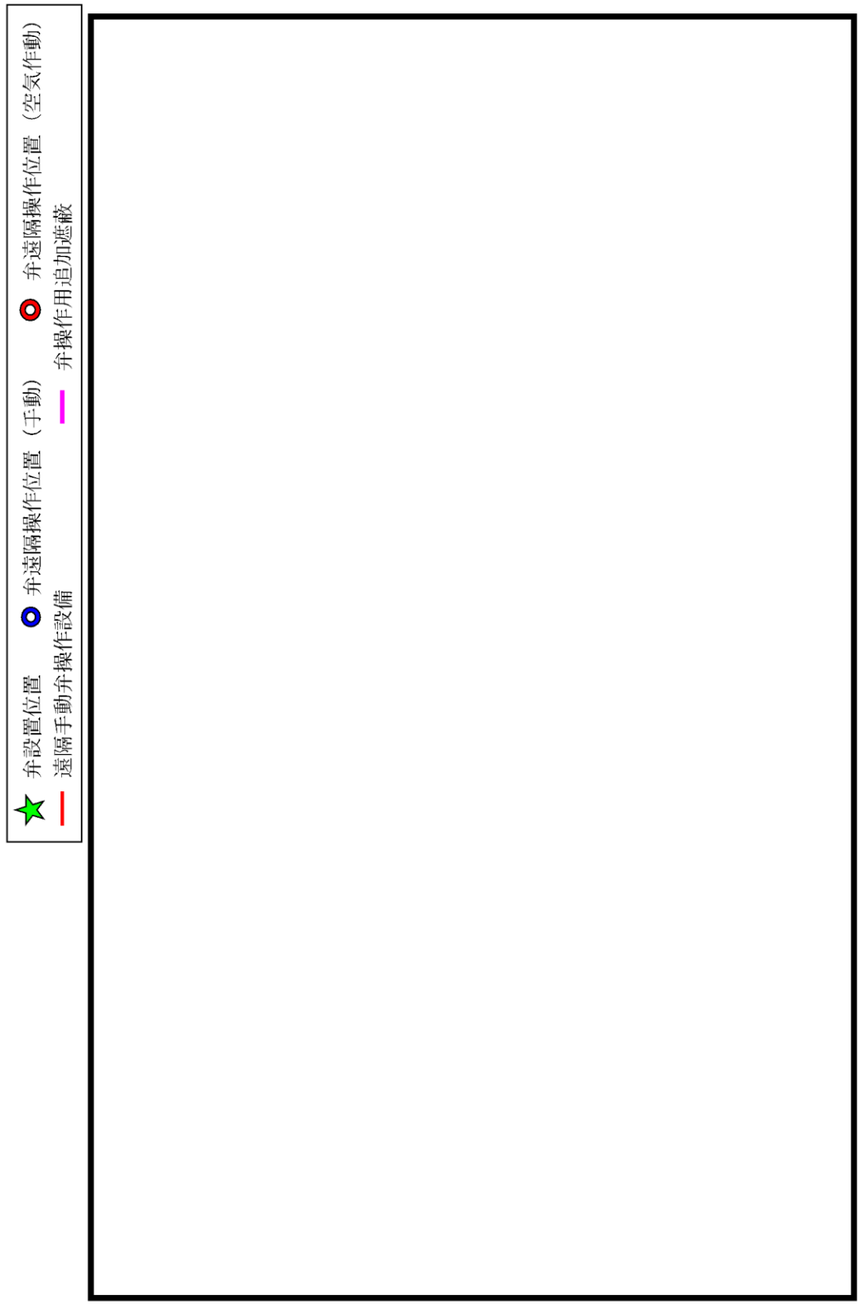


図 52-3-10 機器配置図（7 号炉 原子炉建屋 地下 1 階/地下中 1 階）

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

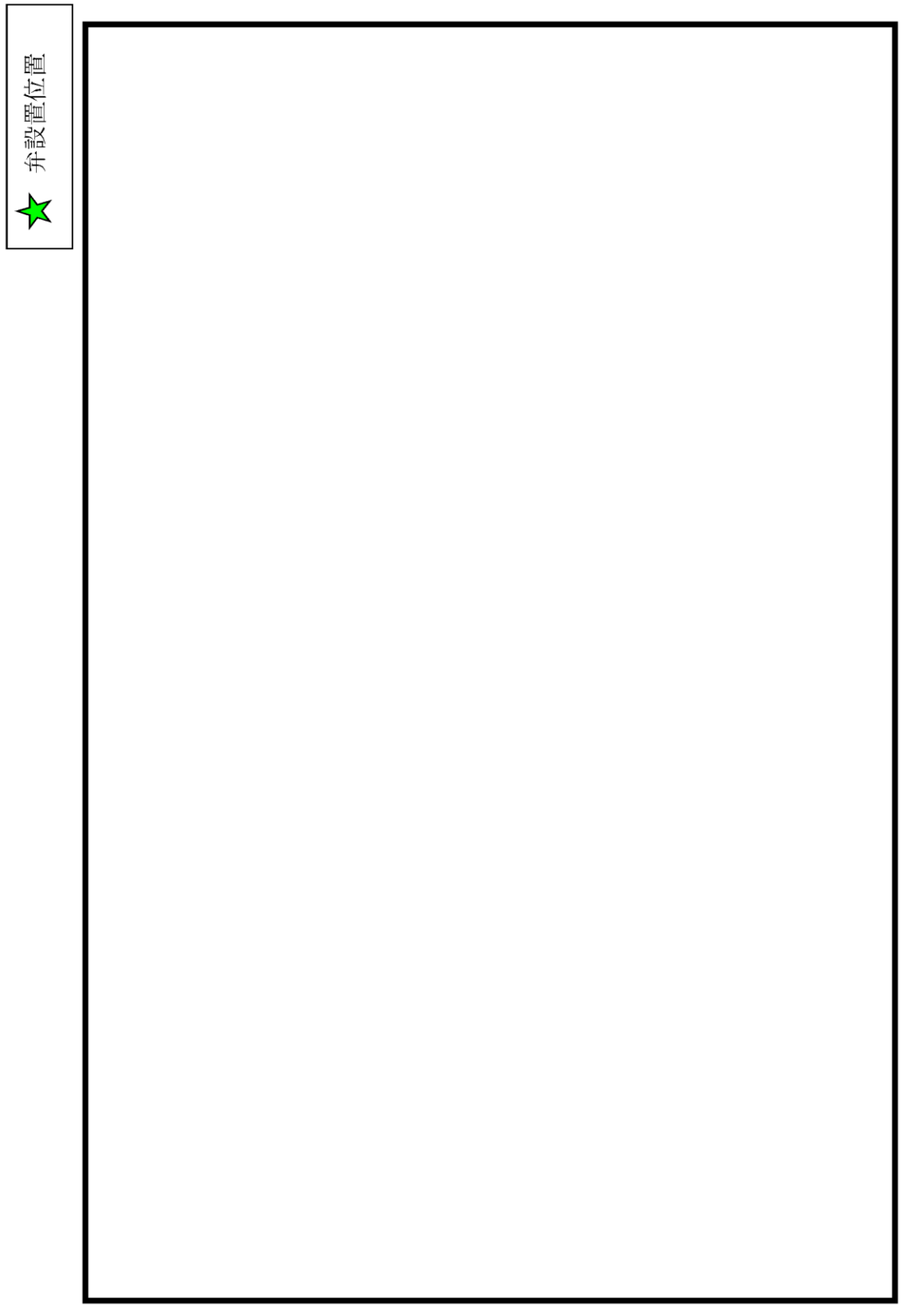
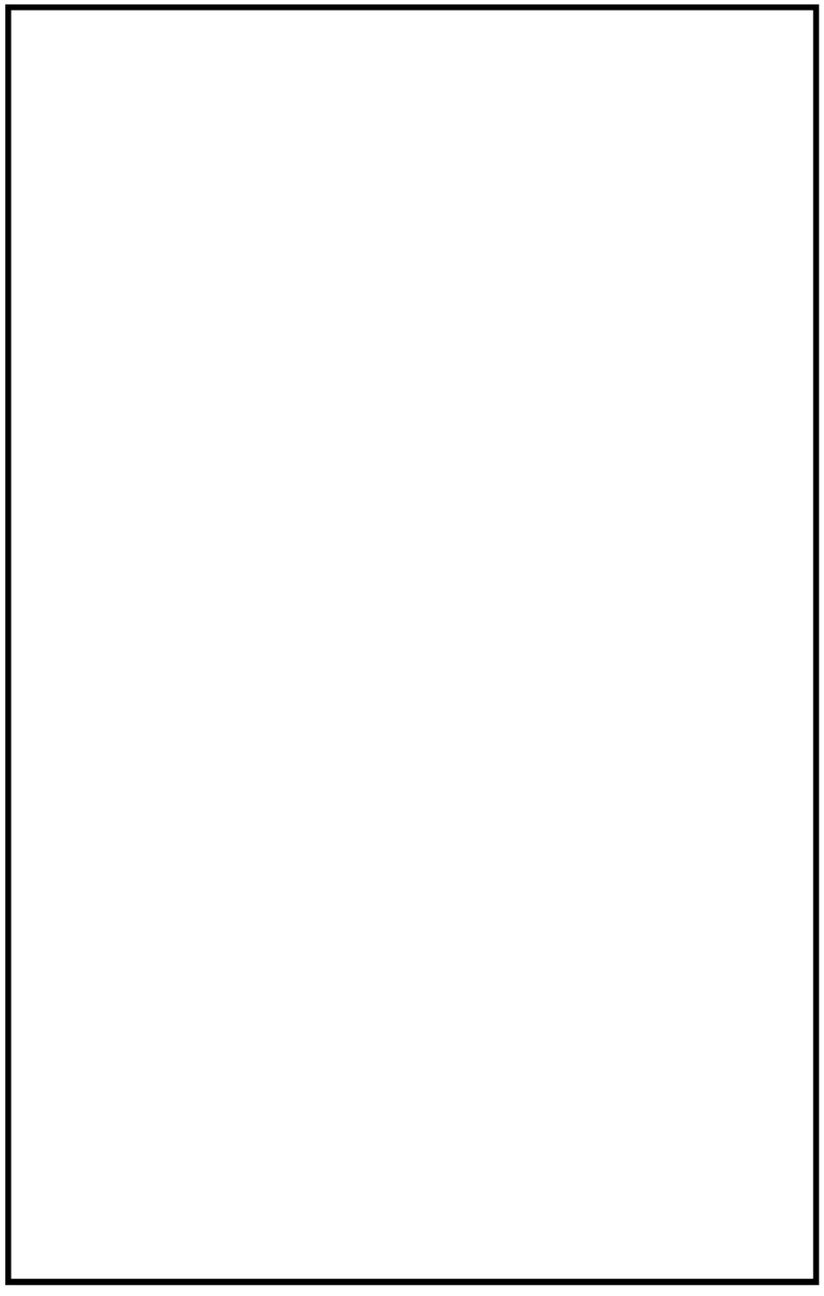
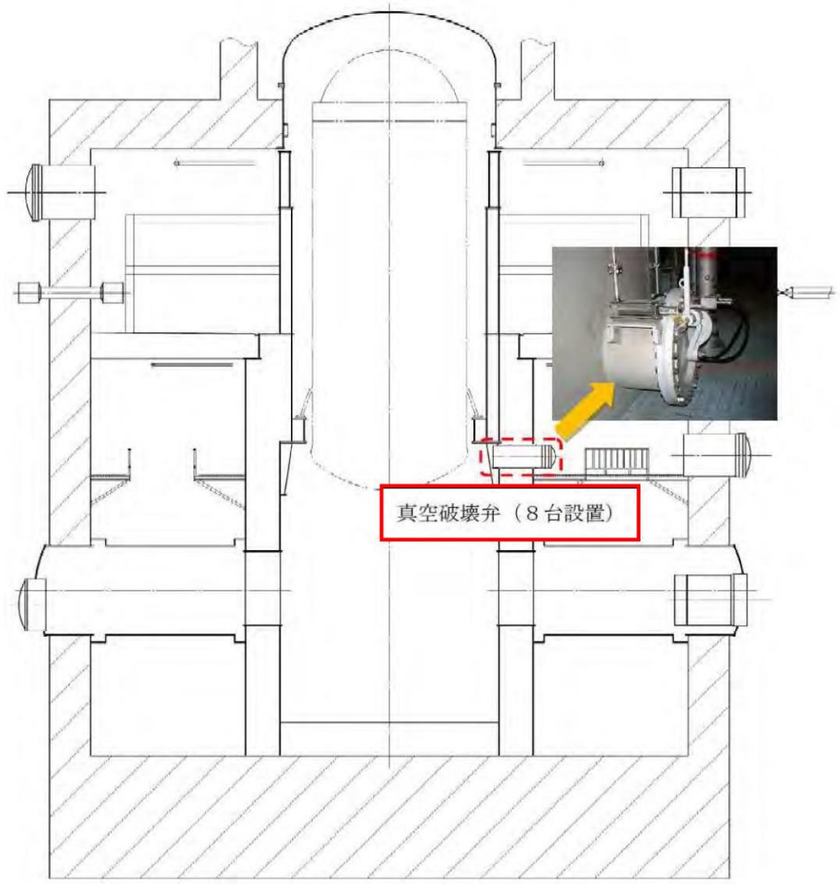
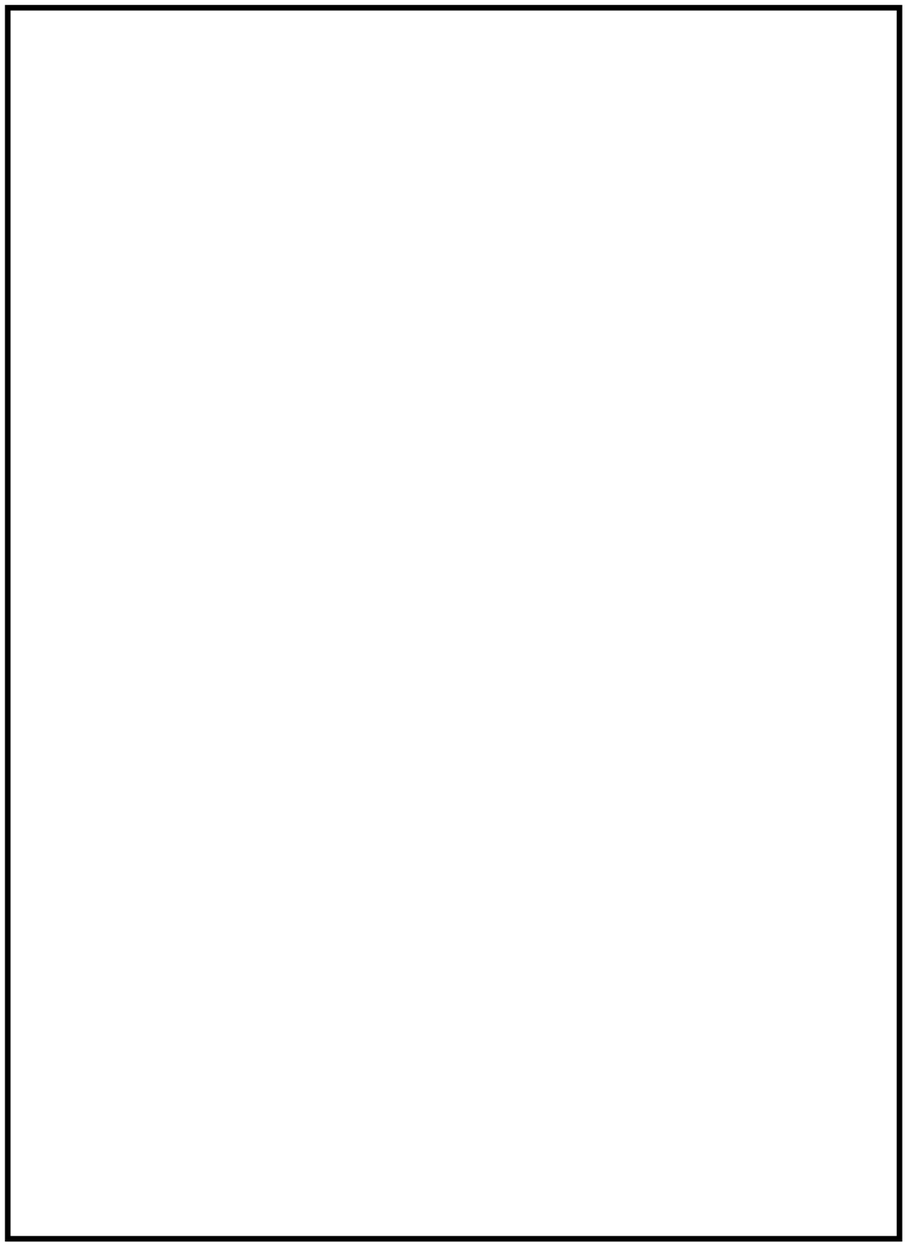
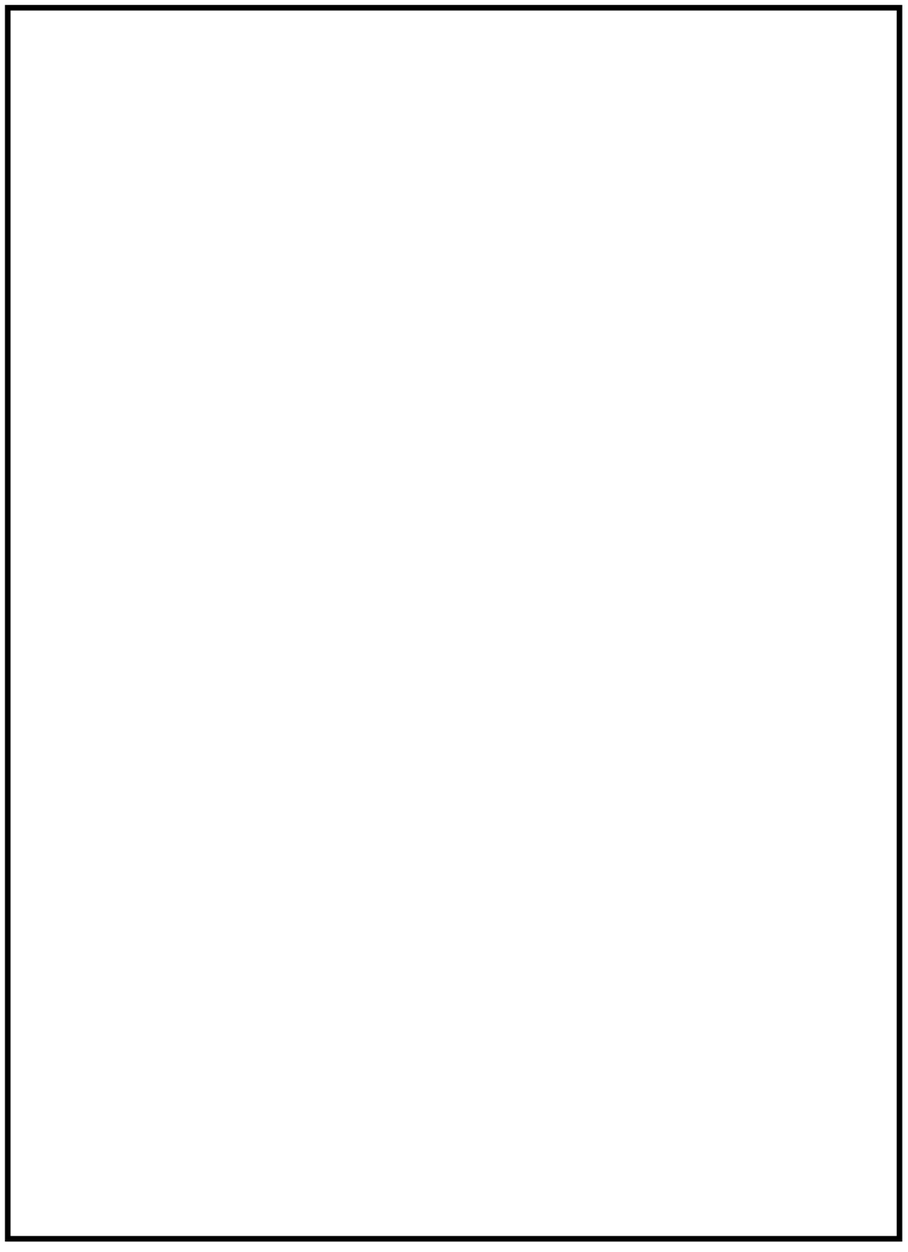


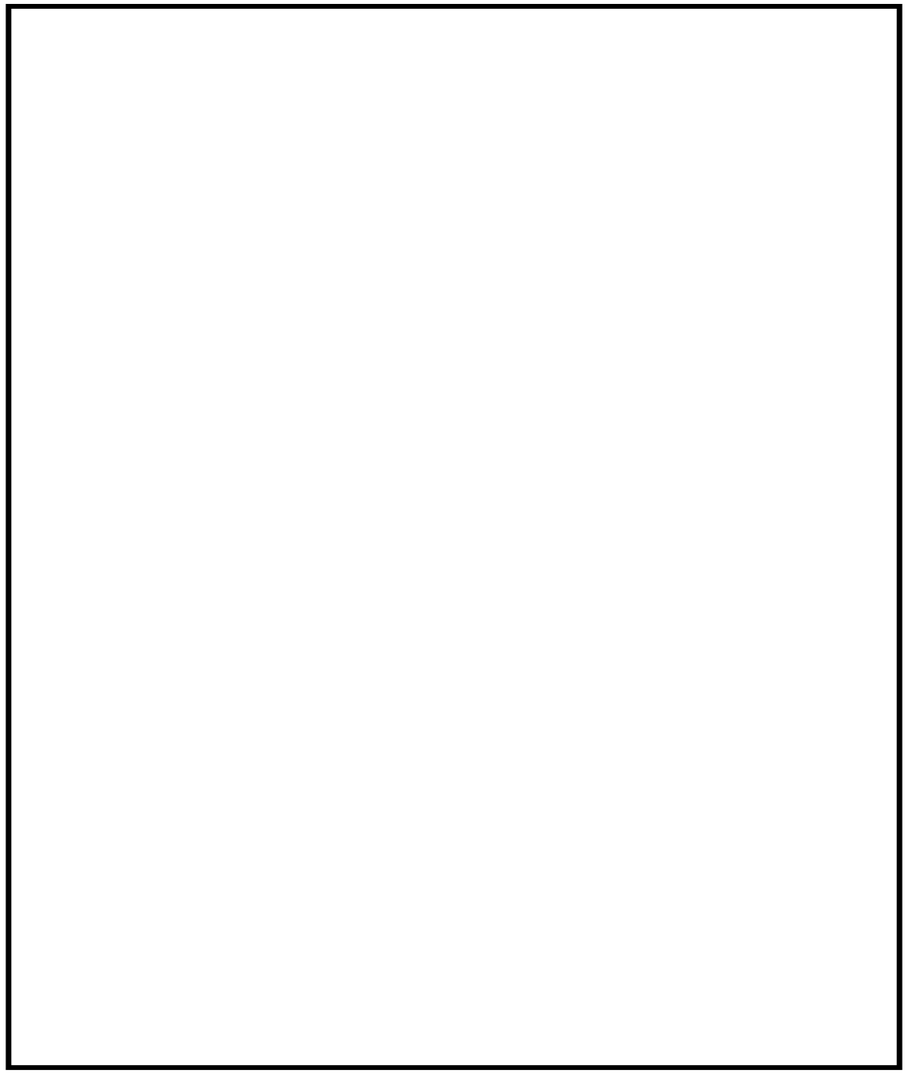
図 52-3-11 機器配置図（7 号炉 原子炉建屋 地上 3 階/地上 4 階）

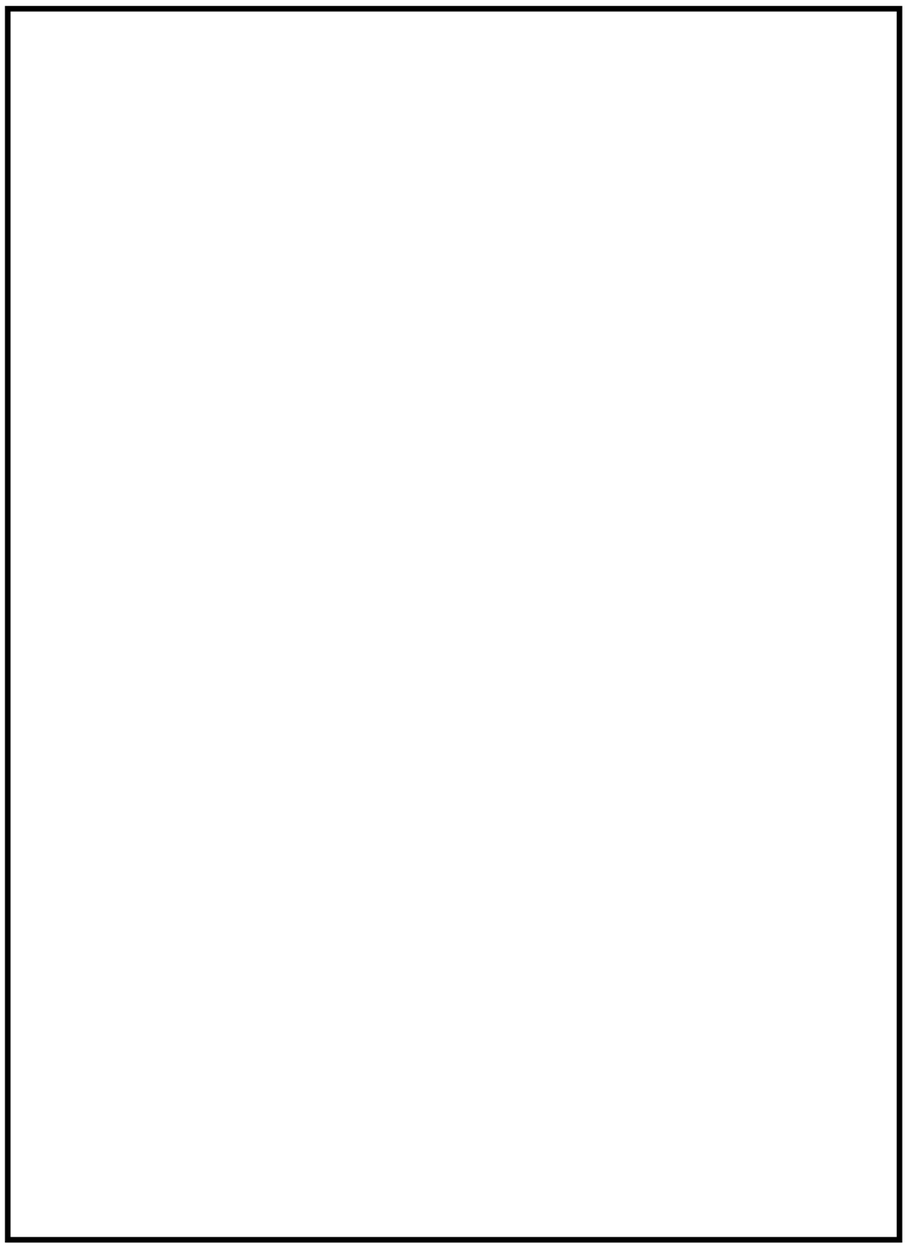
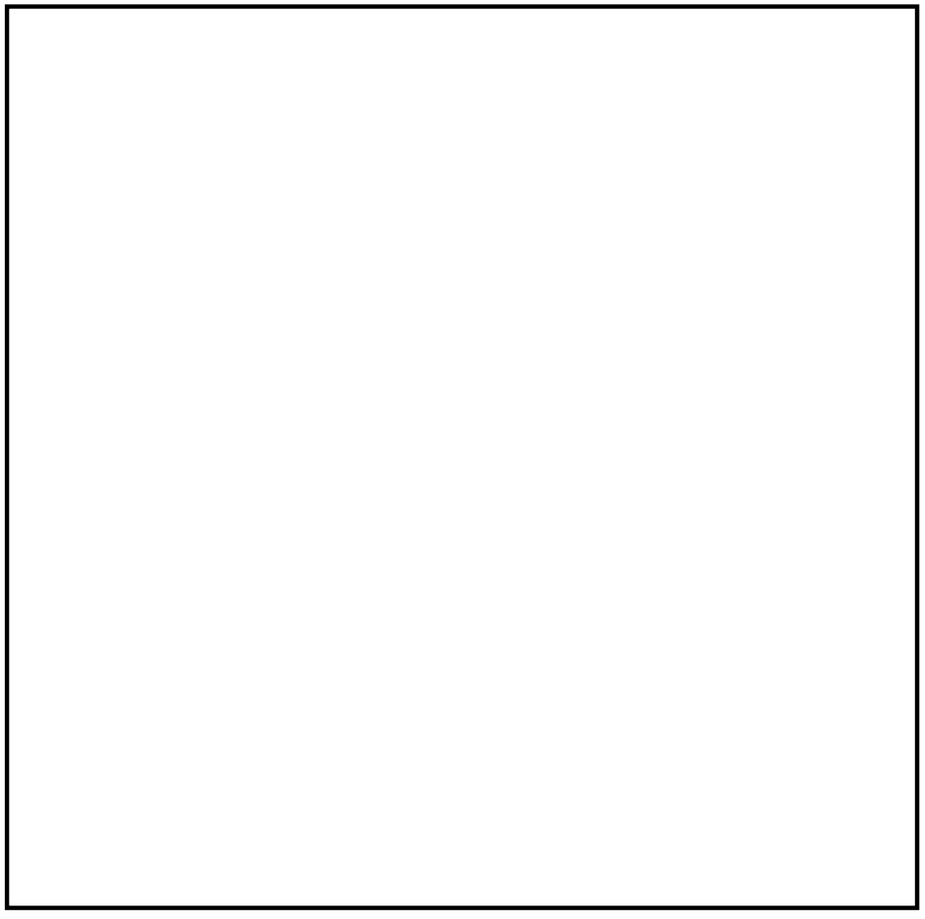
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
★ 弁設置位置  図 52-3-12 機器配置図（7 号炉 原子炉建屋 屋上）		

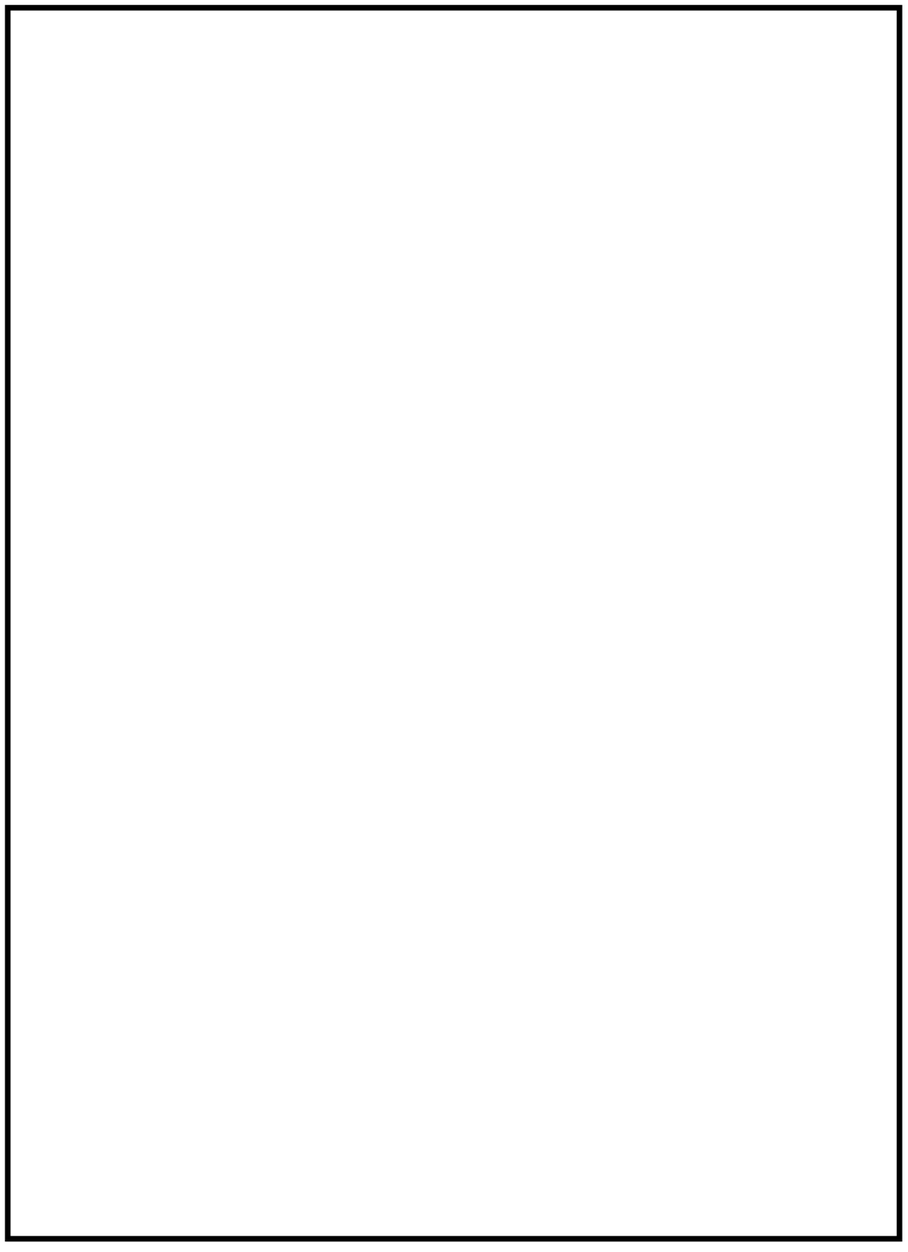
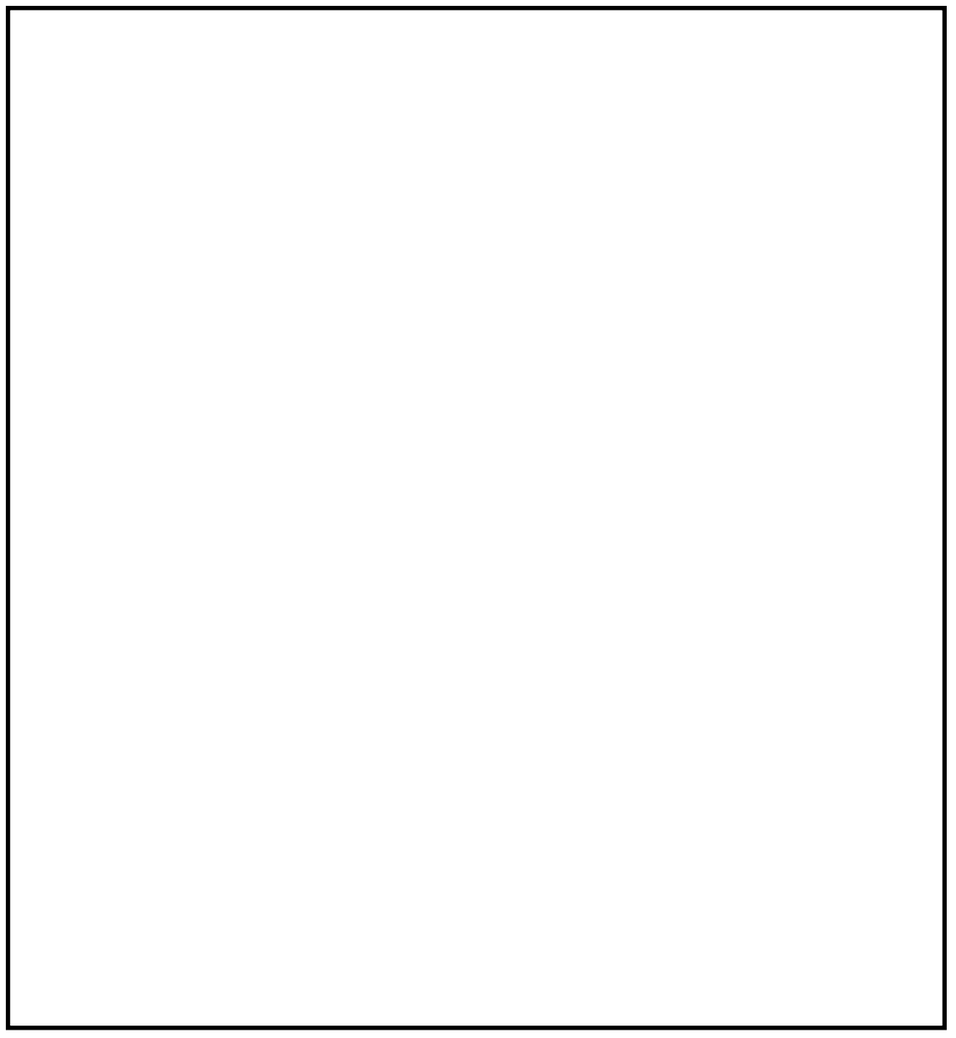
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 52-3-13 6/7 号炉 真空破壊弁 設置位置図		・資料構成の相違

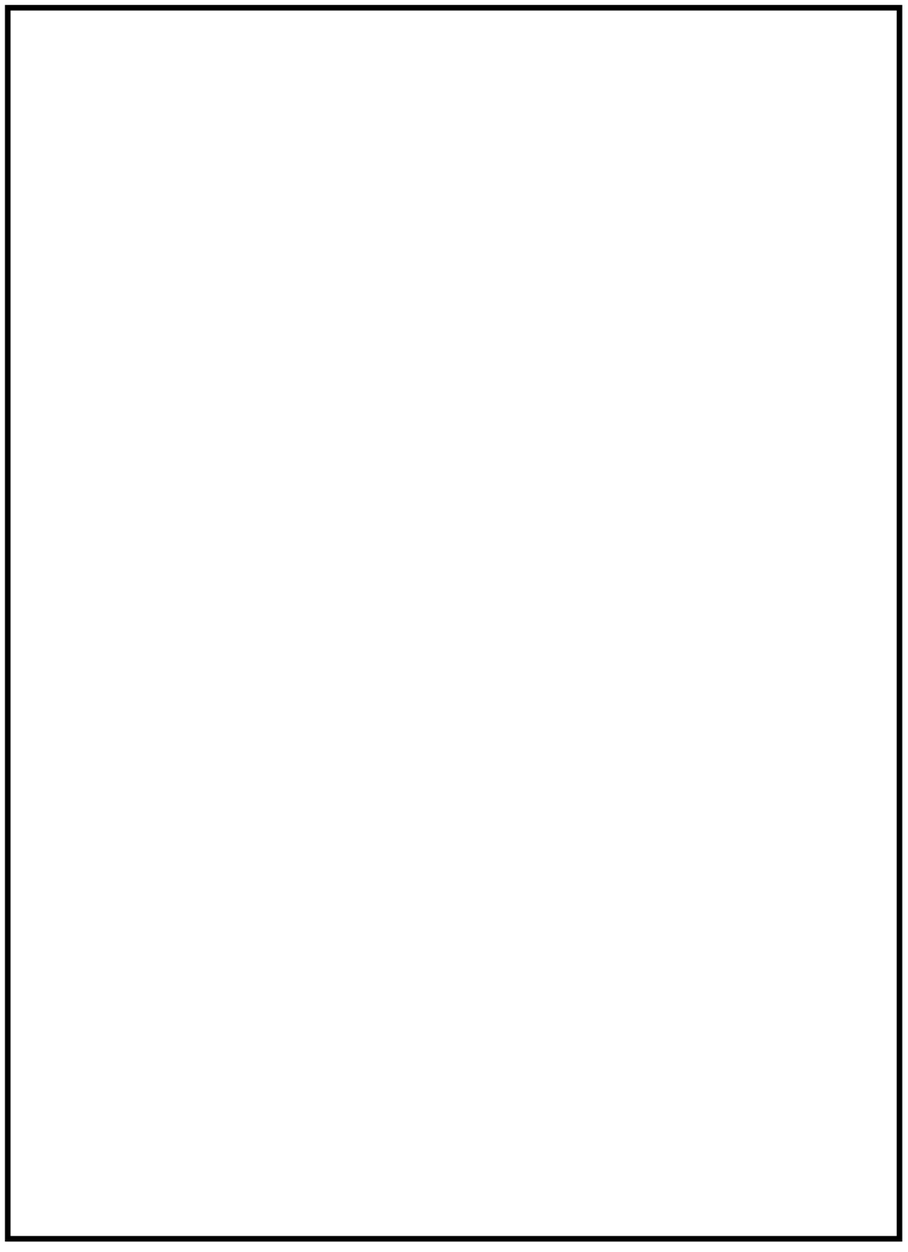
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 52-3-14 6/7 号炉 中央制御室配置図		

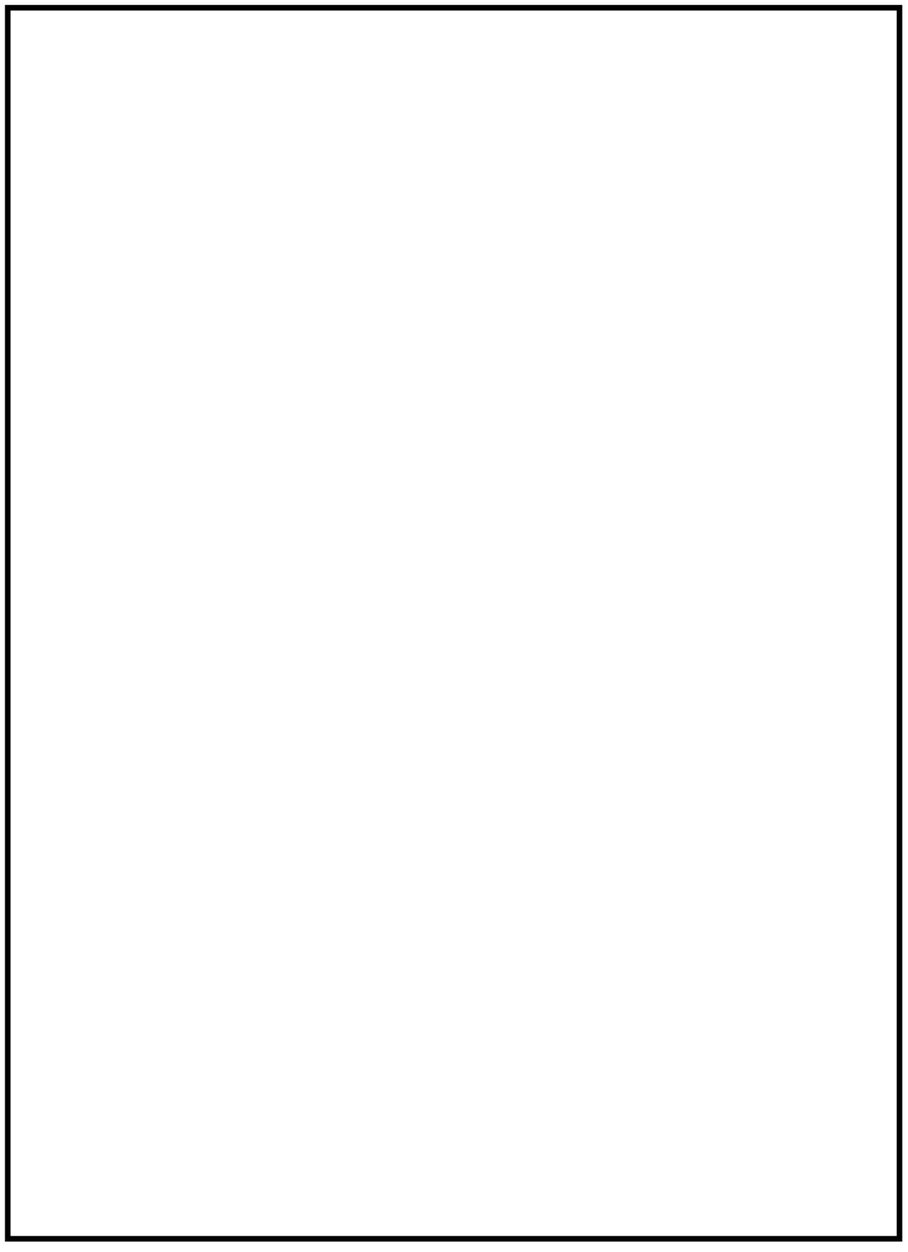
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 52-3-15 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋地下中 1 階）		

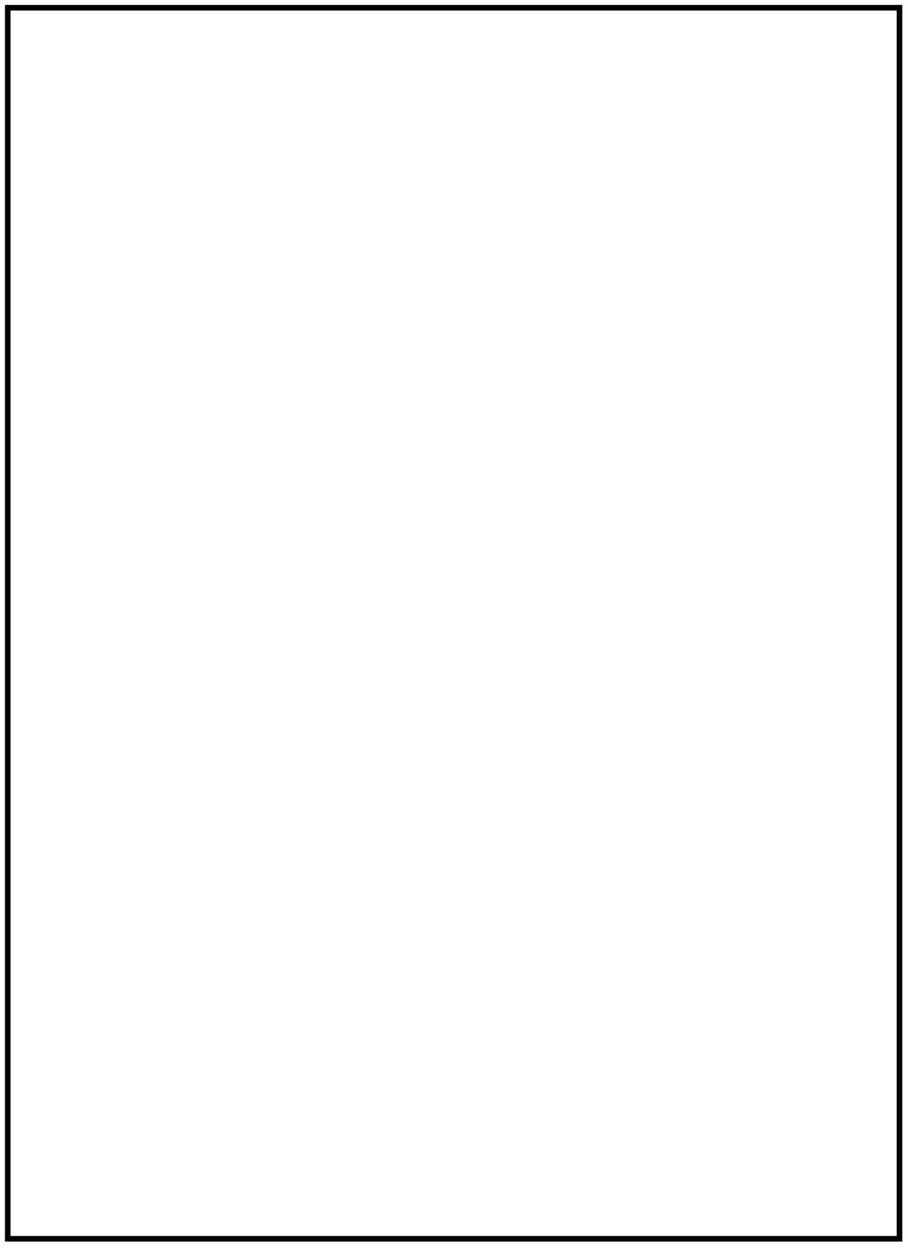
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 52-3-16 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋地上 2 階）		

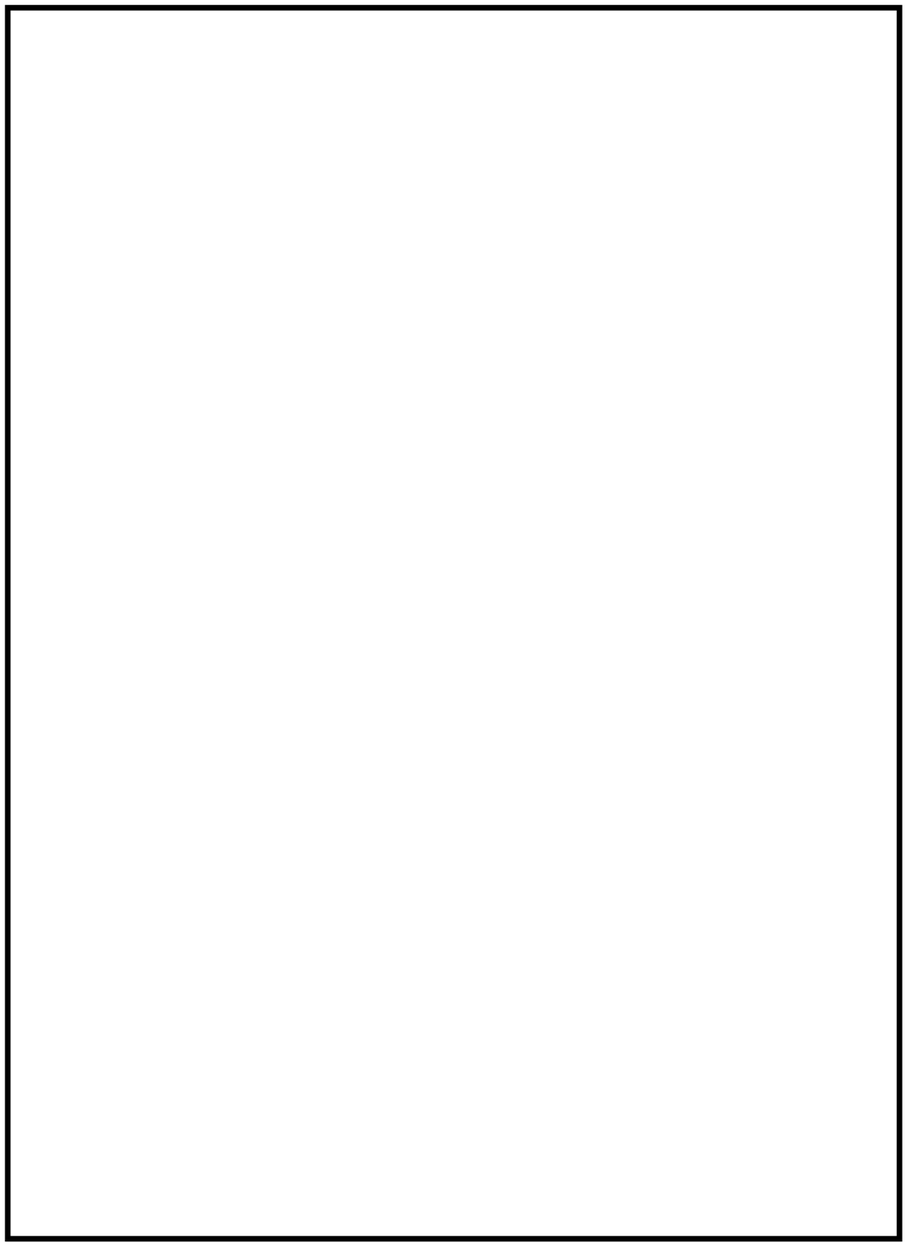
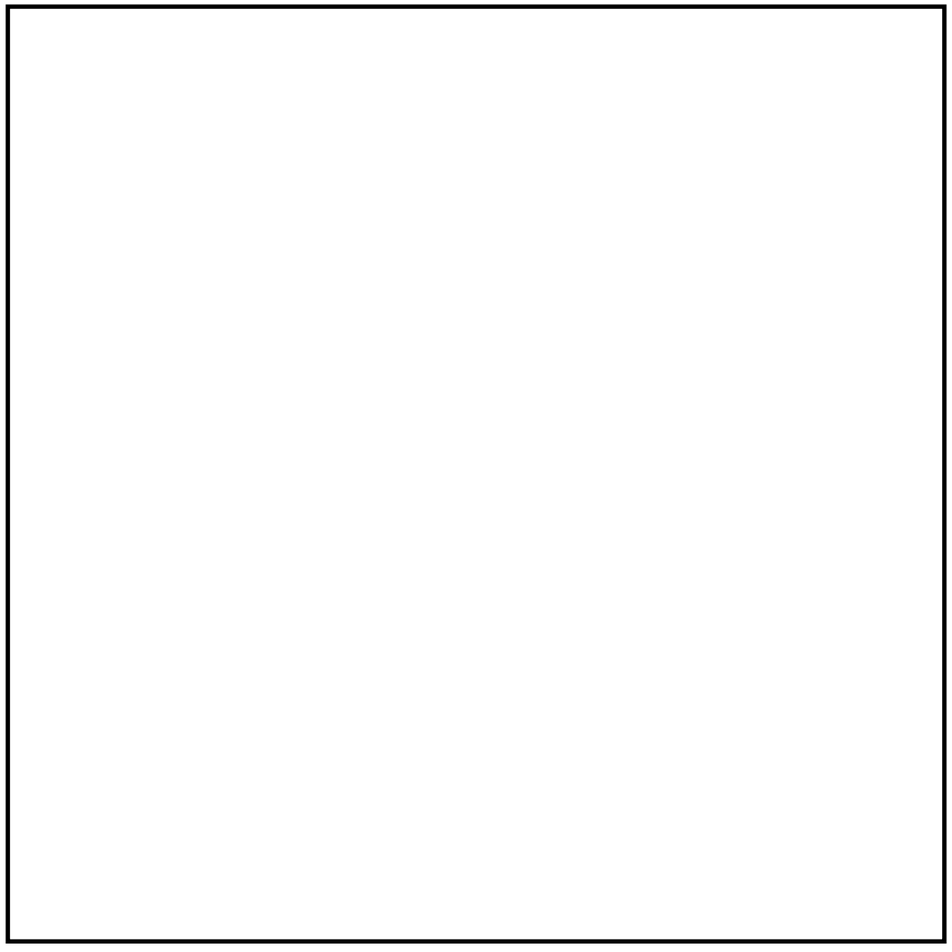
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 52-3-17 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋地上 3 階）	 図１　機器配置図（原子炉建物中２階）	

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 52-3-18 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋地上中 3 階）	 図２　機器配置図（原子炉建物３階）	

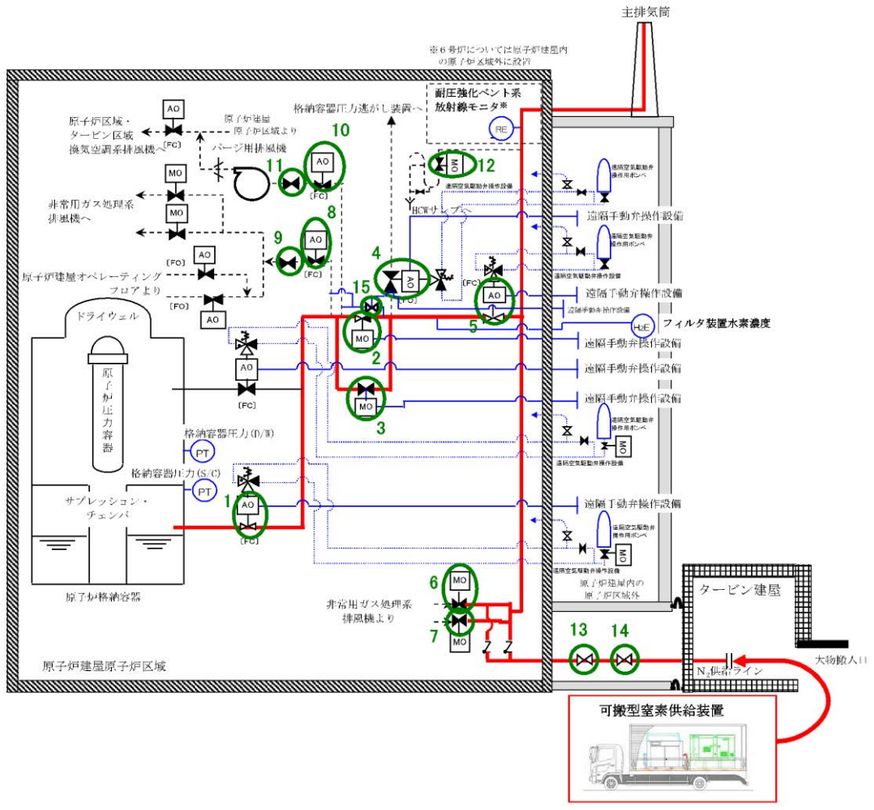
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 52-3-19 機器配置図（7 号炉 原子炉建屋地下 1 階）		

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 52-3-20 機器配置図（7 号炉 原子炉建屋地上 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 52-3-21 機器配置図（7 号炉 原子炉建屋地上中 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 52-3-22 コントロール建屋（6/7 号炉 地上 2 階 中央制御室）	 図３　機器配置図（中央制御室）	

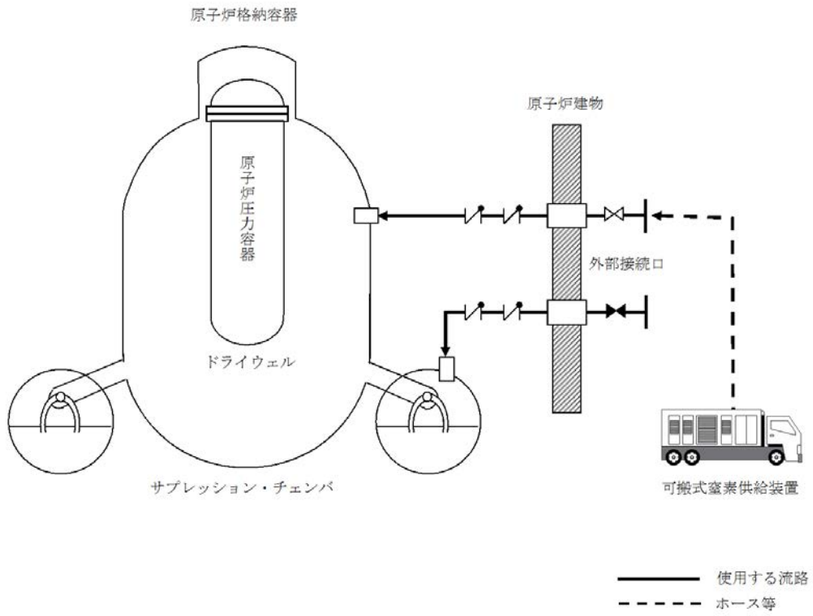
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
52-4 系統図	52-4 系統図	

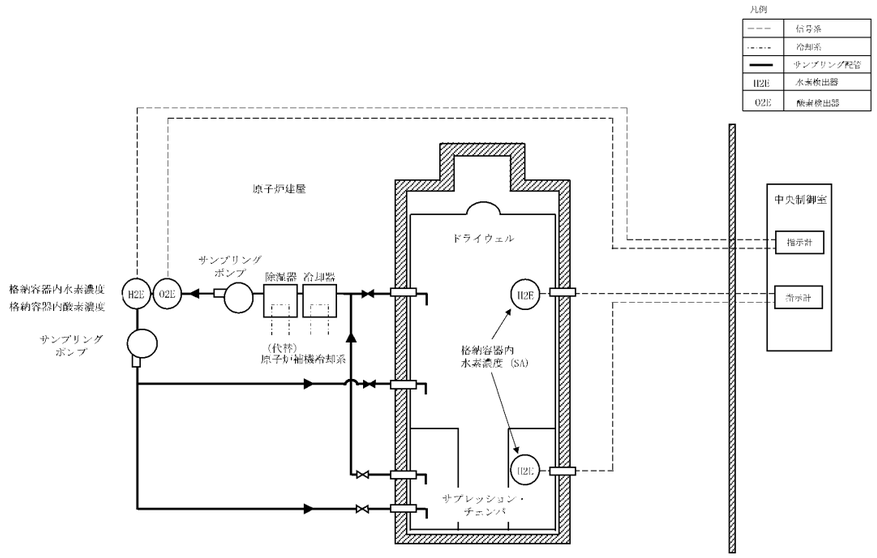
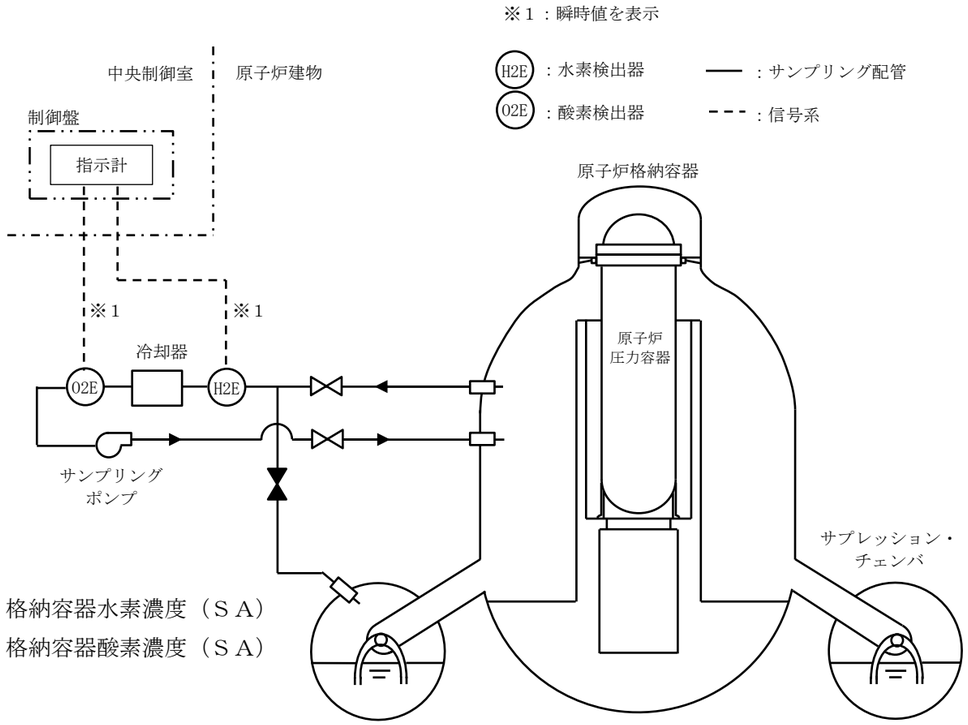
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1. 耐圧強化ベント系の系統概要図 耐圧強化ベント系の系統概要図を図 52-4-1 に示す。また，耐圧強化ベント系の弁リストを表 52-4-1 に示す。  図 52-4-1 耐圧強化ベント系 系統概略図		・設備の相違

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

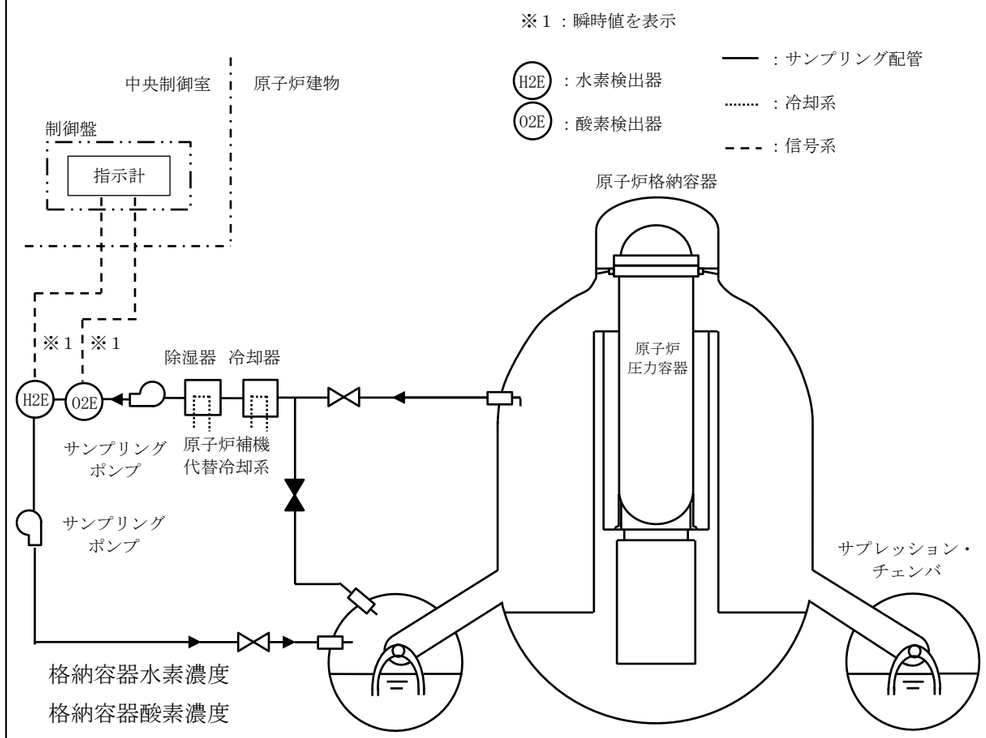
表 52-4-1 耐圧強化ベント系 弁リスト

No.	弁名称
1	一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
2	二次隔離弁
3	二次隔離弁バイパス弁
4	フィルタ装置入口弁
5	耐圧強化ベント弁
6	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B
8	非常用ガス処理系 第一隔離弁
9	非常用ガス処理系 第二隔離弁
10	換気空調系 第一隔離弁
11	換気空調系 第二隔離弁
12	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁
13	耐圧強化ベント系 N_2パージ用元弁（二次格納施設側）
14	耐圧強化ベント系 N_2パージ用元弁（タービン建屋側）
15	水素バイパスライン止め弁

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
	１．窒素ガス代替注入系  図１　窒素ガス代替注入系　系統概要図 表１　弁リスト No. / 弁名称 1 / ＡＮＩ 代替窒素供給ライン元弁（Ｄ／Ｗ側） 2 / ＡＮＩ 代替窒素供給ライン元弁（Ｓ／Ｃ側）	・設備の相違 島根２号炉は，窒素ガス代替注入系を SA 設備とする

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
2．計装設備の系統概要図 格納容器内水素濃度（SA），格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の系統概要図を図 52-4-2 に示す。  図 52-4-2 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図	２．計装設備の系統概要図 格納容器水素濃度（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）の系統概要図を図２に示す。また，格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の系統概要図を図３に示す。 いずれの計装設備もサンプルガスは被ばく低減の観点から格納容器内に回収する構成とし，サンプル入口をドライウェルとサプレッション・チェンバの２カ所，サンプル出口をドライウェルまたはサプレッション・チェンバの１カ所としている。サンプル入口と出口が異なる計測を行う場合においても，格納容器容積に対してサンプルガスの流量は小流量でありサンプルガスの移動は無視できる程度であるため，機能上の問題はない。サンプル出口を既許可の格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度はサプレッション・チェンバとしているが，新設する格納容器水素濃度（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）は，格納容器貫通部の空き状況や配管ルートを踏まえて施工性の観点からドライウェルとしている。  図２　格納容器水素濃度（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）に関する系統概要図	・設備の相違

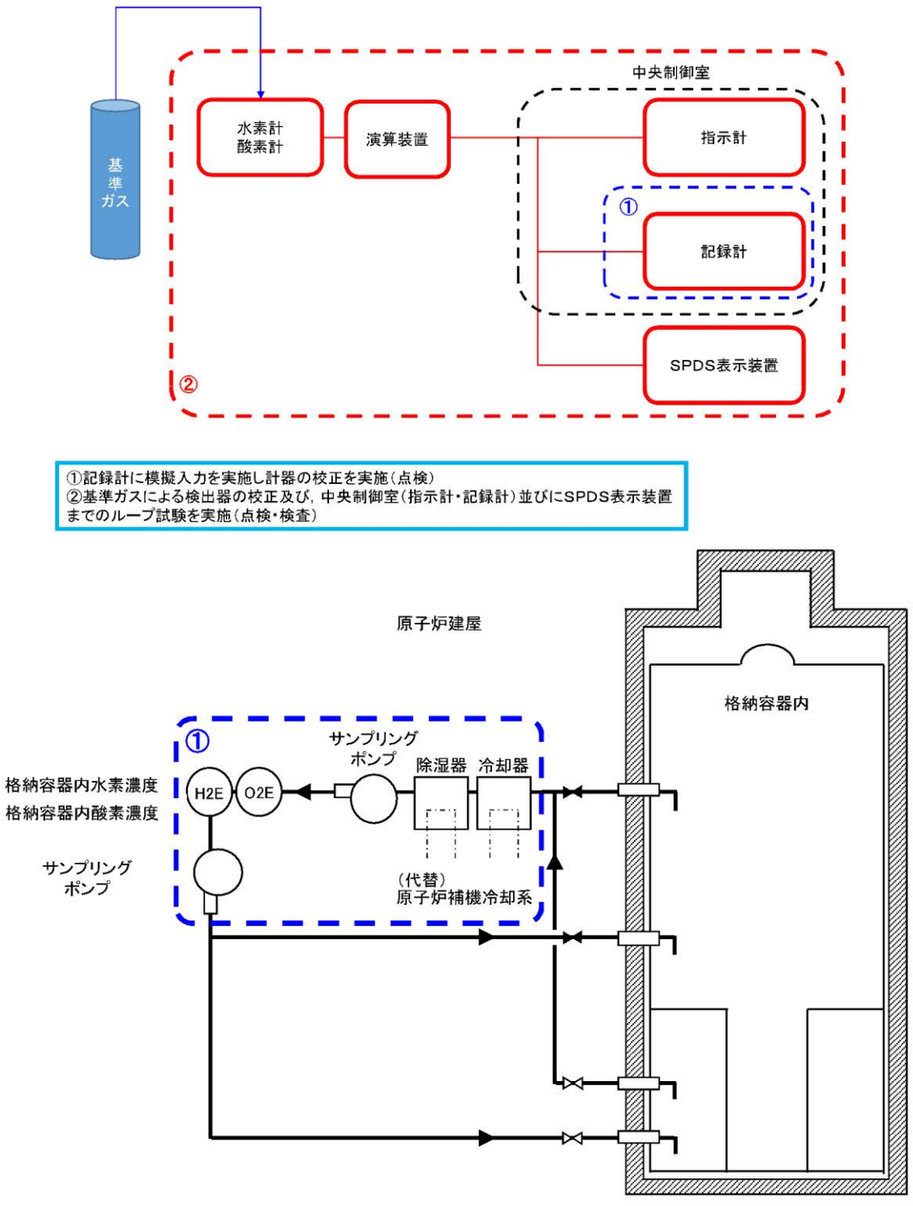
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

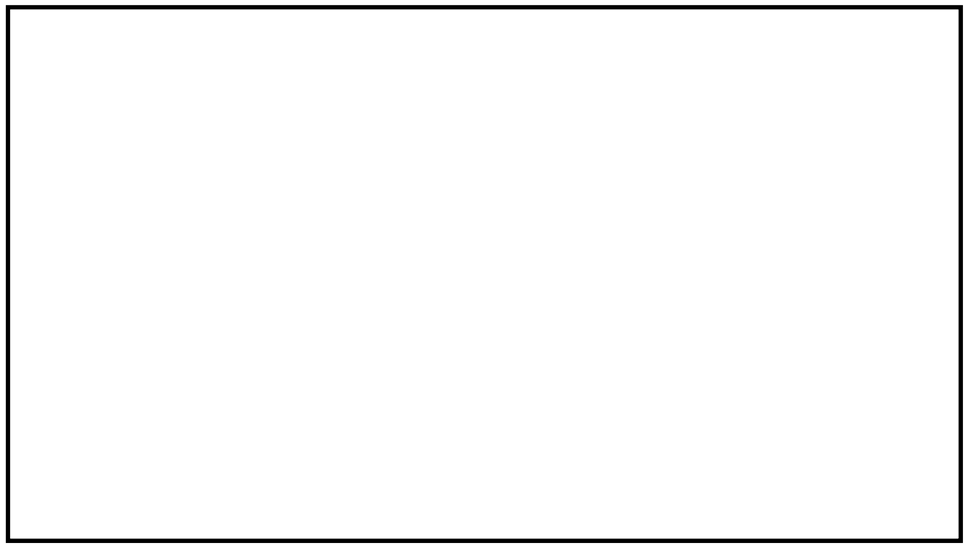
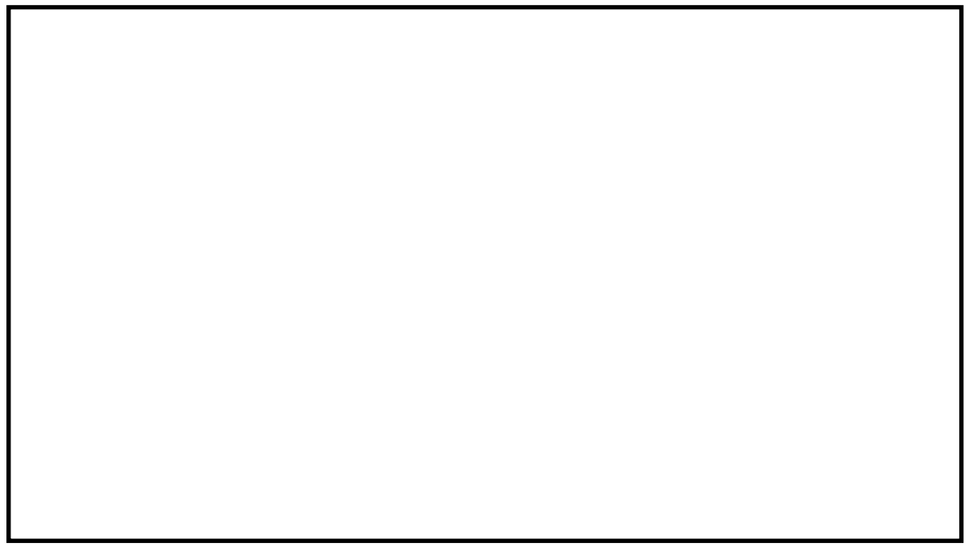


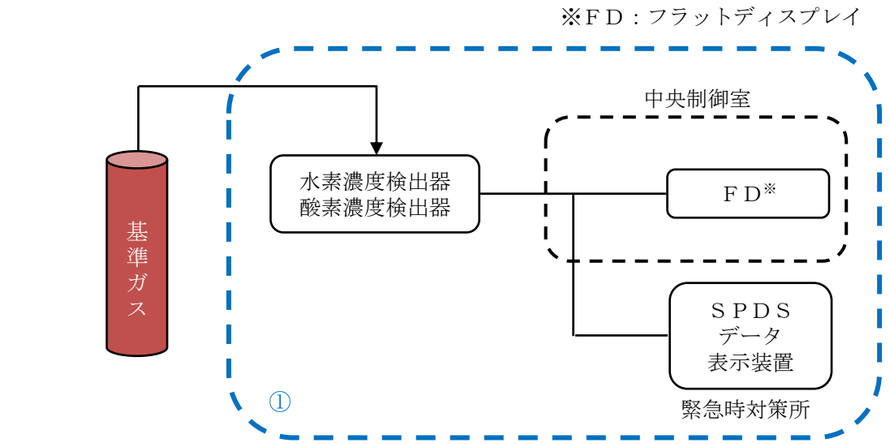
※２系列のうちＢ系を示す。

図３　格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度に関する系統概要図

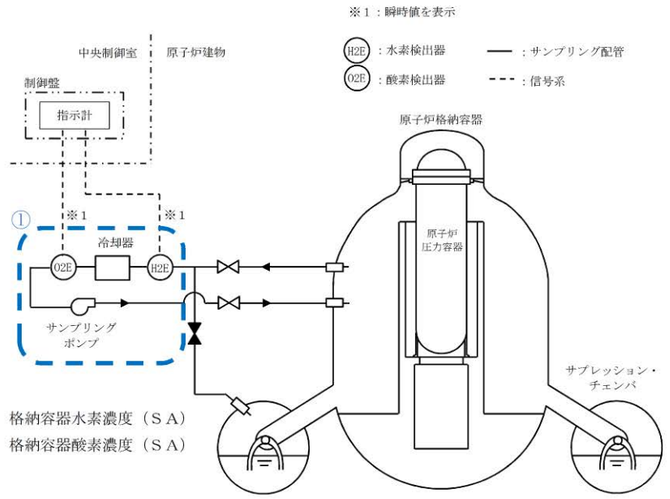
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
52-5 試験及び検査	52-5　試験及び検査	

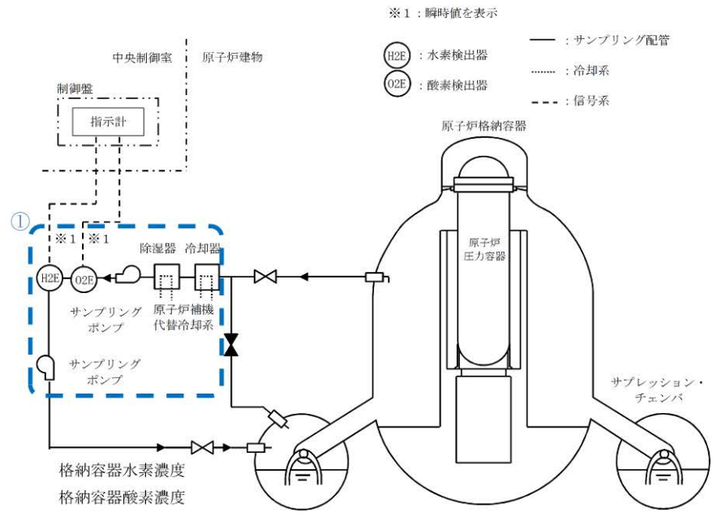
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 52-5-1 計装設備の試験及び検査		・資料構成及び設備の相違 島根２号炉は，図２に記載

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 52-5-2 可搬型窒素供給装置構造図	 図１　可搬式窒素供給装置構造図	

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
	 ① 基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査） 図２　計装設備の試験及び検査①	・資料構成及び設備の相違 柏崎 6/7 は，図 52-5-1 に記載

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



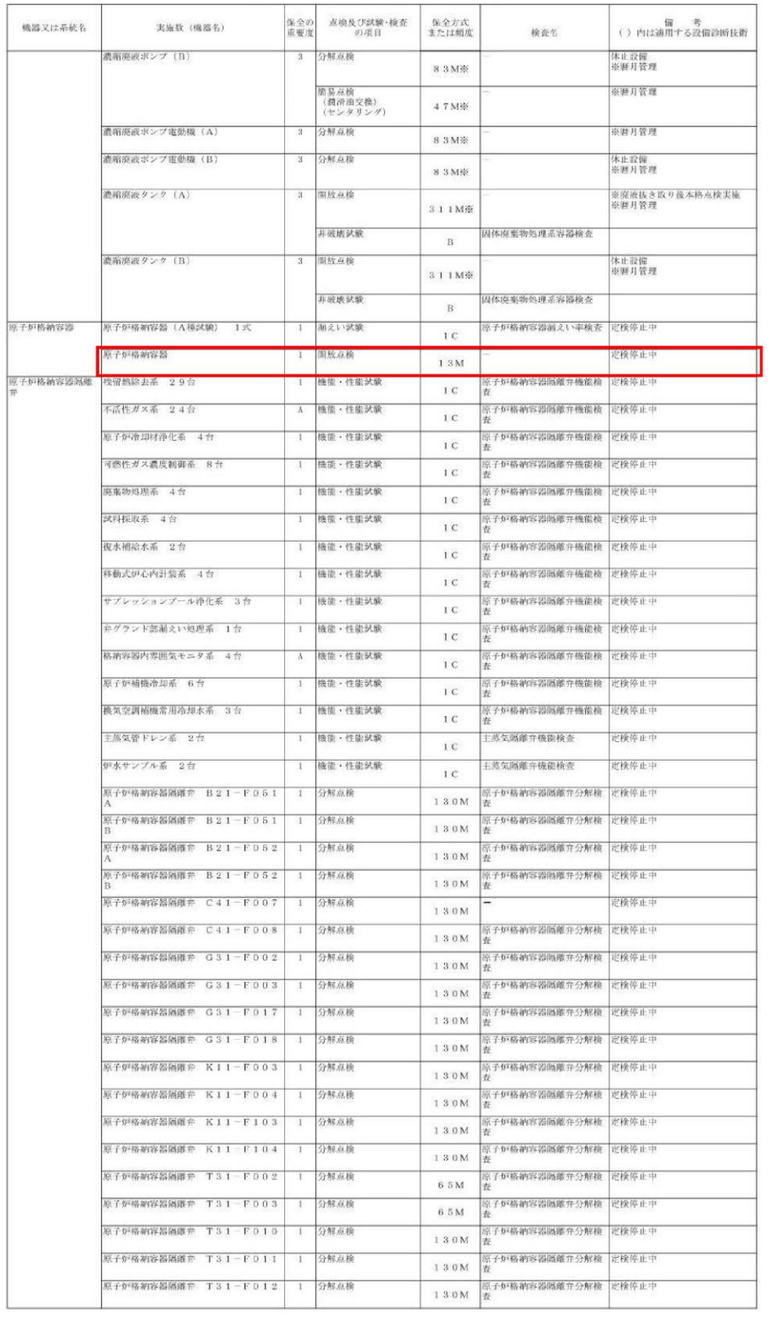


※２系列のうちＢ系を示す。

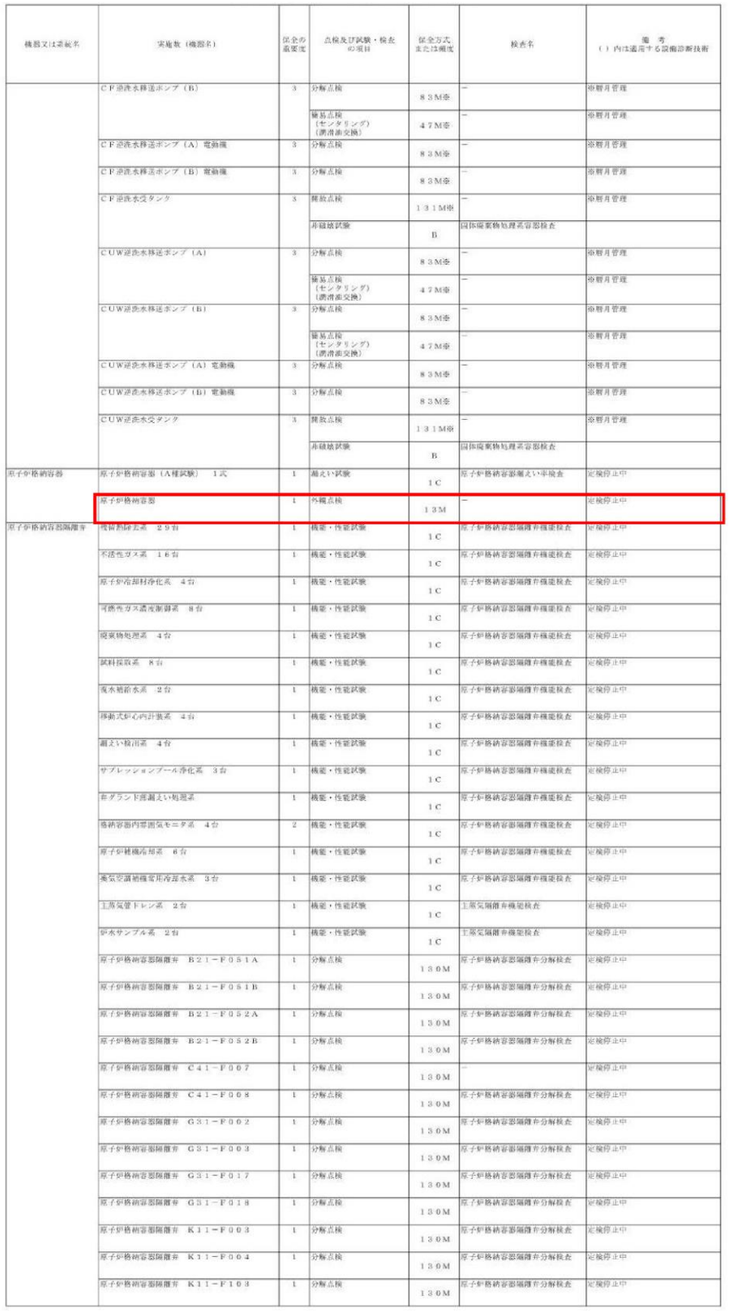
①サンプリング装置の運転性能，漏えいの確認を実施（点検・検査）

図３　計装設備の試験及び検査②

・資料構成及び設備の相違
柏崎 6/7 は，図 52-5-1 に記載

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
柏崎刈羽原子力発電所第６号機　点検計画 		・資料構成の相違

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
	濃縮廃液ポンプ（B）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	休止設備 ※運用管理
			簡易点検 （潤滑油交換） （センタリング）	４７Ｍ※	－	※運用管理
	濃縮廃液ポンプ電動機（A）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※運用管理
	濃縮廃液ポンプ電動機（B）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	休止設備 ※運用管理
	濃縮廃液タンク（A）	3	開放点検	３１１Ｍ※	－	※炭素抜き取り後本格点検実施 ※運用管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
	濃縮廃液タンク（B）	3	開放点検	３１１Ｍ※	－	休止設備 ※運用管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
原子炉格納容器	原子炉格納容器（A種試験）　１式	1	漏えい試験	１Ｃ	原子炉格納容器漏えい率検査	定検等止中
	原子炉格納容器	1	開放点検	１３Ｍ	－	定検等止中
原子炉格納容器隔離弁	残留熱除去系　２９台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	不活性ガス系　２４台	A	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	原子炉冷却材浄化系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	可燃性ガス濃度制御系　８台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	廃棄物処理系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	試料採取系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	復水補給水系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	移動式炉心内計装系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	サプレッションプール浄化系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	中グランド部漏えい処理系　１台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	格納容器内雰囲気モニタ系　４台	A	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	原子炉補機冷却系　６台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	換気空調補機常用冷却水系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検等止中
	主蒸気管ドレン系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検等止中
	炉水サンプル系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０６１Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０６１Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０６２Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０６２Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００７	1	分解点検	１３０Ｍ	－	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００２	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１７	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００４	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ１０３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ１０４	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ００２	1	分解点検	６５Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ００３	1	分解点検	６５Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ５１－Ｆ０１０	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ０１１	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ０１２	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検等止中

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
柏崎刈羽原子力発電所第７号機　点検計画 		・資料構成の相違

機器又は系統名	実施数（機器名）	安全の重要度	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
	ＣＰ浄化水移送ポンプ（Ｂ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暫月管理
			簡易点検 （センタリング） （潤滑部交換）	４７Ｍ※	－	※暫月管理
	ＣＰ浄化水移送ポンプ（Ａ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暫月管理
	ＣＰ浄化水移送ポンプ（Ｂ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暫月管理
	ＣＰ浄化水受タンク	3	開放点検	１３１Ｍ※	－	※暫月管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
	ＣＵＷ浄化水移送ポンプ（Ａ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暫月管理
			簡易点検 （センタリング） （潤滑部交換）	４７Ｍ※	－	※暫月管理
	ＣＵＷ浄化水移送ポンプ（Ｂ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暫月管理
			簡易点検 （センタリング） （潤滑部交換）	４７Ｍ※	－	※暫月管理
	ＣＵＷ浄化水移送ポンプ（Ａ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暫月管理
	ＣＵＷ浄化水移送ポンプ（Ｂ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暫月管理
	ＣＵＷ浄化水受タンク	3	開放点検	１３１Ｍ※	－	※暫月管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
原子炉格納容器	原子炉格納容器（Ａ種試験）　１式	1	漏えい試験	１Ｃ	原子炉格納容器漏えい率検査	定検停止中
	原子炉格納容器	1	外観点検	１３Ｍ	－	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	機器搬入口　２９台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	不活性ガス系　１６台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉冷却材浄化系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系　８台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	廃棄物処理系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	試料採取系　８台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	復水補給水系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	移動式炉心内計装系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	漏えい検出系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	サプレッションプール浄化系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	ドライウェル漏えい検出系	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ系　４台	2	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却系　６台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	高気密計装機室用冷却水系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	主蒸気管ドレン系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	炉水サンプル系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００７	1	分解点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００２	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１７	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００４	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ１０３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	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
 図 52-5-3 電動駆動弁構造図 図 52-5-4 空気駆動弁構造図		

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
 図 52-5-5 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
52-6 容量設定根拠	52-6　容量設定根拠	

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

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

【設定根拠】

炉心の著しい損傷が発生した場合であって，代替循環冷却系を長期使用した際に，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出することにより，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として使用する。

(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。

炉心損傷後の耐圧強化ベント系は，代替循環冷却系を長期使用した際に使用するものであり，耐圧強化ベント系を使用する際の原子炉格納容器の圧力は 620kPa[gage]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圧力も 620kPa[gage]以下となる。

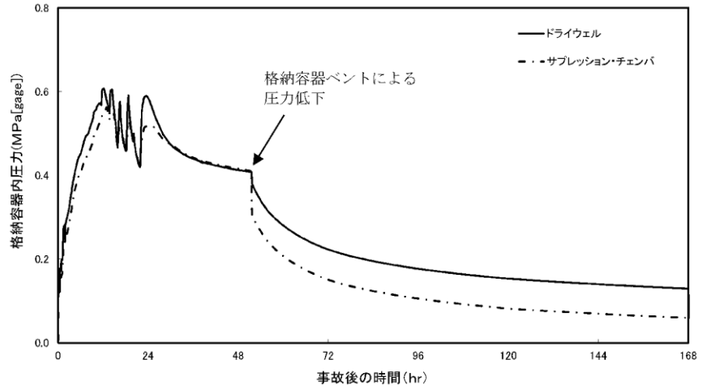


図 52-6-1　原子炉格納容器圧力推移
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

・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

(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。

炉心損傷後の耐圧強化ベント系は，代替循環冷却系を長期使用した際に使用するものであり，耐圧強化ベント系を使用する際の原子炉格納容器の温度は 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。

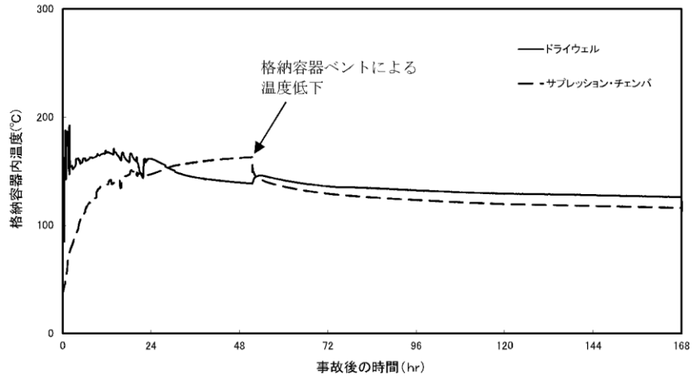


図 52-6-2　原子炉格納容器温度推移
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

(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。

炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した際に，耐圧強化ベント系を使用することにより，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出可能であることを確認している。そのため，原子炉格納容器の水素爆発を防止するために十分な容量である。

なお，以下の図 52-6-3 及び図 52-6-4 は，放射線分解に伴う水素及び酸素の発生量を保守的に大きく想定した場合の原子炉格納容器内の濃度変化を示している。

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

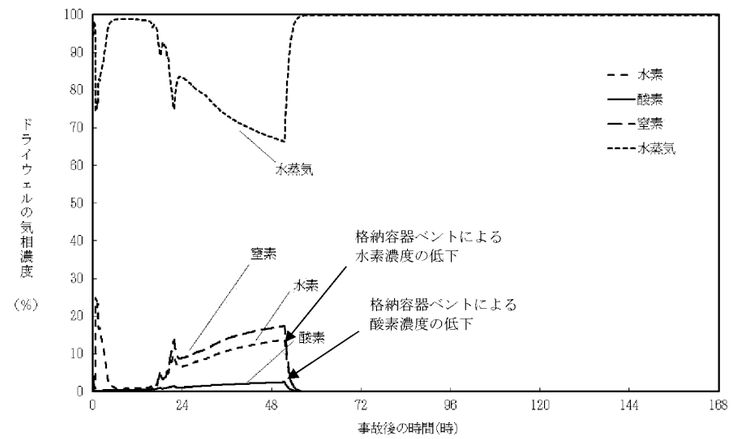


図 52-6-3　原子炉格納容器（ドライウェル）気相濃度
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

図 52-6-4　原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ）気相濃度
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

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

名　　称		サプレッション・チェンバ
容量	m^3	約 3600
限界圧力	kPa[gage]	620
限界温度	℃	200

【設定根拠】

サプレッション・チェンバのプール水は，炉心の著しい損傷が発生後の原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを，サプレッション・チェンバ側の耐圧強化ベント系により排出する際において，排出ガス中の放射性物質をスクラビング効果により低減するために使用する。

(1)　容量

サプレッション・チェンバ側の耐圧強化ベント系でベント操作をする際にスクラビング効果による放射性物質の低減を行うためには，ドライウェルからサプレッション・チェンバに繋がる原子炉格納容器内のベント管の水平吐出管が，上段，中段，下段ともにサプレッション・チェンバのプール水に水没していることが必要になる。

サプレッション・チェンバのプール水量については，ベント管の幾何学的条件を満足するために，プール水深は［　　］m 以上（水量で言うと［　　］m^3 以上）必要となる。このベント管水深を，事故時のドローダウン水量（［　　］m^3）を考慮しても確保するために，サプレッション・チェンバのプール水量は約 3600m^3（最小水量［　　］m^3+ドローダウン水量［　　］m^3=3580m^3）で設計している。

よって，サプレッション・チェンバのプール水量（約 3600m^3）は，事故時のドローダウン水量を考慮しても，ベント管水深［　　］m 以上が確保される設計であることから，想定される重大事故等時において，ベント管の水平吐出管は下図のとおりサプレッション・チェンバのプール水に水没した状態になることから，耐圧強化ベント系でベント操作する際に，スクラビング効果による放射性物質の低減を行うために十分な容量を有している。よって，設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・チェンバのプール水量と同じ約 3600m^3 とする。

※ドローダウン水量

LOCA 時には非常用炉心冷却（ECCS）などによってプール水が圧力容器内に注入されるが，破断口から溢れた ECCS 水は下部ドライウェルなどに溜まってしまい，その分プール水が減少する水量

・設備の相違

島根２号炉は耐圧強化ベントを自主対策設備と位置付けるため，サプレッション・チェンバを記載しない

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

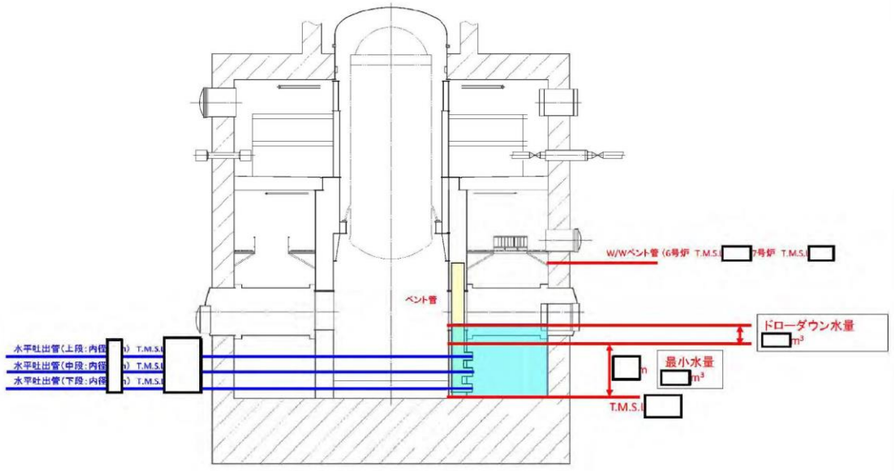


図 52-6-5　サプレッション・チェンバ・プール水量について

(2)　限界圧力

原子炉格納容器の限界圧力である 620kPa[gage]とする。

(3)　限界温度

原子炉格納容器の限界温度である 200℃とする。

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

名　　称		可搬型窒素供給装置
容量	Nm^3/h/台	約 70

【設 定 根 拠】

可搬型窒素供給装置は重大事故等時に以下の機能を有する。

耐圧強化ベント系として使用する可搬型窒素供給装置は，耐圧強化ベント系の排出ラインにおいて，排気中に含まれる水素ガスによる水素爆発を防止するため，排出ラインを不活性ガスである窒素ガスでパージするために使用する。

可搬型窒素供給装置を用いた，耐圧強化ベント系排出ラインの窒素ガスパージは，耐圧強化ベント系を使用する前に完了する必要がある。窒素ガスパージに長時間を要してしまうと，適切なタイミングで耐圧強化ベント系を使用することができず，操作の成立性が確保できなくなるおそれがある。そのため，可搬型窒素供給装置は，窒素ガスパージを短時間で完了させるため，窒素ガスパージを実施する排出ラインの容積に対して，十分な容量（流量）を有する設計とする。

ここで，窒素ガスパージを実施する耐圧強化ベント系の排出ラインの容積は以下のとおりとなる。（可搬型窒素供給装置から，接続先である非常用ガス処理系の接続部までの容積を含む）

【6 号炉】
耐圧強化ベント系 排出ライン容積：約 $10m^3$

【7 号炉】
耐圧強化ベント系 排出ライン容積：約 $10m^3$

そのため，これらの排出ラインの窒素ガスパージを短時間で完了させるため，可搬型窒素供給装置の容量を 1 台あたり約 $70Nm^3/h$ とする。

・設備の相違
島根２号炉は耐圧強化ベントを自主対策設備と位置付けるため，可搬式窒素供給装置を記載しない

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

名　　称		可搬式窒素供給装置
容　　量	Nm^3/h/台	約 100

【設　定　根　拠】

可搬式窒素供給装置は，原子炉格納容器内の水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし，有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合）において，事故後７日間（168 時間）は原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol%に到達しない容量である約 100Nm^3/h/台を有する設計とする。（図１，図２）

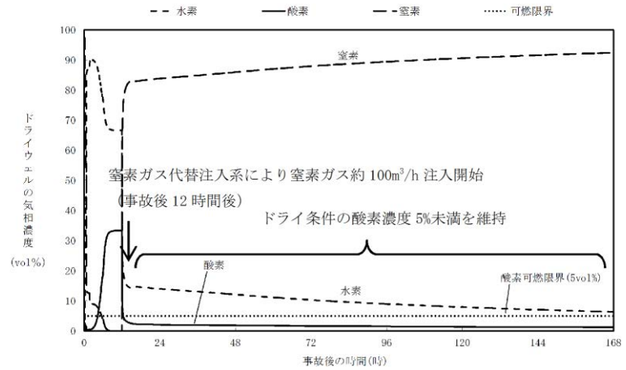


図１　ドライウェル気相濃度推移
（大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合））

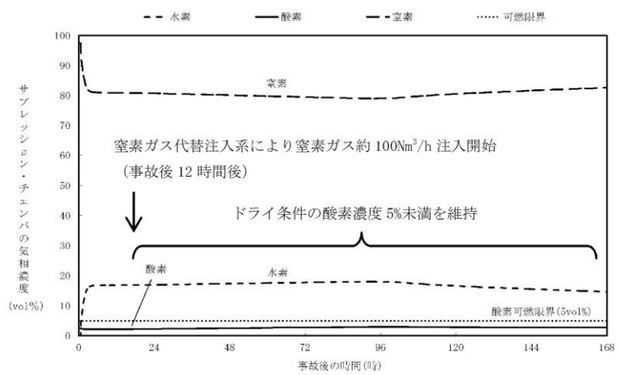
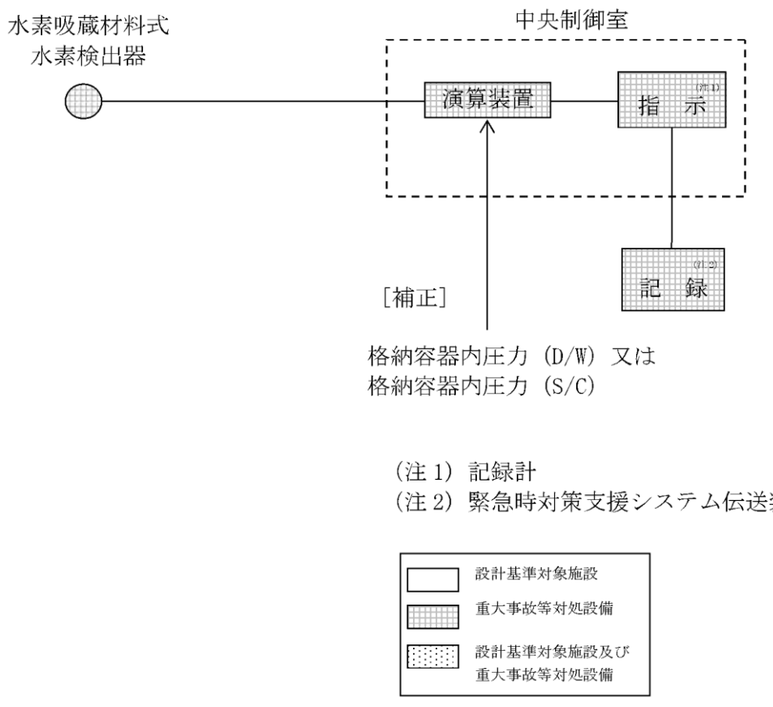
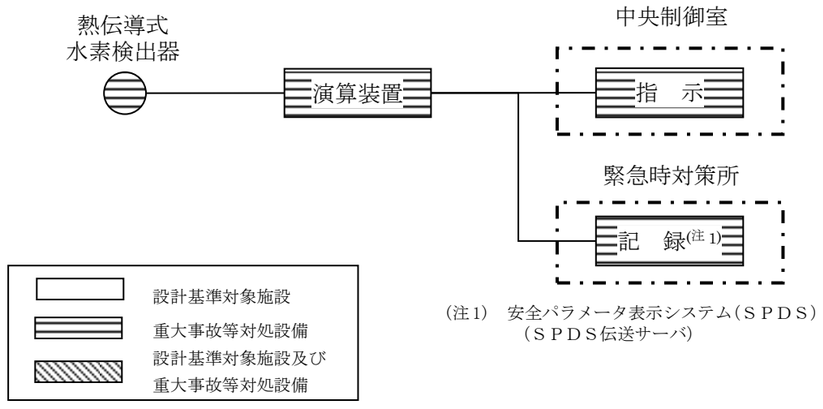


図２　サプレッション・チェンバ気相濃度推移
（大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合））

・設備の相違
島根２号炉は，原子炉格納容器への窒素供給のため，可搬式窒素供給装置を SA 設備とする

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
1. 格納容器内水素濃度（SA）	1.　格納容器水素濃度（ＳＡ）	
（1）設置目的 格納容器内水素濃度（SA）は，重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉格納容器内に検出器を設置し，水素濃度を測定する。	（1）　設置目的 格納容器水素濃度（ＳＡ）は，重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として格納容器内のガスをサンプリングし，水素濃度を測定する。	・設備の相違
（2）設備概要 格納容器内水素濃度（SA）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度（SA）の検出信号は，水素吸蔵材料式水素検出器からの抵抗値を，中央制御室の演算装置を経由して指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器内水素濃度（SA）を中央制御室に指示し，記録する。（図52-6-6「格納容器内水素濃度（SA）の概略構成図」参照。）	（2）　設備概要 格納容器水素濃度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器水素濃度（ＳＡ）の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器水素濃度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図１「格納容器水素濃度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）	・設備の相違
 図 52-6-6 格納容器内水素濃度（SA）の概略構成図	 図１　格納容器水素濃度（ＳＡ）の概略構成図	・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度（SA）の仕様を表 52-6-1 に，計測範囲を表 52-6-2 に示す。

表 52-6-1 格納容器内水素濃度（SA）の仕様

名　称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度（SA）	水素吸蔵材料式水素検出器	0～100vol%	2	原子炉格納容器内

表 52-6-2 格納容器内水素濃度（SA）の計測範囲

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内水素濃度（SA）	0～100vol%	0vol%	0～6.2vol%	0vol%	0～38vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～38vol%）を監視可能である。

*1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

・ 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・ 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

・ 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

・ 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

島根原子力発電所　２号炉

(3)　計測範囲

格納容器水素濃度（ＳＡ）の仕様を表１に，計測範囲を表２に示す。

表１　格納容器水素濃度（ＳＡ）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度（ＳＡ）	熱伝導式水素検出器	0～100％	1	原子炉建物中２階

表２　格納容器水素濃度（ＳＡ）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器水素濃度（ＳＡ）	0～100％	0vol%	0～2.0vol％	0vol%	0～90vol％	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～90vol％（ドライ条件））を監視可能である。

※１：プラント状態の定義は以下のとおり。

・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載

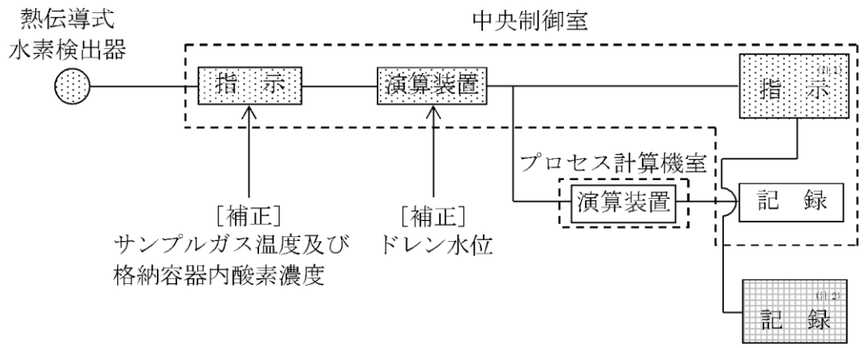
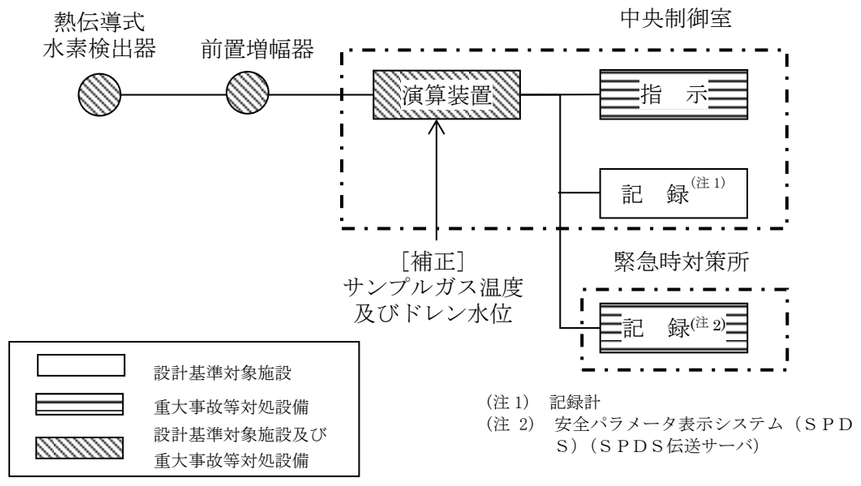
・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は希であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

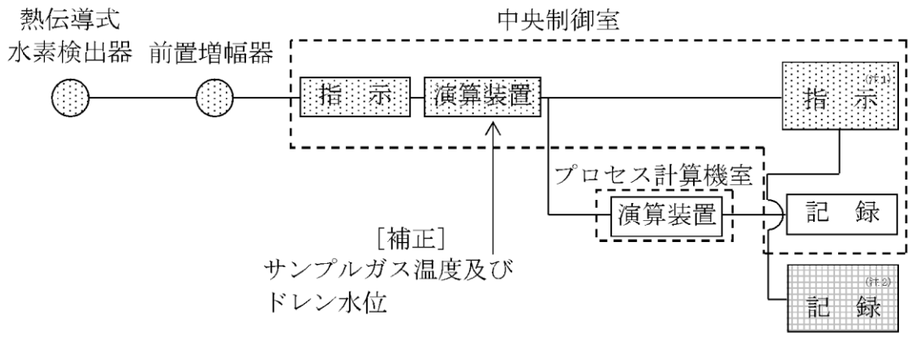
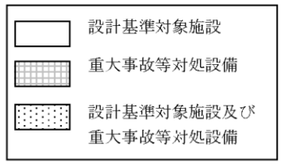
・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

備考

・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
2. 格納容器内水素濃度 (1) 設置目的 重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため，原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため，格納容器内水素濃度の監視を目的として原子炉建屋原子炉区域内に検出器を設置し，原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。 (2) 設備概要 6 号炉格納容器内水素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図52-6-7「6 号炉格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。）  図 52-6-7 6 号炉格納容器内水素濃度の概略構成図	2. 格納容器水素濃度 (1) 設置目的 重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため，原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため，格納容器水素濃度の監視を目的として原子炉棟内に検出器を設置し，原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。 (2) 設備概要 格納容器水素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器水素濃度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図２「格納容器水素濃度の概略構成図」参照。）  図２　格納容器水素濃度の概略構成図	・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
7 号炉格納容器内水素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電圧信号を，前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図52-6-8「7 号炉格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。）  （注 1）記録計 （注 2）緊急時対策支援システム伝送装置  図 52-6-8 7 号炉格納容器内水素濃度の概略構成図		・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

（3） 計測範囲

格納容器内水素濃度の仕様を表 52-6-3 に，計測範囲を表 52-6-4 に示す。

表 52-6-3 格納容器内水素濃度の仕様

名　称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0～30vol%(6号炉) 0～20vol%/0～100vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3，中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階（7号炉）

表 52-6-4 格納容器内水素濃度の計測範囲

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内水素濃度	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol%/0～100vol%（7 号炉）	0vol%	0～6.2vol%	0vol%	0～38vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～38vol%）を監視可能である。なお，6 号炉については，格納容器内水素濃度が 30vol%を超えた場合においても，格納容器内水素濃度（SA）により把握可能。

*1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

- 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

島根原子力発電所　２号炉

（3） 計測範囲

格納容器水素濃度の仕様を表３に，計測範囲を表４に示す。

表３　格納容器水素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度	熱伝導式	0～5%/ 0～100%	1	原子炉建物 ３階

表４　格納容器水素濃度の計測範囲

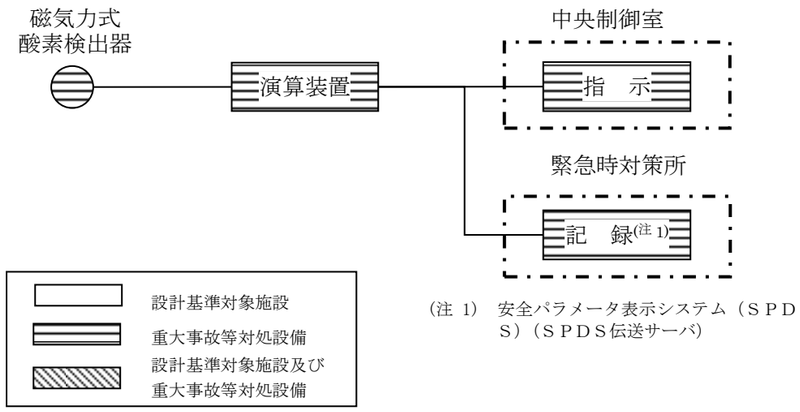
名称	計測範囲	プラント状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器水素濃度	0～5%/ 0～100%	0vol%	0～2.0vol%	0vol%	0～90vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～90vol%（ドライ条件））を監視可能である。

※１：プラント状態の定義は以下のとおり。

- 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載
- 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は希であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

備考

- 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
	3.　格納容器酸素濃度（ＳＡ） (1)　設置目的 格納容器酸素濃度（ＳＡ）は，重大事故等時に酸素濃度が変動する可能性のある範囲で酸素濃度を監視することを目的として格納容器内のガスをサンプリングし，酸素濃度を測定する。 (2)　設備概要 格納容器酸素濃度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器酸素濃度（ＳＡ）の検出信号は，磁気力式酸素検出器からの電流信号を演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器酸素濃度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図３「格納容器酸素濃度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）  （注 1）　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ） 図３　格納容器酸素濃度（ＳＡ）の概略構成図	・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
	(3)　計測範囲 格納容器酸素濃度（ＳＡ）の仕様を表５に，計測範囲を表６に示す。	・設備の相違

表５　格納容器酸素濃度（ＳＡ）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器酸素濃度（ＳＡ）	磁気力式酸素検出器	0～25％	1	原子炉建物中２階

表６　格納容器酸素濃度（ＳＡ）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器酸素濃度（ＳＡ）	0～25％	2.5vol％以下	4.3vol％以下	2.5vol％以下	5.0vol％以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため，可燃限界濃度（酸素濃度：5.0vol％）を計測可能な範囲とする。

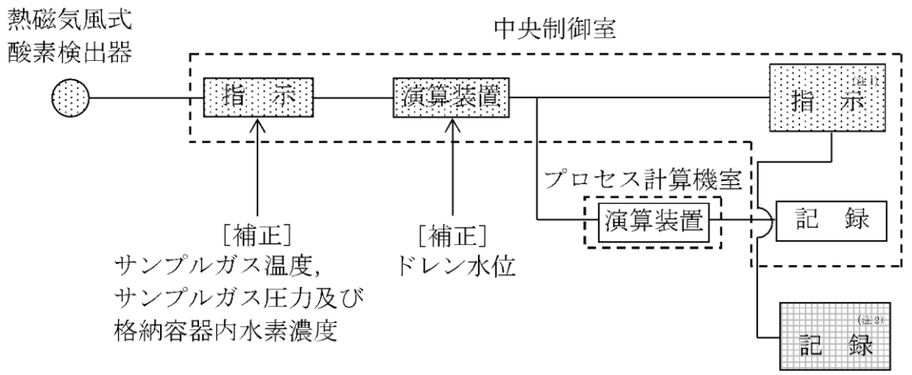
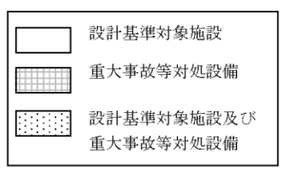
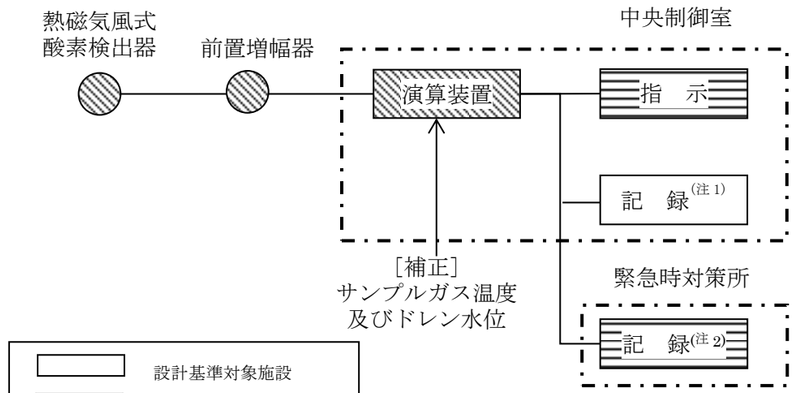
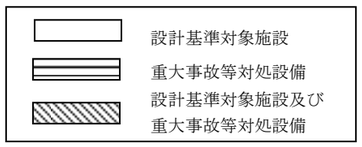
※１：プラント状態の定義は以下のとおり。

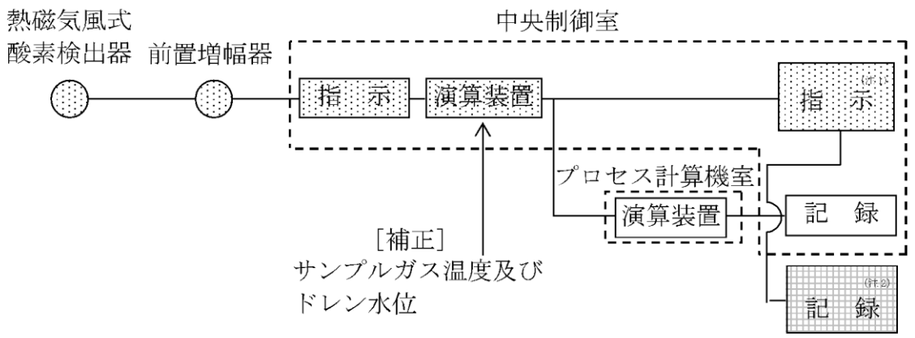
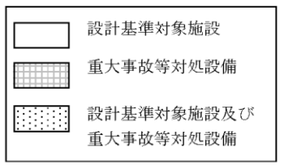
・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は希であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

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
3. 格納容器内酸素濃度 (1) 設置目的 重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため，原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため，格納容器内酸素濃度の監視を目的として原子炉建屋原子炉区域内に検出器を設置し，原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の酸素濃度を測定する。 (2) 設備概要 6 号炉格納容器内酸素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内酸素濃度の検出信号は，熱磁気風式酸素検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図52-6-9「6 号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。）  （注 1） 記録計 （注 2） 緊急時対策支援システム伝送装置  図52-6-9 6 号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図	4. 格納容器酸素濃度 (1) 設置目的 重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため，原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため，格納容器酸素濃度の監視を目的として原子炉棟内に検出器を設置し，原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の酸素濃度を測定する。 (2) 設備概要 格納容器酸素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器酸素濃度の検出信号は，熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器酸素濃度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図４「格納容器酸素濃度の概略構成図」参照。）   (注1)記録計 (注2)安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） （ＳＰＤＳ伝送サーバ） 図４　格納容器酸素濃度の概略構成図	・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
7 号炉格納容器内酸素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内酸素濃度の検出信号は，熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を，前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図52-6-10「7 号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。）  （注 1）記録計 （注 2）緊急時対策支援システム伝送装置  図52-6-10 7 号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図		・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

(3) 計測範囲

格納容器内酸素濃度の仕様を表52-6-5 に，計測範囲を表52-6-6 に示す。

表52-6-5 格納容器内酸素濃度の仕様

名　称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0～30vol%(6号炉) 0～10vol%/0～30vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3，中3階（6号炉） 原子炉建屋地上中3階（7号炉）

表52-6-6 格納容器内酸素濃度の計測範囲

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*2		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内酸素濃度	0～30vol%（6 号炉） 0～10vol%/0～30vol%（7 号炉）	3.5vol%以下	4.9vol%以下	3.5vol%以下	3.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.9vol%）を監視可能である。

＊1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

・ 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・ 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

・ 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

・ 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

＊2：「3.4 水素燃焼 及び3.4 水素燃焼 添付資料3.4.1G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照。

島根原子力発電所　２号炉

(3)　計測範囲

格納容器酸素濃度の仕様を表７に，計測範囲を表８に示す。

表７　格納容器酸素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器酸素濃度	熱磁気風式	0～5%/ 0～25%	1	原子炉建物 ３階

表８　格納容器酸素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器酸素濃度	0～5%/ 0～25%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	5.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため，可燃限界濃度（酸素濃度：5.0vol%）を計測可能な範囲とする。

※１：プラント状態の定義は以下のとおり。

・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は希であるが，発電用原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

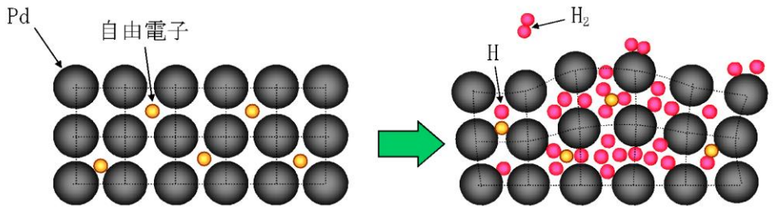
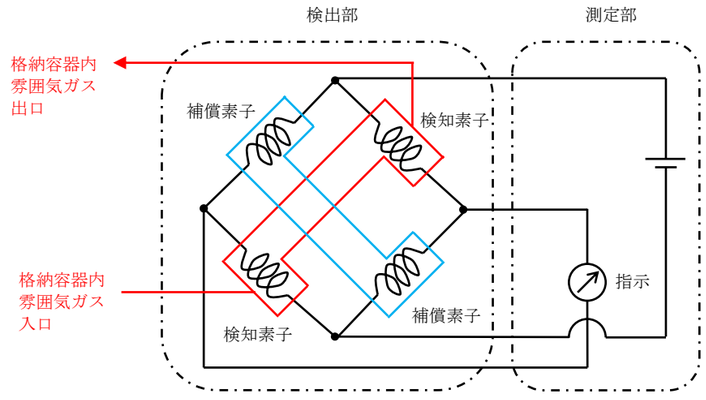
・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

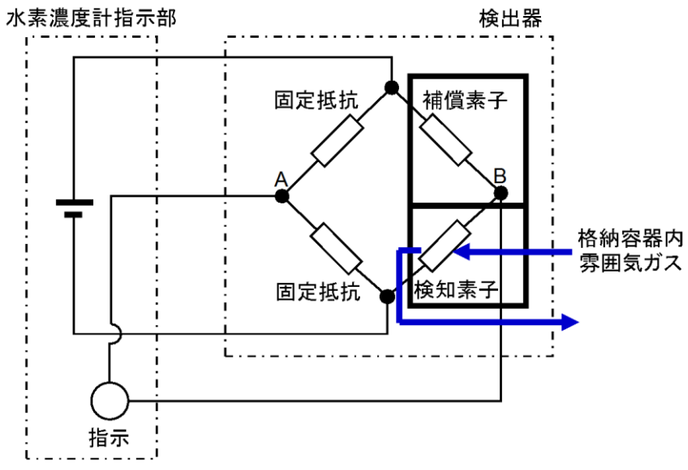
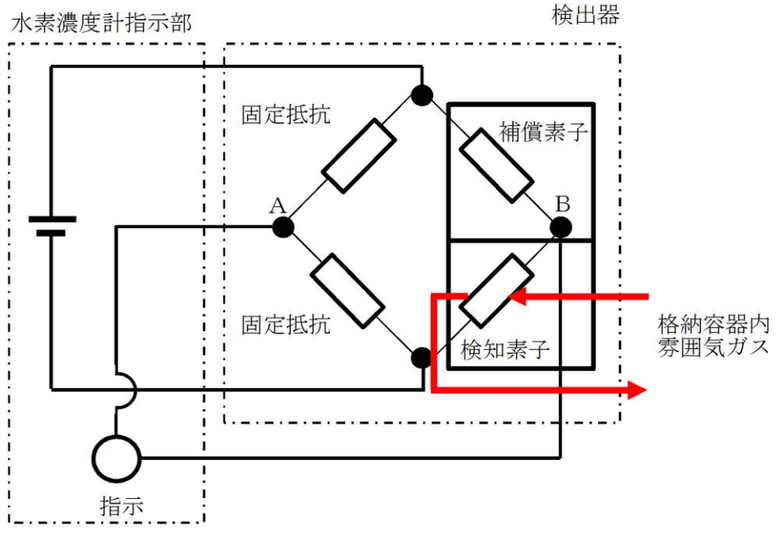
備考

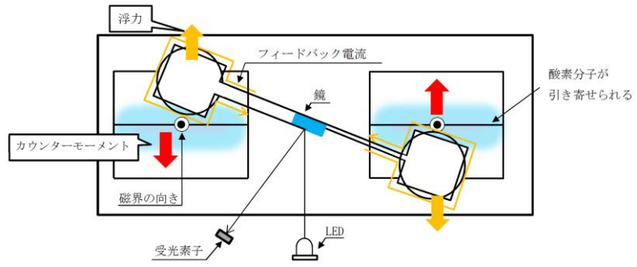
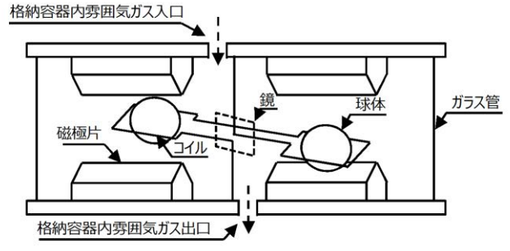
・設備の相違

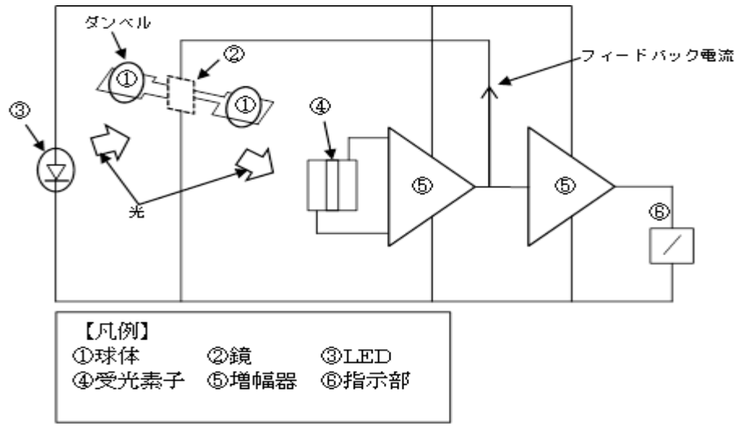
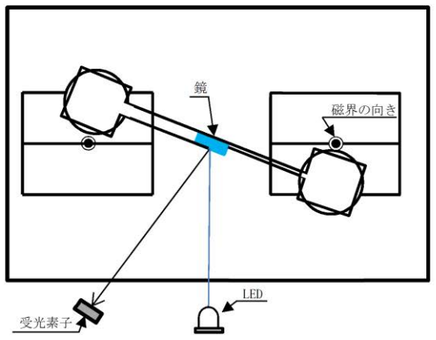
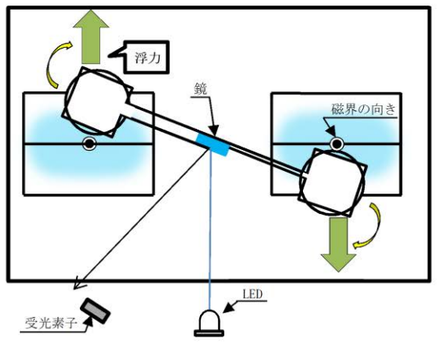
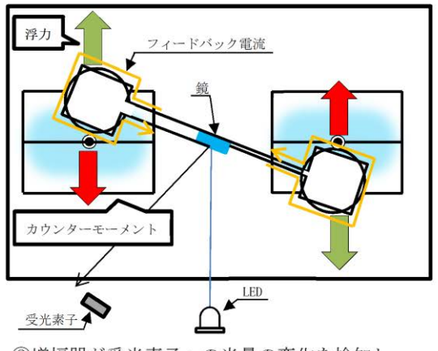
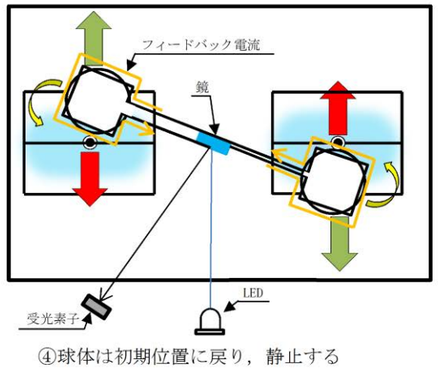
・設備の相違

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	
52-7 計装設備の測定原理	52-7 計装設備の測定原理	

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	
１．計装設備の測定原理 (1)格納容器内水素濃度（SA） 原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度（SA）は，水素吸蔵材料式のものを用いる。 水素吸蔵材料式の水素検出器は，水素吸蔵材料（Pd：パラジウム）が水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。 水素吸蔵材料式の測定原理は，図52-7-1 のとおりである。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へと分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へと侵入し，パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により，パラジウムの中で自由電子が散乱することにより，パラジウムの電気抵抗が増加する。  図52-7-1 格納容器内水素濃度（SA）の測定原理 水素検出器に内蔵しているパラジウム素子に水素を含む原子炉格納容器内ガスが接触すると，水素吸蔵によりパラジウム素子の電気抵抗が大きくなる。この電気抵抗の変化を計測することにより，水素濃度を測定する。 なお，格納容器内水素濃度（SA）の計測範囲0～100vol%において，計器仕様は最大±2.1vol%の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，原子炉格納容器内の水素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。	1.　計装設備の計測原理 (1)　格納容器水素濃度（ＳＡ） 原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度（ＳＡ）は，熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は，図１に示すとおり，検知素子と補償素子（サーミスタ）でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分のみに測定対象ガスが流れ，補償素子に測定対象ガスが流れない構造としている。 水素濃度の測定部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で，検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと，測定ガスが熱を奪い，検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下することによりブリッジ回路の平衡が失われ，図１のＡＢ間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて，水素濃度を測定する。 なお，格納容器水素濃度（ＳＡ）の計測範囲 0～100vol%において，計器仕様は最大±2.0vol%（ウェット）の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，原子炉格納容器内の水素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。  図１　格納容器水素濃度（ＳＡ）検出回路の概要図	・設備の相違 島根２号炉は熱伝導式 柏崎６／７号炉は水素吸蔵材料式

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	
(2) 格納容器内水素濃度 原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度は，熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は，図52-7-2 に示すとおり，検知素子と補償素子（サーミスタ），及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に，サンプリングされたガスが流れるようになっており，補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。 水素濃度計指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約150℃に加熱した状態で，検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと，測定ガスが熱を奪い，検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ，図52-7-2 のAB 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて，水素濃度を測定する。 なお，格納容器内水素濃度の計測範囲0～30vol%（6 号炉），0～20vol%/0～100vol%（7号炉）において，計器仕様は最大±0.6vol%（6 号炉），±0.4vol%/±2.0vol%（7 号炉）の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，原子炉格納容器内の水素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。  図52-7-2 水素濃度計検出回路の概要図	(2) 格納容器水素濃度 原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度は，熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は，図２に示すとおり，検知素子と補償素子（サーミスタ），及び２つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に，サンプリングされたガスが流れるようになっており，補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。 水素濃度計の指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約150℃に加熱した状態で，検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと，測定ガスが熱を奪い，検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ，図２のＡＢ間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて，水素濃度を測定する。 なお，格納容器水素濃度の計測範囲 0～5vol%/0～100vol%において，計器仕様は最大±0.16vol%/±3.2vol%（ウェット），±0.13vol%/±2.5vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，原子炉格納容器内の水素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。  図２　格納容器水素濃度検出回路の概要図	・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	
	(3)　格納容器酸素濃度（ＳＡ） 原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度（ＳＡ）は，磁気力式のものを用いる。 磁気力式の酸素検出器は，図３「格納容器酸素濃度（ＳＡ）の概要図」に示すとおり，２つの球体，くさび型状の磁極片，ＬＥＤからの光を受光素子へ反射する鏡等で構成されている。また，格納容器酸素濃度（ＳＡ）の検出回路を図４「格納容器酸素濃度（ＳＡ）検出回路図」に示す。 初期状態において球体は上から見て右回りに傾いた位置で静止している。ガラス管内に強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと，磁場に引き寄せられ，磁極片の先端部に酸素分子が引き寄せられる。磁極片先端部に引き寄せられた酸素分子により２つの球体が磁極片先端部から端部へ押し出され，右回りに回転する。これにより，ＬＥＤからの光を受光素子への光量が一定となるように制御しており，受光素子への光量が変化する。増幅器は受光素子への光量の変化を検知するとフィードバック電流を増加させる。球体はフィードバック電流がコイルを流れることで発生するカウンターモーメントを受けて光量が一定となる初期位置で静止する。このフィードバック電流が酸素濃度に比例する原理を用いて酸素濃度の測定を行う。（図５「格納容器酸素濃度（ＳＡ）の動作原理イメージ」参照）。 なお，格納容器酸素濃度（ＳＡ）の計測範囲０～25vol%において，計器仕様は最大±0.75vol%（ウェット），±0.50vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，原子炉格納容器内の酸素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。  （平面図）  （正面図） 図３　格納容器酸素濃度（ＳＡ）の概要図	・設備の相違 島根２号炉は磁気力式 柏崎６／７号炉は該当なし ・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	
	 図４　格納容器酸素濃度（ＳＡ）の検出回路図	・設備の相違
	 ①球体は右回りに回転した位置で静止している  ②球体が浮力を受け回転することで鏡の向きが変わり，受光素子への光量が変化する  ③増幅器が受光素子への光量の変化を検知し，フィードバック電流を増加させる。フィードバック電流により球体にカウンターモーメントが働く  ④球体は初期位置に戻り，静止する 図５　格納容器酸素濃度（ＳＡ）の動作原理イメージ	・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	
(3) 格納容器内酸素濃度 原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器内酸素濃度は，熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は，図52-7-3 に示すとおり，サーミスタ温度素子（発風側素子，受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており，検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。	(4) 格納容器酸素濃度 原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度は，熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は，図６「酸素濃度計検出回路の概要図」に示すとおり，サーミスタ温度素子（発風側素子，受風側素子）及び２つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており，検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。	

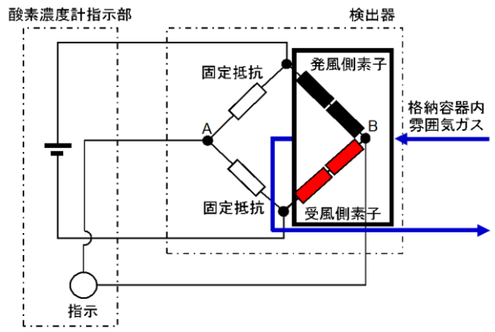
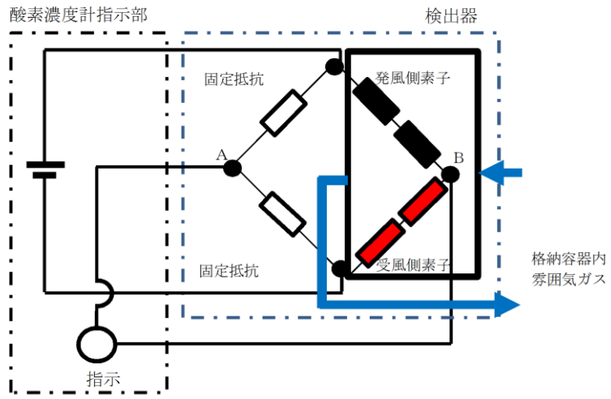
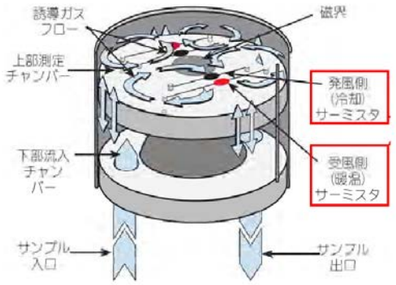
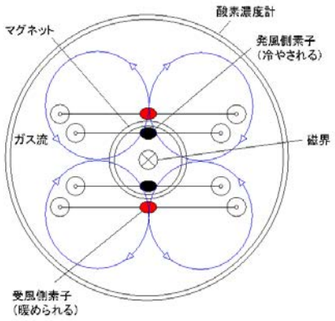
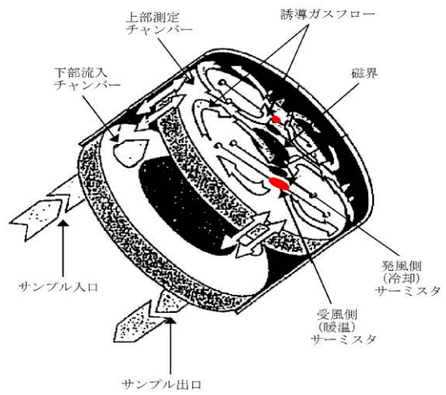
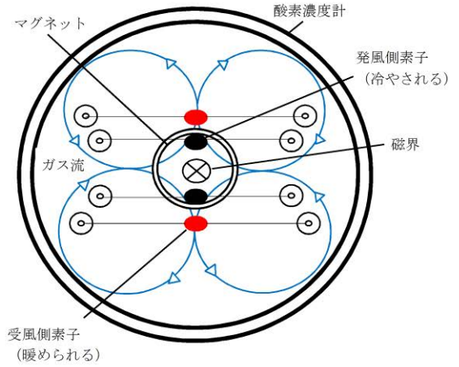

	

図52-7-3 酸素濃度計検出回路の概要図	図６　酸素濃度検出回路の概要図	
酸素含有ガスの流れを図52-7-4 に示す。酸素濃度計は2層構造のチャンバーで構成されており，サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが，少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから，上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ，加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから，後から流入してくる低温のサンプルガスにより，高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり，磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り，暖められることとなる。	酸素含有ガスの流れを図７に示す。酸素濃度計は２層構造のチャンバーで構成されており，サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが，少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから，上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ，加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから，後から流入してくる低温のサンプルガスにより，高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり，磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り，暖められることとなる。	

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	
  図52-7-4 酸素含有ガスの流れ	  （立体図）　（平面図） 図７　酸素含有ガスの流れ	
チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを流すと，磁気風により発風側素子の温度が下がることで，発風側素子の抵抗は小さくなる。一方，受風側素子の温度が上がることで，受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで，ブリッジ回路の平衡が変化し，図52-7-3 のAB 間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて，酸素濃度を測定する。 なお，格納容器内酸素濃度の計測範囲0～30vol%（6 号炉），0～10vol%/0～30vol%（7号炉）において，計器仕様は最大±0.6vol%（6 号炉），±0.2vol%/±0.6vol%（7 号炉）の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，原子炉格納容器内の酸素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。	チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを流すと，磁気風により発風側素子の温度が下がることで，発風側素子の抵抗は小さくなる。一方，受風側素子の温度が上がることで，受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで，ブリッジ回路の平衡が変化し，図６のＡＢ間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて，酸素濃度を測定する。 なお，格納容器内酸素濃度の計測範囲 0～5vol%/0～25vol%において，計器仕様は最大±0.16vol%/±0.78vol%（ウェット），±0.13vol%/±0.63vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，原子炉格納容器内の酸素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。	・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	
	(5)　酸素濃度計の構造及び原理の比較について 酸素濃度計の構造及び原理とその特徴を表１に示す。 構造及び原理は違うものの，特徴として酸素分子の常磁性を利用した測定方法である点は同じであり，表１に示す対策等により重大事故等対処設備として採用可能である。	・設備の相違

表１　酸素濃度計の構造及び原理比較

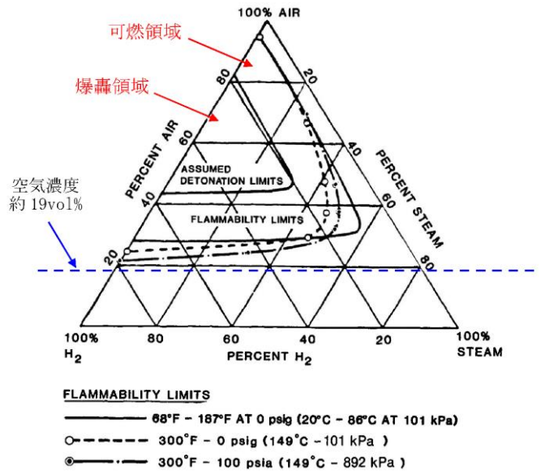
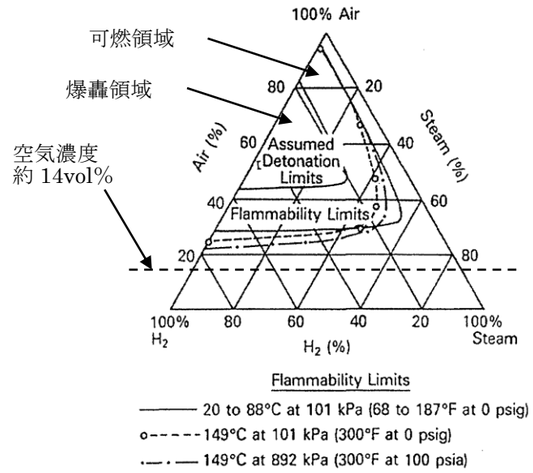
設備	計測原理	構造及び原理	特徴		対策等
			長所	短所	
格納容器内酸素濃度（Ｂ系）：既設（ＣＡＭＳ）	熱磁気風式	下部と上部の２層構造のチャンバーで構成されている。上部測定チャンバー内に常磁性の特徴のある酸素分子が流れ込むことにより，磁界中心部から追い出されることとなる磁気風による発風側素子の温度低下及び受風側素子の温度上昇に対する抵抗値の変化を利用し，酸素濃度の測定を行っている。	・振動及び衝撃に強い ・共存ガスの影響は小さい ・消耗する構成部品がない	・急激な周囲温度変化に弱い ・汚れや腐食の影響を受ける可能性がある	・熱伝導を利用していることから，急激な周囲温度変化に弱い特徴があるが，検出器の設置エリアである原子炉棟内の環境条件を考慮して，空調設置することで耐環境性の向上対策を実施し，周囲温度変化に対する影響を考慮した設計とする。 ・汚れや腐食の影響を受ける可能性があるが，フィルタを設けることで影響緩和可能
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）：新設ＳＡ設備	磁気力式	2つの球体，磁極片，ＬＥＤからの光を受光素子へ反射する鏡等にて構成されている。ガラス管内に常磁性の特徴のある酸素分子が流れ込み磁極片に引き寄せられることにより球体が回転する力に対して，球体の回転を戻す力を発生させるために流れるフィードバック電流が酸素濃度に比例することを利用し，酸素濃度の測定を行っている。	・急激な周囲温度変化に強い ・共存ガスの影響は小さい ・消耗する構成部品がない	・振動及び衝撃に弱い ・汚れや腐食の影響を受ける可能性がある	・可動部があることから振動及び衝撃に弱い特徴があるが，加振試験による機能維持確認を実施しており，地震などによる振動・衝撃による計測への影響がないことを確認している。 ・汚れや腐食の影響を受ける可能性があるが，フィルタを設けることで影響緩和可能

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	
	(6)　故障時の代替性について 設置許可基準規則 58 条（計装設備）において，重要監視パラメータが故障した際に代替パラメータを設ける必要性がある。島根２号炉は格納容器酸素濃度（Ｂ系）と格納容器酸素濃度（ＳＡ）により相互に代替監視が可能な設計としている。 格納容器酸素濃度（Ｂ系）は，通常運転時から設計基準事故時の可燃性ガス濃度を監視している設備であり，重大事故等へ進展する状況下においても継続的に監視できる設計とする。なお，冷却器への冷却水供給が必要なため，ヒートシンク喪失を伴う重大事故等時においては，有効性評価における原子炉補機代替冷却系の冷却水が確保される事象発生約 10.5 時間後から監視可能となる。 格納容器酸素濃度（ＳＡ）は，通常運転時および設計基準事故時は基本的に待機運用とするが，重大事故等時には中央制御室からの操作により容易に計測を開始し，監視できる設計とする。なお，計測装置以外に付帯設備を必要としないため，ヒートシンク喪失の影響を受けることなく監視が可能である。 通常運転中は窒素により格納容器内を不活性化し，設計基準事故時は既許可解析にて可燃性ガス処理系の動作により水素・酸素濃度がともに可燃領域に至らないことを確認している。重大事故等時は，有効性評価（水素燃焼）にて格納容器内への窒素供給により，酸素濃度が可燃領域に至らないことを確認しており，DBA ベースのＧ値を使用した感度解析において，可燃領域到達前の格納容器ベントが必要となるものの，酸素濃度の上昇は比較的緩やかなためベント判断基準への到達は約 85 時間後である。このため，有効性評価における常設代替交流電源および原子炉補機代替冷却系の冷却水が確保される事象発生約 10.5 時間後を考慮しても，格納容器酸素濃度（Ｂ系）および格納容器酸素濃度（ＳＡ）は共に計測可能な状態であるため，重大事故等時において相互に代替監視が可能である。	・設備の相違

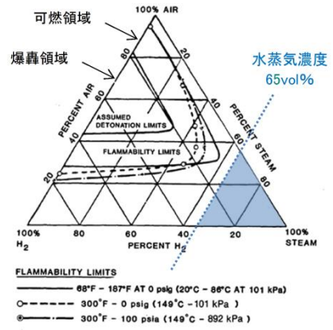
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	
別紙１ 1．サンプリング装置について	別紙１ １．　サンプリング装置について (1) 測定ガス条件の格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）計測精度への影響評価 a.　温度 サンプリングされた原子炉格納容器内のガスは，水素濃度検出器までの配管をヒーターにより加熱することで，ほぼ一定温度に保たれている。水素濃度の計測は，ヒーターによって約 120℃に加熱されたキャビネット内で行われる。水素濃度検出器は，基準気体が密封された補償素子の周囲にもサンプリングガスが流れることで，基準気体の温度がサンプリングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから，使用する条件下において水素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。なお，試料ガスの温度を約 105℃～140℃の範囲で試験を行い，直接計測の水素濃度計と有意な水素濃度の変化が認められないことを確認している。 酸素濃度検出器においては，酸素計測に悪影響を及ぼすことを避けるため，検出前にサンプリングガスを冷却することで蒸気を凝縮させ水分を除去した後に，一定温度まで加熱することで温度の影響受けない設計としている。 b.　流量 検出器へ流れるサンプリングガスの流量は，格納容器内の圧力によって変化し，約 1～5 L/min のである。水素濃度，酸素濃度の計測中はサンプルガスの流れはなく，環境条件を一定に保って計測を行う。 c.　湿度 サンプリングガスは，検出器までの配管を加熱すること及び減圧することにより，水素濃度検出器に水分を付着させない設計としている。また，湿度が変動する要因としては，雰囲気温度が考えられるが，急激な変動は考えられず，上記の通り検出器までの配管を加熱し，凝縮を回避することで，十分測定が可能な状態であることから，水素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。また，酸素濃度検出器は，検出前にサンプリングガスを冷却することで蒸気を凝縮させ水分を除去した後に，一定温度まで加熱することで湿度の影響受けない設計としている。	・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	
(1)　測定ガス条件の水素濃度及び酸素濃度計測精度への影響評価 a）温度 サンプリングされた原子炉格納容器内のガスは，十分な除熱性能を有している冷却器をとおり，原子炉補機冷却水系と熱交換されることで約40℃以下まで冷却することができ＊，その後の検出器までの配管での放熱もあることから十分に検出器の適用温度範囲内（10℃～40℃）まで冷却され，ほぼ一定温度で検出器にサンプリングガスを供給することが可能である。また，標準空気が密封された補償素子の周囲にもサンプリングガスが流れることで，標準空気の温度がサンプリングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから，使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計とする。なお，試料ガス（水素濃度30vol%又は酸素濃度30vol%）において，周囲温度を0℃～50℃の範囲で変化させて試験を行い，有意な変化が認められないことを確認している。 b）流量 検出器へ流れるサンプリングガスの流量は，1L/min の小流量としており，流量の変動がないよう流量制御する。なお，検出器へ流れるサンプリングガス流量を0.5～1.6L/min の範囲で変動させた試験を行っており，水素濃度及び酸素濃度指示に有意な変化は認められなかったことを確認している。 c）湿度 検出器へ流れるガスサンプリングの水蒸気が除去されていない場合は，水素濃度及び酸素濃度計測値へ影響することが考えられるが，サンプリングする原子炉格納容器内のガスは冷却器により原子炉補機冷却水と熱交換されることで約40℃以下まで冷却され＊，下流の除湿器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としており，水素濃度及び酸素濃度の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また，湿度が変動する要因としては，原子炉補機冷却水温度（冷却性能）及び雰囲気温度が考えられるが，いずれも急激な変動は考えられず，上記の冷却器及び除湿器を用いることにより，検出器での湿度をほぼ一定に保つことで，十分測定が可能な状態にあることから，水素濃度及び酸素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。 ＊重大事故時の原子炉格納容器内温度を約166℃とし，原子炉補機冷却水の温度を夏場の35℃とした場合でも，冷却器により約40℃に冷却できる。	(2) 測定ガス条件の格納容器水素濃度，格納容器酸素濃度計測精度への影響評価 a.　温度 サンプリングされた原子炉格納容器内のガスの計測は，除湿器によりドライ状態にした水素，酸素濃度を測定している。除湿器は入口温度 40℃以下でドライ条件まで除湿可能な機器のため，高温のサンプルガスは除湿器前段で冷却器により除湿可能な温度まで冷却され，除湿器で除湿された後，検出器により測定をしている。十分に検出器の適用温度範囲内まで冷却され，ほぼ一定温度で検出器にサンプリングガスを供給することが可能である。また，標準空気が密封された補償素子の周囲にもサンプリングガスが流れることで，標準空気の温度がサンプリングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから，使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。 b.　流量 検出器へ流れるサンプリングガスの流量は，1L/min の小流量としており，流量の変動がないよう流量制御する。 c.　湿度 検出器へ流れるガスサンプリングの水蒸気が除去されていない場合は，水素濃度及び酸素濃度計測値へ影響することが考えられるが，サンプリングする原子炉格納容器内のガスは冷却器により原子炉補機冷却水と熱交換されることで約 40℃以下まで冷却され※，下流の除湿器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としており，水素濃度及び酸素濃度の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また，湿度が変動する要因としては，原子炉補機冷却水温度（冷却性能）及び雰囲気温度が考えられるが，いずれも急激な変動は考えられず，上記の冷却器及び除湿器を用いることにより，検出器での湿度をほぼ一定に保つことで，十分測定が可能な状態にあることから，水素濃度及び酸素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。 ※重大事故時の原子炉格納容器内温度を約 174℃とし，原子炉補機冷却水の温度を夏場の35℃とした場合でも，冷却器により約 40℃に冷却できる。	・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	
2. サンプリング装置内における水素ガスの滞留について	２．　サンプリング装置内における水素の滞留について	
(1)水素燃焼及び爆轟が生じる可能性について	(1)　水素燃焼及び爆轟が生じる可能性について	
6 号及び7 号炉のサンプリング装置では，以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。	格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ），格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）のサンプリング装置では，以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。なお，格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）は，重大事故等時に監視ができる設計とし，格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）は，通常運転時から設計基準事故時及び重大事故等時に監視ができる設計としている。	・設備の相違 ・設備の相違
・通常運転時，原子炉格納容器内は窒素ガスによって不活性化され，酸素濃度は3.5vol%以下に維持されており，常時サンプリングしていることから，サンプリング装置の配管内においても同様である。	・通常運転時，原子炉格納容器内は窒素ガスによって不活性化され，酸素濃度は 2.5vol％以下に維持されており，常時サンプリングしていることから，サンプリング装置の配管内においても同様である。	・設備の相違
・設計基準事故時（運転時の異常な過度変化時を含む）においては，原子炉設置変更許可申請書添付書類十で示しているとおり，水素濃度はドライ換算で6.2vol%以下，酸素濃度はドライ換算で4.9vol%以下であるため，水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。	・設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）においては，原子炉設置変更許可申請書添付書類十で示しているとおり，水素濃度はドライ換算で 2.0vol％以下，酸素濃度はドライ換算で 4.3vol％以下であるため，水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。	・設備の相違 ・設備の相違
・重大事故時においては，有効性評価で示しているとおり，水素濃度はドライ換算で13vol%を上回るが，酸素濃度はドライ換算で3.9vol%以下*1 であるため，水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。	・重大事故時においては，有効性評価で示しているとおり，水素濃度はドライ換算で 13vol％を上回るが，酸素濃度はドライ換算で 4.4vol％以下※１であるため，水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。	・設備の相違
・水素の燃焼又は爆轟が生じる条件については，図52-7-5 の様に水素，空気，水蒸気の3 元図が知られている。図52-7-5 は，水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素，空気，水蒸気の濃度の比率を図中に可燃領域又は爆轟領域として示している。有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは，ドライ条件下で最大の酸素濃度となる，事象発生から7 日後（168 時間後）のサプレッション・チェンバの酸素濃度が約3.9vol%である。一般に空気中の酸素の割合が約21vol%であることから，酸素濃度が約3.9vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約19vol%以下となる。これは図で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。	・水素の燃焼又は爆轟が生じる条件については，図１のように水素，空気，水蒸気の３元図が知られている。図１は，水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素，空気，水蒸気の濃度比率を図中に可燃領域または爆轟領域として示している。有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは，ドライ条件下で最大の酸素濃度となる，事故発生から７日後（168 時間後）のサプレッション・チェンバの酸素濃度が約 2.8vol％である。一般に空気中の酸素の割合が約 21vol％であることから，酸素濃度が約 2.8vol％以下に対応する空気の濃度を考えると約 14vol％以下となる。これは図で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。	・設備の相違 ・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	
 図52-7-5 水素，空気，水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界 *1:「3.4 水素燃焼 添付資料3.4.1G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照	 図１　水素，空気，水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界 ※１：「3.4 水素燃焼　添付資料 3.4.1 Ｇ値をＤＢＡベースとした場合の評価結果への影響」参照	・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	
3．格納容器内水素濃度及び格納容器酸素濃度計測に伴うサンプルガスの冷却について	３．格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度計測に伴うサンプルガスの冷却について	
	(1) 格納容器水素濃度（Ｂ系），格納容器酸素濃度（Ｂ系）	・設備の相違
６号及び７号炉の重大事故等対策の有効性評価（格納容器過圧・過温シナリオ）における原子炉格納容器温度（サンプリング装置をインサービスする事故後20 時間後）は，最大で約162℃まで上昇する。一方，重大事故時の原子炉格納容器内水素濃度及び原子炉格納容器内酸素濃度計測では，除湿器を使用するが，その吸込み温度条件は，40℃以下の制限を受ける。したがって，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度計測のためには，サンプルガスを冷却する必要があり，その冷却は基本的に原子炉補機冷却水系にて行われる。	重大事故等対策の有効性評価（格納容器過圧・過温シナリオ）における原子炉格納容器温度（サンプリング装置をインサービスする事故後 10 時間後）は，最大で約 164℃まで上昇する。一方，重大事故時の原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格納容器酸素濃度計測では，除湿器を使用するが，その吸込み温度条件は，40℃以下の制限を受ける。したがって，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度計測のためには，サンプルガスを冷却する必要があり，その冷却は基本的に原子炉補機冷却水系にて行われる。	・設備の相違
ただし，全交流動力電源喪失時においては，原子炉補機冷却水系を復旧する手順を見込んでいないため，サンプルガスの冷却は，代替原子炉補機冷却系に頼る必要がある。	ただし，全交流動力電源喪失時においては，原子炉補機冷却水系を復旧する手順を見込んでいないため，サンプルガスの冷却は，原子炉補機代替冷却系に頼る必要がある。	
ここでは，以上の代替原子炉補機冷却系を用いた場合に，冷却性能評価が最も厳しい条件において，評価した結果を以下にまとめる。	ここでは，以上の原子炉補機代替冷却系を用いた場合に，冷却性能評価が最も厳しい条件において，評価した結果を以下にまとめる。	
(1)評価条件	a.　評価条件	
・サンプル側入口温度：170℃	・サンプル側入口温度：170℃	
・サンプル側出口温度：40℃	・サンプル側出口温度：40℃	
・サンプル側流量：1.49kg/h	・サンプル側流量：2.37kg/h	・設備の相違
	・原子炉格納容器内の蒸気割合：90vol%	・設備の相違
・冷却水入口温度：35℃	・冷却水入口温度：35℃	
・冷却水出口温度：制約なし	・冷却水出口温度：制約なし	
・冷却水流量：400kg/h	・冷却水流量：3200kg/h	・設備の相違
(2)評価条件の根拠	b.　評価条件の根拠	
・サンプル側入口温度：170℃	・サンプル側入口温度：170℃	
（根拠）原子炉格納容器設計限界圧力（0.62MPa）における飽和蒸気温度に余裕を見込んだ値で設定している。	（根拠）有効性評価（格納容器過圧・過温シナリオ）における原子炉格納容器最大圧力（0.66MPa）における飽和蒸気温度に余裕を見込んだ値で設定している。	・設備の相違
・サンプル側出口温度：40℃	・サンプル側出口温度：40℃	
（根拠）除湿器の吸込み温度条件（40℃以下）を設定している。	（根拠）除湿器の吸込み温度条件（40℃以下）を設定している。	
・サンプル側流量：1.49kg/h	・サンプル側流量：2.37kg/h	・設備の相違
（根拠）図52-8-1より，原子炉格納容器内の水蒸気割合の最大値85vol%，サンプルガス割合：15vol%であり，サンプルガスの採取流量は1L/min なので，水蒸気の採取流量は5.67L/min となることから，全サンプル流量は6.67L/min である。サンプルの比体積：0.2681m³/kg（0.62MPa，170℃における）を用いて，質量流量に換算すると，1.49kg/hとなる。	（根拠）原子炉格納容器内の水蒸気割合：90vol%，サンプルガス割合：10vol%の場合，サンプルガスの採取流量は 1L/min なので，水蒸気の採取流量は 9L/min となることから，全サンプル流量は 10L/min である。サンプルの比体積：0.2531m³/kg（0.66MPa，170℃における）を用いて，質量流量に換算すると，2.37kg/h となる。	・設備の相違
	・原子炉格納容器内の蒸気割合：90vol%	・設備の相違
	（根拠）格納容器スプレイ後の原子炉格納容器内の水蒸気割合が 90vol%以下で使用可能となる設備としている。	
・冷却水入口温度：35℃	・冷却水入口温度：35℃	
（根拠）重大事故時の代替原子炉補機冷却水温度の最大値35℃を設定している。	（根拠）重大事故時の原子炉補機代替冷却水温度の最大値 35℃を設定している。	
・冷却水出口温度：制約なし	・冷却水出口温度：制約なし	
（根拠）代替原子炉補機冷却系統側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため。	（根拠）原子炉補機代替冷却系統側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため。	

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	
・冷却水流量：400kg/h （根拠）代替原子炉補機冷却系による通水流量（0.4m³/h）を1L≒1kg で換算。 (3)冷却性能の評価 以上の条件においてサンプルガス出口温度を40℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果，必要伝熱面積約0.20m² を上回る冷却器伝熱面積0.53m² を有することを確認した。	・冷却水流量：3200kg/h （根拠）原子炉補機代替冷却系による通水流量（3.2m³/h）を 1L≒1kg で換算。 c.　冷却性能の評価 以上の条件においてサンプルガス出口温度を 40℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果，必要伝熱面積約 0.22m² を上回る冷却器伝熱面積 0.53m² を有することを確認した。 冷却器は，有効性評価（格納容器過圧・過温破損）の格納容器最大圧力(約 660kPa)における飽和蒸気温度(約 170℃)において水蒸気割合 90vol%以下※のサンプルガスを除湿器入口で 40℃以下となるまで冷却するため，原子炉補機代替冷却系から供給可能な冷却水量に対して必要となる伝熱面積約 0.22m² を上回る 0.53m² を有する設計としている。 なお，冷却水流量および伝熱面積は重大事故等時の計測が可能なよう容量を増加させる変更を実施している。 (2) 格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ） 重大事故時の原子炉格納容器酸素濃度の計測は，冷却器によりドライ状態にした酸素濃度を測定している。冷却器は電子冷却式であり，入口温度 180℃以下，水蒸気割合 90vol%以下※でドライ条件まで除湿可能な機器のため，原子炉補機代替冷却系による冷却水を必要としない設計としている。 ※大 LOCA 時における格納容器スプレイ前の原子炉格納容器内の水蒸気割合は ほぼ 100vol%であるが，水蒸気割合が 65vol%以上であれば可燃限界に至ることはないため，水蒸気割合 90vol%以上で計測する必要性はない。  図２　水素，空気及び水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界	・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違

<table>
<tr>
<td>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</td>
<td>島根原子力発電所　２号炉</td>
<td></td>
</tr>
<tr>
<td>4. サンプリング装置からの水素漏えい防止対策</td>
<td>4．　サンプリング装置からの水素漏えい防止対策
(1) 格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置
サンプリング装置を用いた格納容器水素濃度（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）の計測は，計測後のガスを原子炉格納容器へ戻す構成となっており，系外への漏えいが発生しないよう表１に示す通りの漏えい防止対策が取られている。よってサンプリング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表１　サンプリング装置の漏えい防止対策について

<table>
<tr><th>No.</th><th>機器</th><th>漏えい防止対策</th></tr>
<tr><td>1</td><td>配管，弁</td><td>本計装設備の配管，弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり，被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管及び弁は溶接構造若しくは継手構造であり，さらに，弁はベローズ構造によりシールすることで漏えい防止対策をとっている。</td></tr>
<tr><td>2</td><td>冷却器</td><td>配管接続部は，継手構造を使用しており，漏えい防止対策を取っている。継手構造を含む冷却器は，重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度，圧力を包絡した仕様である。</td></tr>
<tr><td>3</td><td>真空ポンプ</td><td>配管接続部はねじ込みシール構造であること，ポンプ接ガス部は二重ダイアフラム構造とすることで，漏えい防止対策を取っている。シール構造及びポンプ接ガス部は，重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度，圧力を包絡した仕様である。</td></tr>
<tr><td>4</td><td>水素濃度及び酸素濃度検出器</td><td>配管接続部はシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該検出器は，重大事故等時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。</td></tr>
<tr><td>5</td><td>サンプリング装置</td><td>サンプリング装置内の配管と機器の接続部はシール構造となっており，漏えい防止対策を取っている。また，サンプリング装置内は真空ポンプ及び圧力検出器により大気圧以下に減圧しており，系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。サンプリング装置は重大事故等時に格納容器内及びサンプリング装置内にて想定される温度，圧力を包絡した仕様である。</td></tr>
</table>
</td>
<td>・設備の相違</td>
</tr>
</table>

サンプリング装置を用いた格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の計測は，計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成となっており，外部に対して閉じた系となっており，系外への漏えいが発生しないよう表52-7-1 に示すとおりの漏えい防止対策が取られている。

よって，サンプリング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表52-7-1 サンプリング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管，弁	本計測設備の配管，弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり，被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管及び弁は溶接構造であり，さらに，弁はベローズ構造によりシールすることで，漏えい防止対策をとっている。
2	冷却器	配管接続部は溶接構造となっており，内部ガスの気密を保持している。溶接部を含む当該冷却器は，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
3	除湿器	配管接続部は食い込み継ぎ手を使用しており，漏えい防止対策をとっている。食い込み継ぎ手を含む当該除湿器は，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
4	サンプリングポンプ	配管接続部はねじ込みシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。ねじ込みシール構造部を含む当該吸引ポンプは，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
5	減圧弁	配管接続部はいずれもシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該減圧弁は，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
6	水素濃度及び酸素濃度検出器（既設）	配管接続部はシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該水素濃度及び酸素濃度検出器は，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
7	サンプリングラック	サンプリングラック内の配管と機器の接続部は溶接又はシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。また，ラック内は減圧弁によりほぼ大気圧（数 kPa 程度）に減圧しており，系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。 事故時に想定される温度，圧力条件の加わる当該サンプリングラック内の減圧弁の上流側については，その条件を包絡した仕様である。

(2) 格納容器水素濃度（Ｂ系），格納容器酸素濃度（Ｂ系）のサンプリング装置

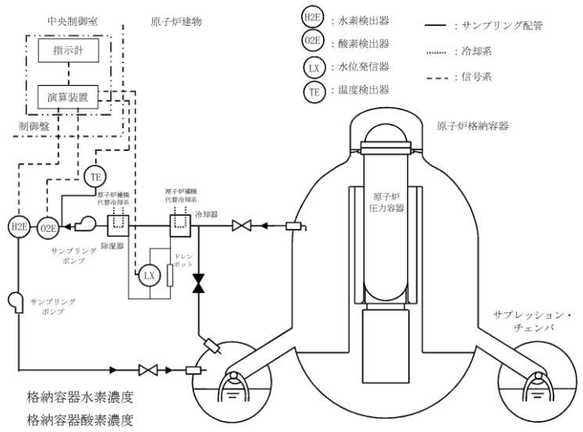
サンプリング装置を用いた格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）の計測は，計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成となっており，系外への漏えいが発生しないよう表２に示す通りの漏えい防止対策が取られている。よってサンプリング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

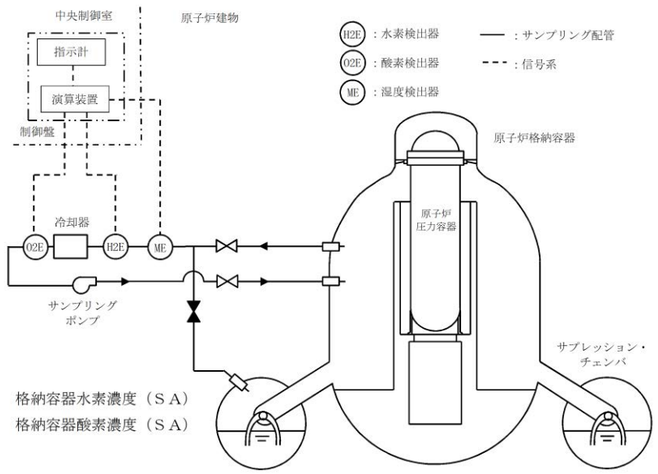
表２　サンプリング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管，弁	本計測設備の配管，弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり，被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管及び弁は溶接構造であり，さらに，弁はベローズ構造によりシールすることで，漏えい防止対策をとっている。
2	冷却器	配管接続部は溶接構造となっており，内部ガスの気密を保持している。溶接部を含む当該冷却器は，重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
3	除湿器	配管接続部は食い込み継ぎ手を使用しており，漏えい防止対策をとっている。食い込み継ぎ手を含む当該除湿器は，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
4	サンプリングポンプ	配管接続部はねじ込みシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。ねじ込みシール構造部を含む当該吸引ポンプは，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
5	減圧弁	配管接続部はいずれもシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該減圧弁は，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
6	水素濃度及び酸素濃度検出器	配管接続部はシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該水素濃度及び酸素濃度検出器は，事故時に想定される温度，圧力を包絡した仕様である。
7	サンプリング装置	サンプリング装置内の配管と機器の接続部は溶接又はシール構造となっており，漏えい防止対策をとっている。また，装置内は減圧弁によりほぼ大気圧（数 kPa 程度）に減圧しており，系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。 事故時に想定される温度，圧力条件の加わる当該サンプリング装置内の減圧弁の上流側については，その条件を包絡した仕様である。

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	
5．サンプリング装置の計測時間遅れについて	5．　サンプリング装置の計測時間遅れについて	
	(1) 格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置 サンプリングガスは，原子炉格納容器内に設置したガスサンプラから引き込みラインをとおりサンプリング装置内に入る。そこで各検出器によりガス濃度を測定し，その後サンプリングガスは原子炉格納容器に排出される。サンプリングガスは，原子炉格納容器内ガスのサンプリングから，測定，排出までの工程を約３分で実行される。	・設備の相違
	表３　格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）の計測時間遅れ 時間遅れ：約３分	・設備の相違
	(2) 格納容器水素濃度（Ｂ系），格納容器酸素濃度（Ｂ系）のサンプリング装置	
サンプリング装置のガスのサンプリング点は，原子炉格納容器であり，そこから水素濃度及び酸素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。	サンプリング装置のガスのサンプリング点は，原子炉格納容器であり，そこから水素濃度及び酸素濃度検出器までの時間遅れは以下の通りである。	
・サンプリング配管長（サンプリング点～検出器）：　6 号炉：約75m	・サンプリング配管長（サンプリング点～検出器）：約 86m	・設備の相違
7 号炉：約86m		・設備の相違
・サンプリング配管の断面積：　6 号炉：127mm^2(1.27×10^{-4}m^2)	・サンプリング配管の断面積：127mm^2(1.27×10^{-4}m^2)	
7 号炉：127mm^2(1.27×10^{-4}m^2)		・設備の相違
・サンプルポンプの定格流量：　約1L/min（約1×10^{-3}m^3/min）	・サンプルポンプの定格流量：約 1L/min（約 1×10^{-3}m^3/min）	・設備の相違
・サンプルガス流量（流量÷配管断面積）：　6号炉：約7.8m/min	・サンプルガス流量（流量÷配管断面積）：約 7.8m/min	・設備の相違
7 号炉：約7.8m/min		・設備の相違
表52-7-2 格納容器内水素濃度及び酸素濃度の計測時間遅れ 号炉：6 号炉／7 号炉 時間遅れ：約 10 分／約 11 分	表４　格納容器水素濃度（Ｂ系），格納容器酸素濃度（Ｂ系）の計測時間遅れ 時間遅れ：約１２分	・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	
	６．サンプリング装置における湿分補正について (1) 格納容器水素濃度（Ｂ系），格納容器酸素濃度（Ｂ系）のサンプリング装置 a.　概要 検出器へ流れるサンプリングガスには水蒸気が含まれており，水素濃度及び酸素濃度の計測値へ影響するため，サンプリングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスを冷却器により原子炉補機冷却水系（原子炉補機海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却系で冷却し，下流の除湿によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としている。 検出器は常にドライ条件の水素濃度及び酸素濃度を計測しているが，事故時の原子炉格納容器内雰囲気ガスは水蒸気を含んでいることから，事故時は計測されたドライ条件の水素濃度及び酸素濃度をウェット条件の水素濃度及び酸素濃度に補正する必要がある。 b.　湿分補正演算 ドライ条件の水素濃度及び酸素濃度からウェット条件の水素濃度及び酸素濃度への補正は演算装置にて行う。 湿分補正は，サンプリングガスを冷却，除湿した時に発生するドレンをドレンポットで受け，その液位変化量より湿分補正演算をする。具体的には□ごとにドレンポットの液位変化量を算出し，算出された液位変化量を至近□当たりの平均値及びサンプルガス温度から湿分補正演算をする。 湿分補正演算は□ごとに行い，計測された水素濃度及び酸素濃度を補正し，出力する。 c.　湿分補正演算の時間遅れによる影響 湿分補正演算は前述のとおり□ごと算出するドレンポットの液位変化量の至近□当たりの平均値を用いることから，事故後の雰囲気に即した補正が行われるまで時間遅れが発生するが，水素濃度及び酸素濃度は高めに出力されることから，影響はない。	・設備の相違

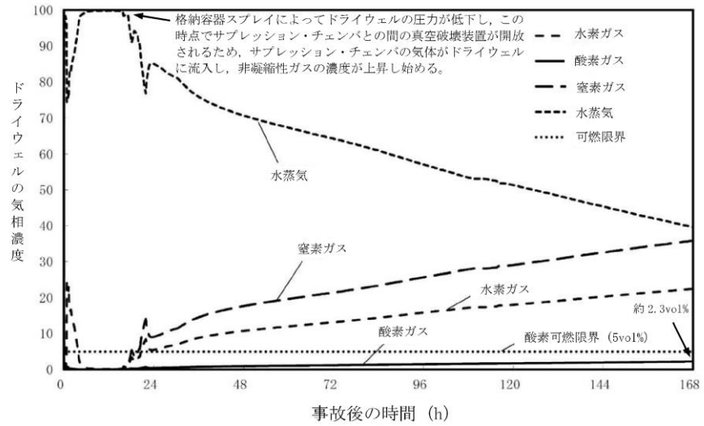
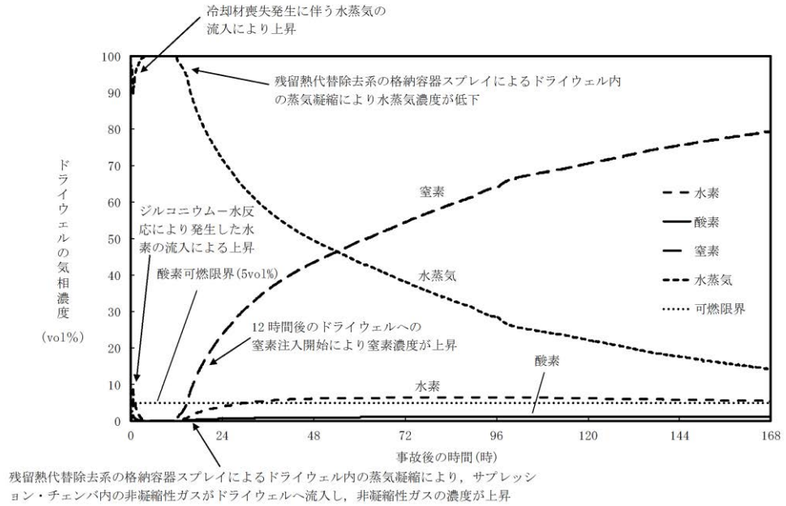
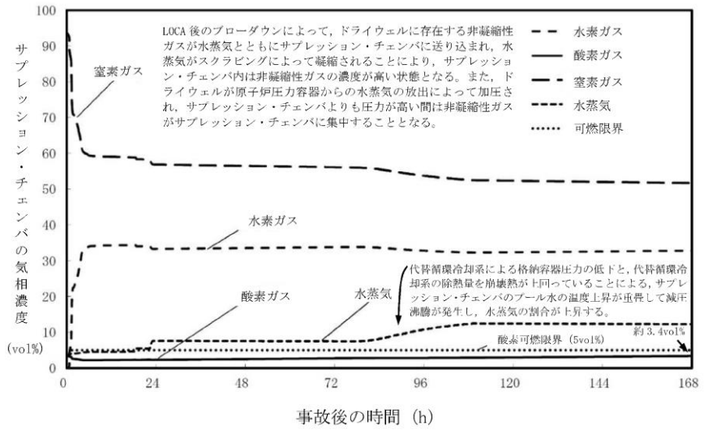
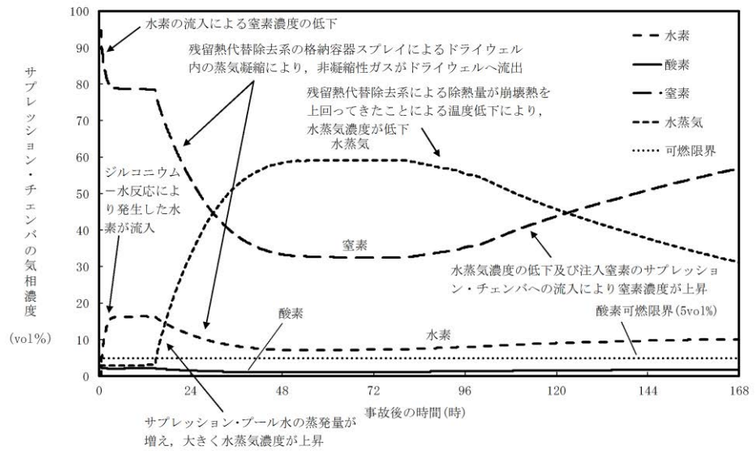
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	
	 ※２系列のうちＢ系を示す。 図３　格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度　系統概要図	・設備の相違
	(2) 格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置 a.　概要 検出器へ流れるサンプリングガスには水蒸気が含まれており，酸素濃度の計測値へ影響するため，サンプリングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスを冷却器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としている。事故時は計測されたドライ条件の酸素濃度をウェット条件の酸素濃度に補正する必要がある。なお，水素濃度の測定は，サンプリングガスの蒸気凝縮を防止するため，サンプリングガスの露点条件に達しないように温度・圧力を一定レベルに制御後，ウェット条件の水素濃度を測定しており，補正する必要はない。 b.　湿分補正演算 ドライ条件の酸素濃度からウェット条件の酸素濃度への補正は演算装置にて行う。 湿分補正は，湿度検出器により測定した湿度の数値により湿分補正演算をする。湿分補正演算は計測された酸素濃度を補正し，出力する。 c.　湿分補正演算の時間遅れによる影響 サンプリングガスは，原子炉格納容器内ガスのサンプリングから，測定，排出までの工程である約３分の中で湿度検出器により測定を行い，湿分補正を行うことが可能であるため，影響はない。	・設備の相違

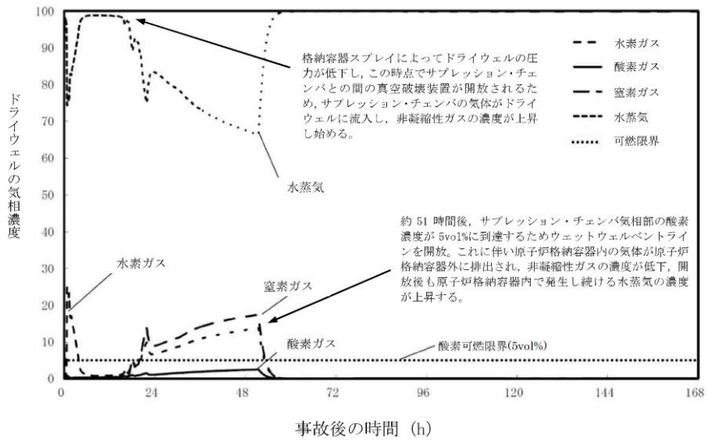
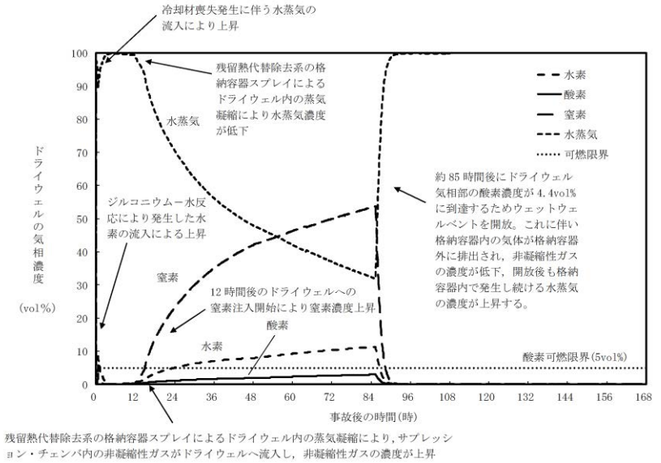
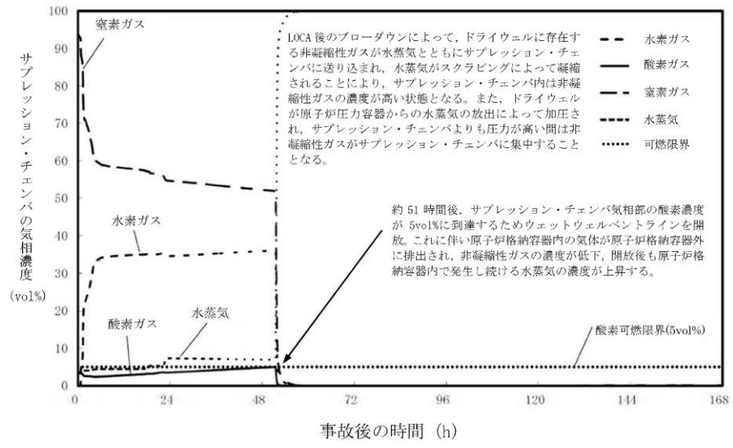
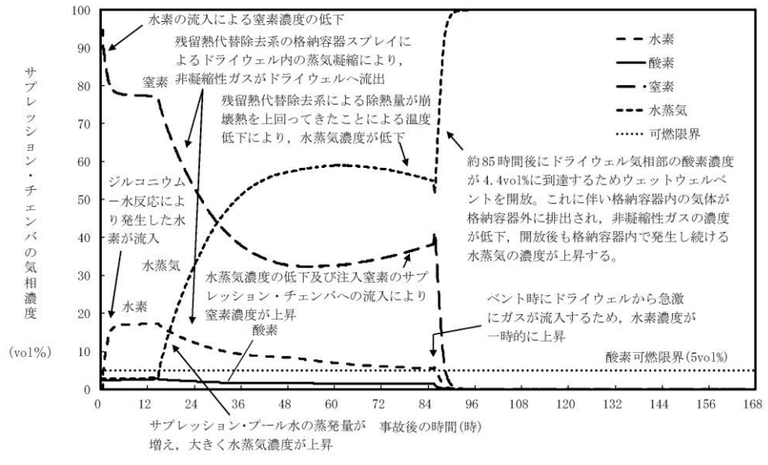
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	
	 図４　格納容器水素濃度（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）　系統概要図	・設備の相違

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
52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について	52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について	

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
1．水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について （1）想定水素ガス及び酸素ガス発生量 a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能 有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて，重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず，有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては，現状，「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失」のみを選定している。さらに有効性評価では，この「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失」の事故シーケンスに対して，より厳しい状況下での重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から，全交流動力電源喪失を重畳させ，「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」への対応を確認している。 よって，この「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが，重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。 b) 重大事等故時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度 「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移は，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の有効性評価において示すとおりである。これに加え，必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移を図52-8-1 及び図52-8-2 に示す。 c) 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能 ①計測目的について 一般に気相中の体積割合で5vol%以上の酸素ガスとともに水素ガスが存在する場合，水素濃度4vol%で燃焼，13vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から，少なくとも水素濃度は4vol%，酸素濃度は5vol%までの測定が可能であることが必要である。 ②測定が必要となる時間 図52-8-1 及び図52-8-2 のとおり，解析上は事象発生から約168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である5vol%を超えることは無く，原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら，徐々にではあるが，酸素濃度は上昇し続けることから，除熱系（代替原子炉補機冷却系）が使用可能となった時点で速やかに酸素濃度を測定可能とすることが必要である（水素濃度については事故初期から継続して監視が可能）。 除熱系（代替原子炉補機冷却系）が復旧されない場合，炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され，それに伴い発生する蒸気の過圧によって格納容器内圧力は上昇し，原子炉格納容器の限界圧力（0.62MPa[gage]）に到達するまでに格納容器ベントを実施することとなる（有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では約38 時	１．水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について (1)　想定水素ガス及び酸素ガス発生量 a.　監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能 有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて，重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず，有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては，現状，「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」のみを選定している。 よって，この「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが，重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。 b.　重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度 「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移は，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）の有効性評価において示すとおりである。これに加え，必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体の組成の推移を図１及び図２に示す。 c.　重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能 ①計測目的について 一般に気相中の体積割合で５vol％以上の酸素ガスと共に水素ガスが存在する場合，水素濃度４vol％で燃焼，13vol％で爆轟が発生すると言われている。この観点から，少なくとも水素濃度は４vol％，酸素濃度は５vol％までの測定が可能であることが必要である。 ②測定が必要となる時間 図１及び図２のとおり，解析上は事象発生から 12 時間後に格納容器への窒素供給を実施することで，事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である５vol％を超えることは無く，原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら，徐々にではあるが，水の放射線分解により水素濃度及び酸素濃度は上昇し続けることから，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）起動後（事象発生から約２時間），水素濃度及び酸素濃度を継続して監視可能としている。	・記載方針の相違 ・運用の相違 ・設備の相違 ・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
間後に格納容器ベントを実施）。格納容器ベントを実施する約38 時間までは，図52-8-1 及び図52-8-2 のとおり，水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから，原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するおそれはない。 なお，「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時において，G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG(H2)=0.4,G(O2)=0.2 とした場合についても，原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するのは，事象発生から約51 時間後である（図52-8-3 及び図52-8-4参照）。 これより，除熱系の復旧がされない約22.5 時間以前においては原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達することはない。 さらに，過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより，発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから，酸素濃度の監視は必要とはならない。	なお，「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」事故時において，Ｇ値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたＧ値（沸騰状態：G(H2)=0.4，G(O2)=0.2，非沸騰状態：G(H2)=0.25，G(O2)=0.125）とした場合についても，原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（５vol%）に到達するのは，事象発生から約 143 時間後である。また，窒素封入の切替え操作（原子炉格納容器内の酸素濃度４vol%到達時）は，事象発生から約 44 時間後である（図３及び図４参照 ）。 これより，格納容器内酸素濃度（ＳＡ）を起動する事象発生から約２時間までに原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（５vol%）に到達することはない。 さらに，過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより，発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから，酸素濃度の監視は必要とはならない。	・解析条件の相違 ・運用及び解析結果の相違

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
③耐環境条件 「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。	③耐環境性 「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。	
 図52-8-1 ドライウェルの 気相濃度の推移(ウェット条件) 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	 図１　ドライウェル気相濃度の推移（ウェット条件） （格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））	・解析結果の相違
 図52-8-2 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	 図２　サプレッション・チェンバ気相濃度の推移（ウェット条件） （格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））	・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
「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時において，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG(H2)=0.4,G(02)=0.2 を採用した場合についても，酸素濃度が可燃限界（5vol%）に至るのは約51 時間後となる。		・記載方針の相違
		・解析結果の相違
図52-8-3 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）	図３　G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）	
		・解析結果の相違
図52-8-4 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）	図４　G値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）	

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
(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法 水素濃度は 4vol%，酸素濃度は 5vol%までの測定が可能であることが必要であることから，代替循環冷却時「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は，以下の設備により実施する。	(2)　水素濃度及び酸素濃度の監視方法 水素濃度は４vol%，酸素濃度は５vol%までの測定が可能であることが必要であることから，「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」（残留熱代替除去系を使用する場合）における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は，以下の設備により実施する。	・設備の相違

表52-8-1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度（SA）	水素吸蔵材料式水素検出器	0～100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～30vol%(6号炉) 0～20vol%/0～100vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3，中3階（6号炉） 原子炉建屋地上中3階（7号炉）
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0～30vol%(6号炉) 0～10vol%/0～30vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3，中3階（6号炉） 原子炉建屋地上中3階（7号炉）

表１　計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度（ＳＡ）	熱伝導式水素検出器	0～100vol%	1	原子炉建物中２階
格納容器酸素濃度（ＳＡ）	磁気力式酸素検出器	0～25vol%	1	原子炉建物中２階
格納容器水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～5%/0～100%	1	原子炉建物３階
格納容器酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0～5%/0～25%	1	原子炉建物３階

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

有効性評価では，機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず，重大事故等時の環境下における G 値に基づき，7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

しかしながら，ここでは 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合と事象発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

a) 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合

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

代替原子炉補機冷却系等による除熱系が復旧し，格納容器圧力制御が可能になった場合であっても，仮に酸素濃度が 5vol%に到達するおそれがある場合，格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって，格納容器内圧力が低い状態での排出となるが，炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため，その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され，原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは無視し得る程度となり，可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価について，3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への

(3)　水素ガス及び酸素ガスの処理方法

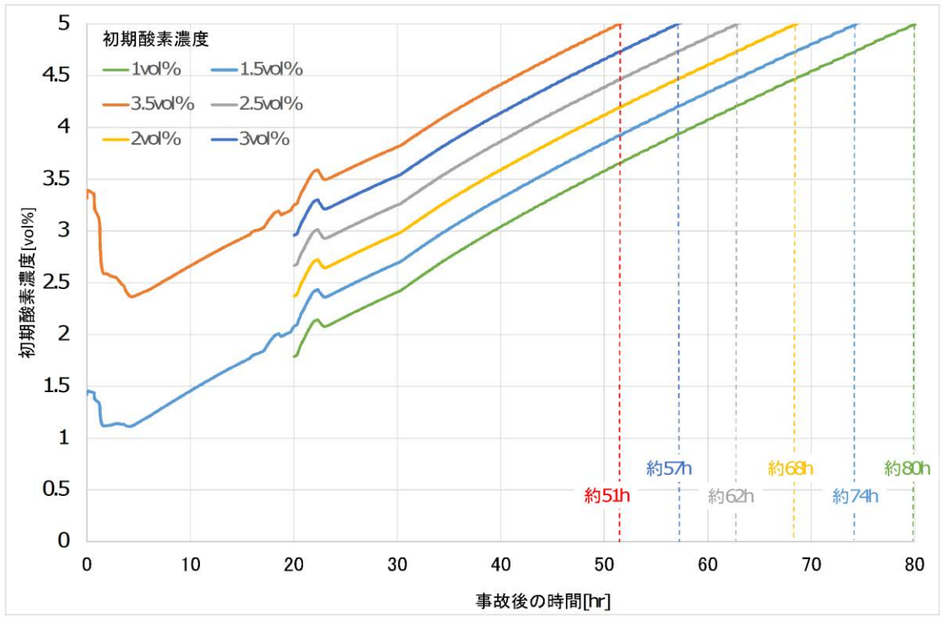
有効性評価では，機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず，重大事故等時の環境下におけるＧ値に基づき，７日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

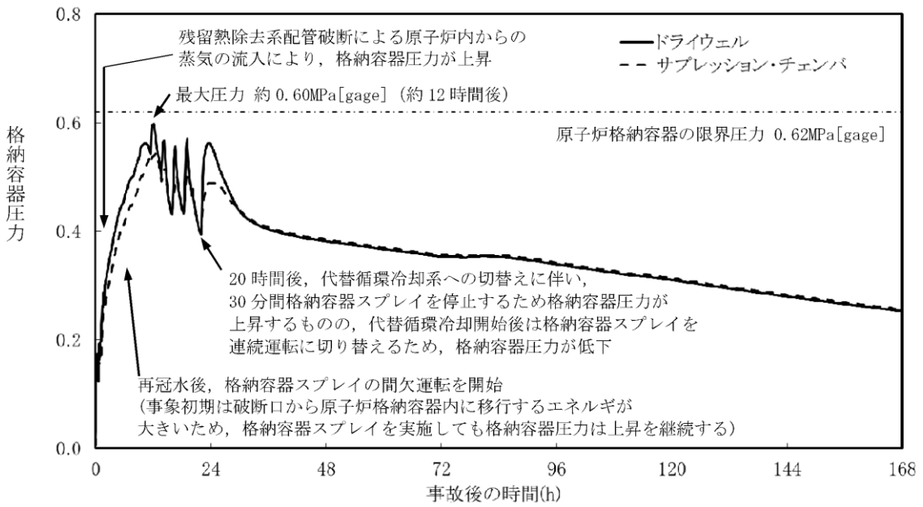
しかしながら，ここでは７日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に達した場合と事象発生後８日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

a.　７日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合

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

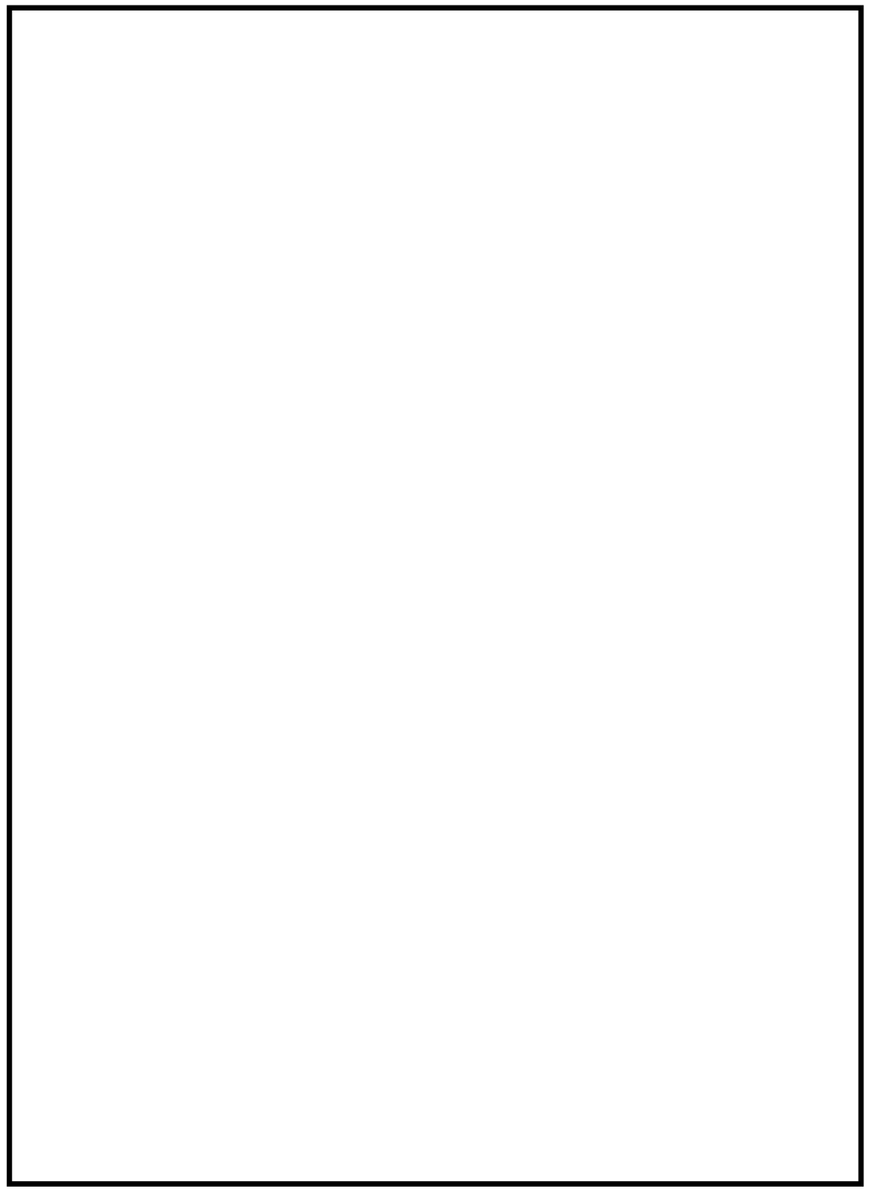
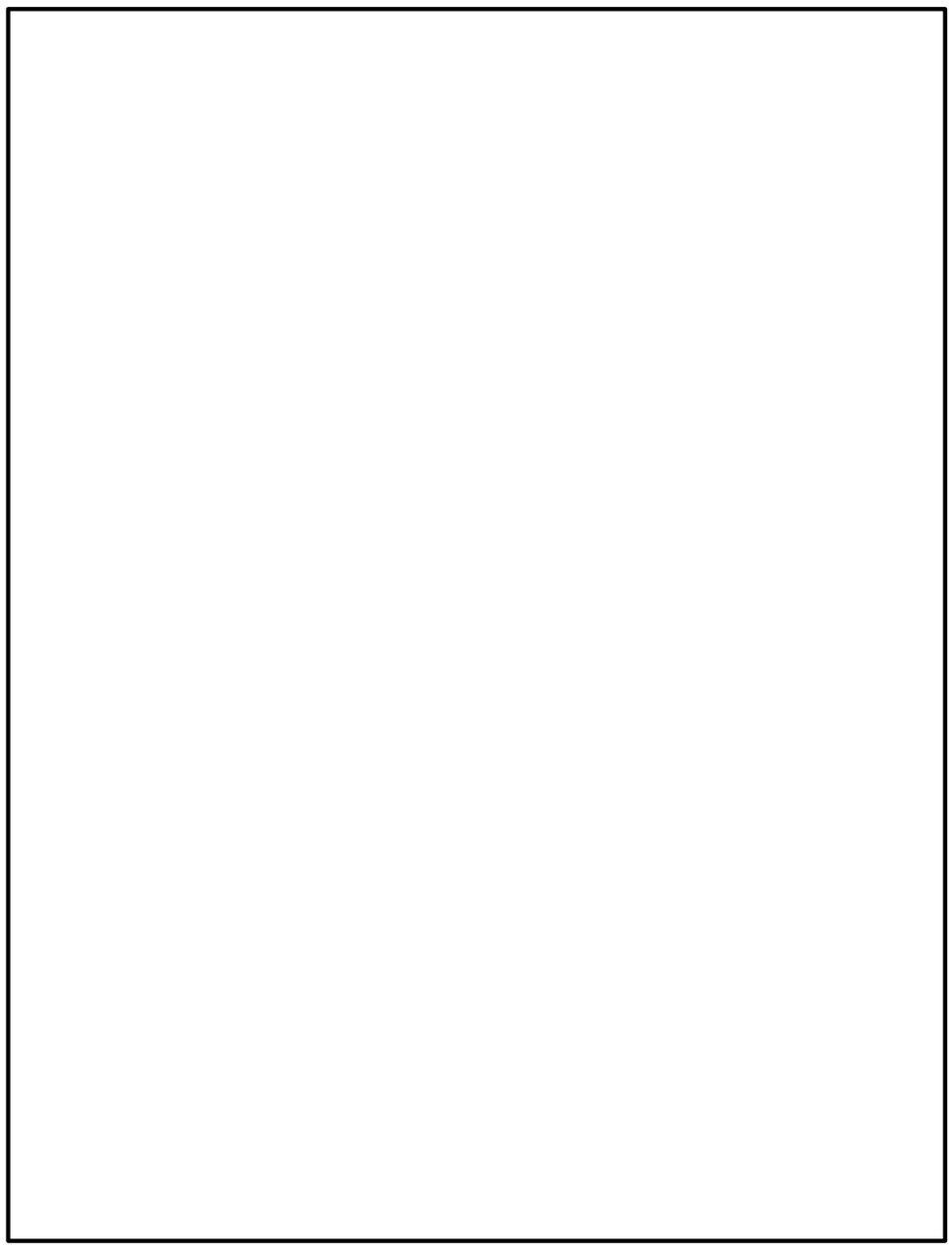
残留熱代替除去系等が復旧し，格納容器圧力制御が可能になった場合にあっても，仮に酸素濃度が５vol%に到達するおそれがある場合，格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって，格納容器内圧力が低い状態での排出となるが，炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため，その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され，原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは無視し得る程度となり，可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価，3.4　水素燃焼，添付資料 3.4.1　G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照）。

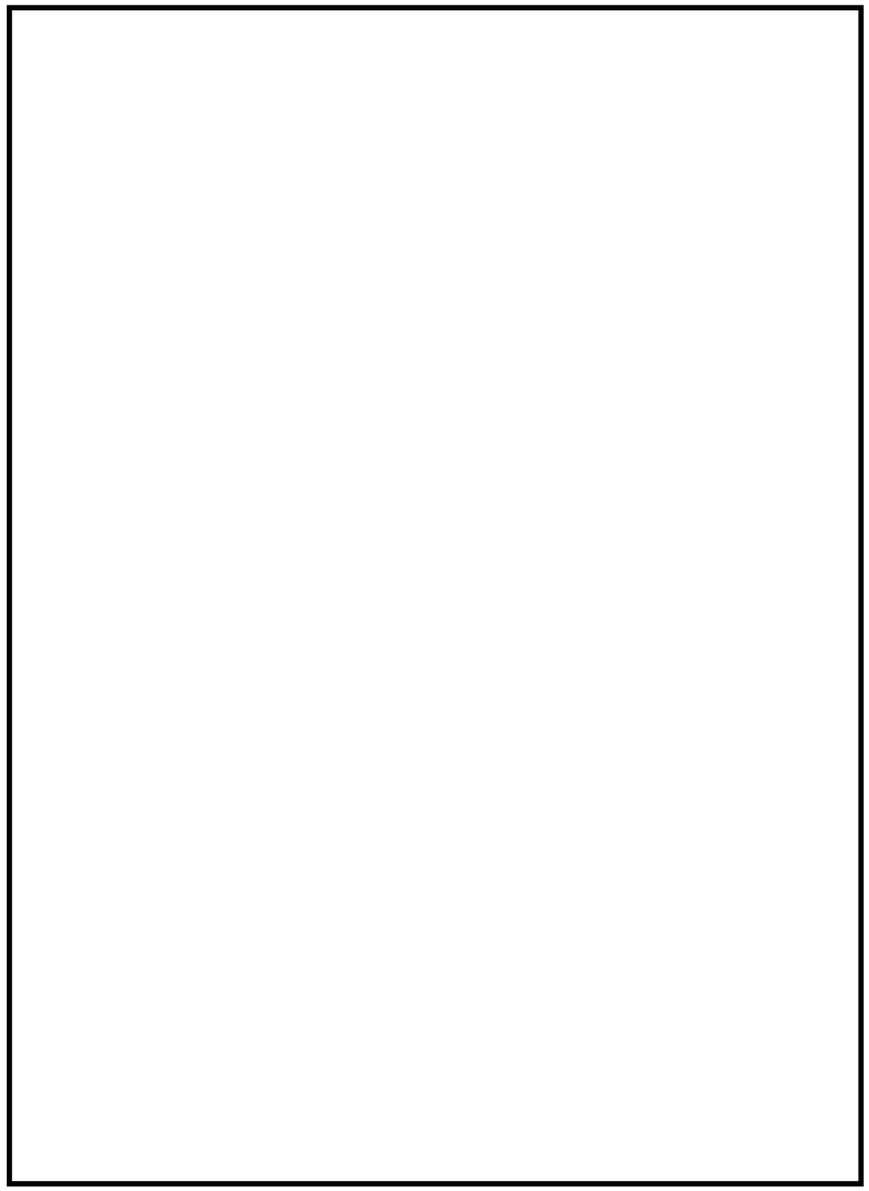
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
影響」　参照)。 b) 事象発生後8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法 この場合，機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ，多様な手段を確保することができる。 まず，可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで，水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また，a)と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり，水素ガス及び酸素ガスの処理については多様な手段を有する。 (4) 代替原子炉補機冷却系復旧以前における原子炉格納容器内の酸素濃度の推定 原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては，事故後の原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。 有効性評価においては，約 22.5 時間以前に原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界(5vol%)に至らないことを確認しているが，約 22.5 時間以前において原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する方法として，推定手段を整備している。 格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合，格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）又は格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と保守的な G 値(G(H2)=0.4，G(O2)=0.2)を入力とした評価結果（解析結果）により推定する。 推定可能範囲：0～約5vol%  図52-8-5 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内酸素濃度変化 また，格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）により，格納容器内圧力が正圧で	b.　事象発生後８日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法 この場合，機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ，多様な手段を確保することができる。 まず，可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで，水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また，a.と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり，水素ガス・酸素ガスの処理については多様な手段を有する。 (4)　代替パラメータによる原子炉格納容器内の酸素濃度の推定 原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては，事故後の原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。 原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器酸素濃度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器酸素濃度により推定する。 有効性評価においては，代替パラメータの格納容器酸素濃度は，原子炉補機代替冷却系が復旧する事象発生から約 10.5 時間後から計測が可能である。	・記載方針の相違

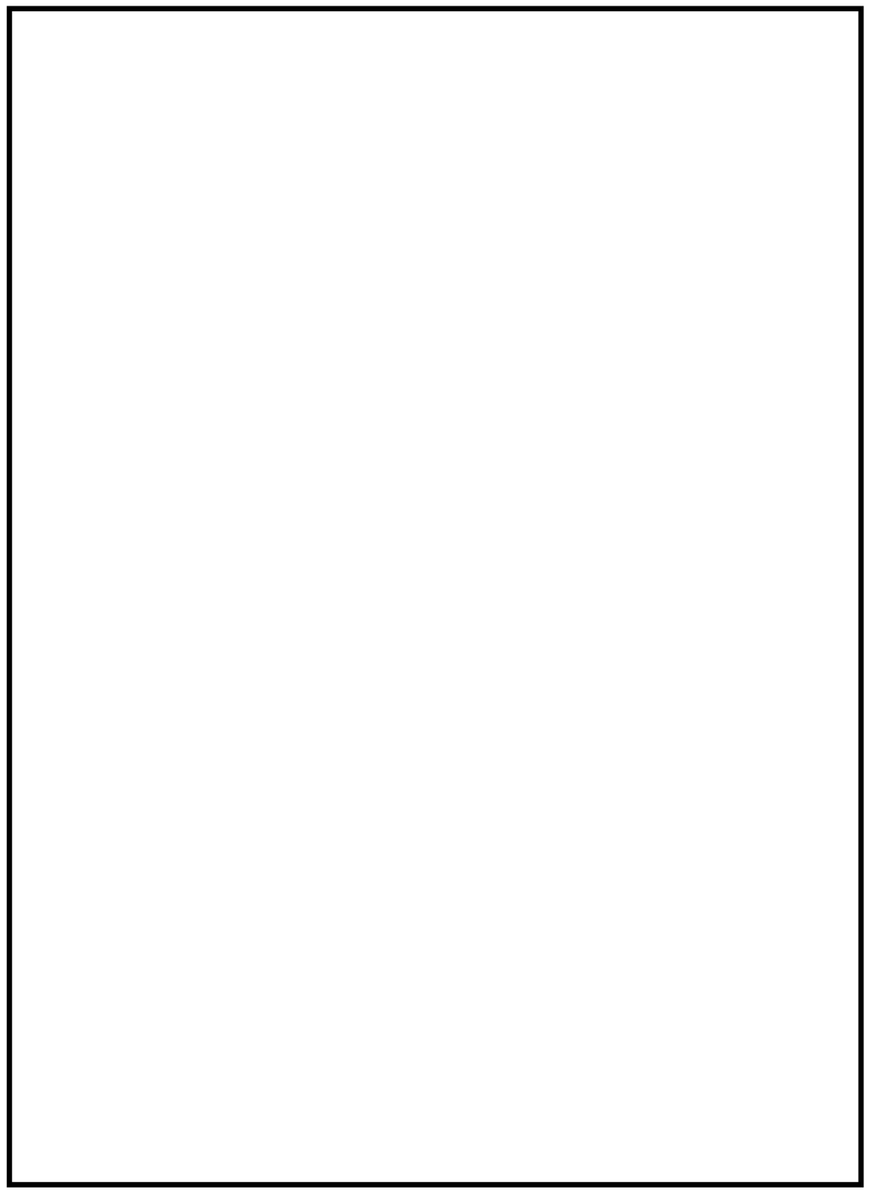
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
あることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。 なお，事故時操作手順において，格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には，原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止を目的として，格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）が［　　］以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内圧力の変化を図 52-8-6 に示す。有効性評価の結果では，格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており，原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。  図52-8-6 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内圧力の推移 炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果（解析結果）では，実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが，原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには，妥当な推定手段である。 また，格納容器内圧力を確認し，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握することは，炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果（解析結果）の信頼性を上げることとなるから，原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには，妥当な推定手段である。 なお，原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり，代替パラメータ（格納容器内雰囲気放射線レベル，格納容器内圧力）による格納容器内酸素濃度の傾向及びインリークの		

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
有無の傾向を把握でき，計器誤差（格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）の誤差：$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}Sv/h，N:-2～5，格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の誤差：$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}Sv/h，N:-2～5，格納容器内圧力（D/W）の誤差：±15kPa，格納容器内圧力（S/C）の誤差：±15.6kPa）を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。		

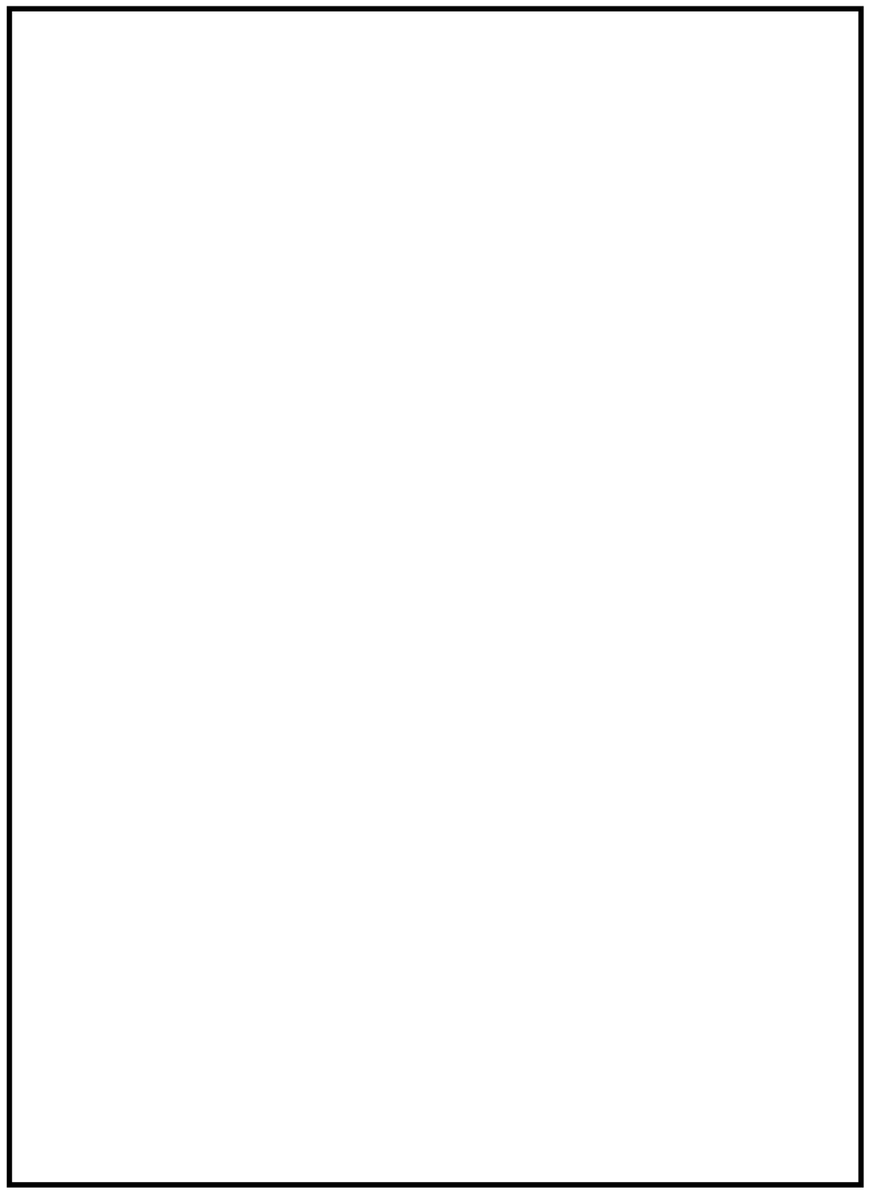
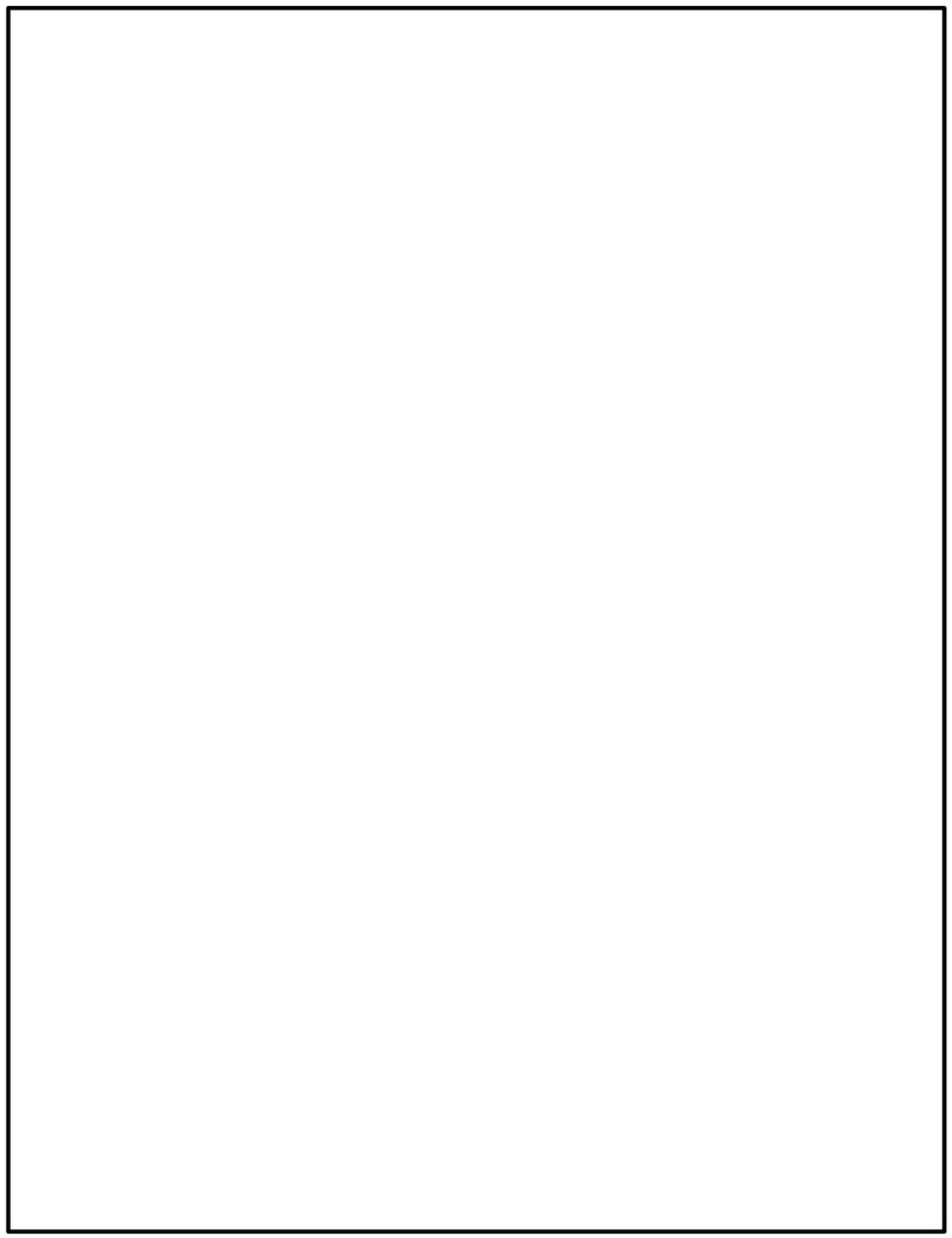
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
52-9 接続図	52-9 接続図	

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
 図52-9-1 接続図（建屋内接続 6/7 号炉原子炉建屋１階）	 図１　接続図	

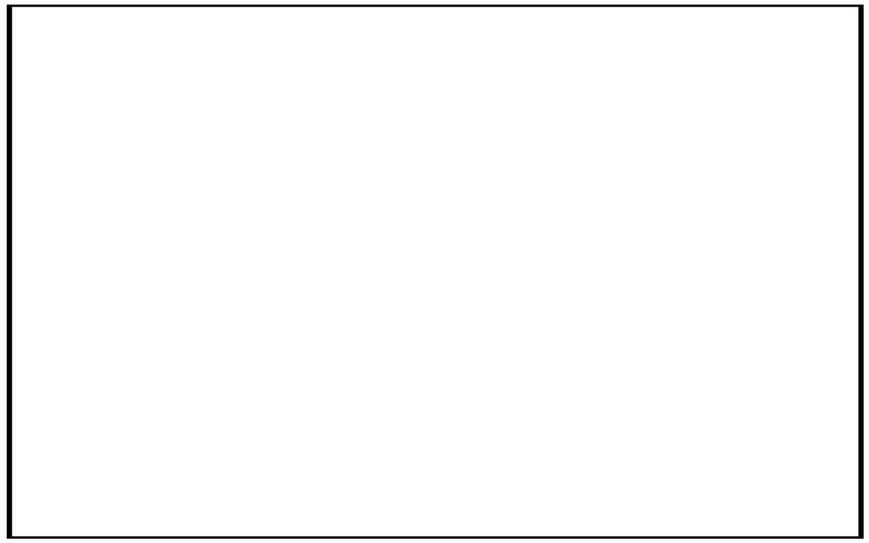
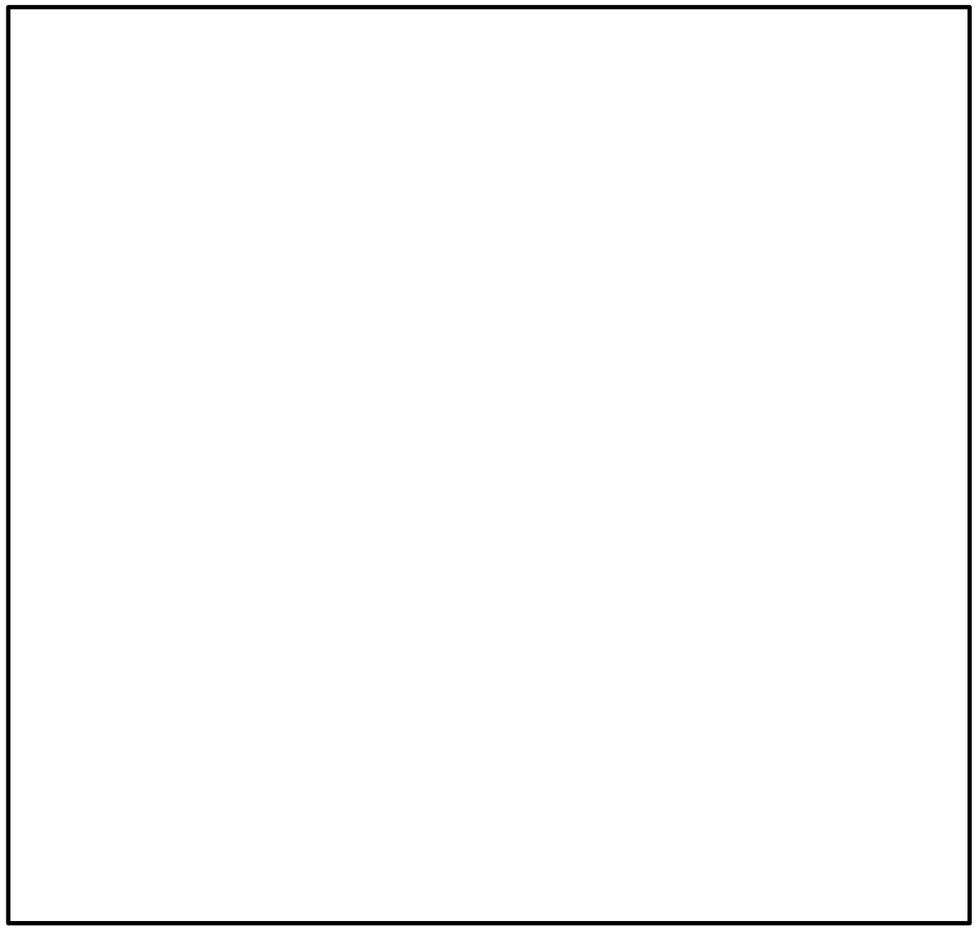
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図52-9-2 接続図(建屋内接続 6/7 号炉原子炉建屋2 階)		

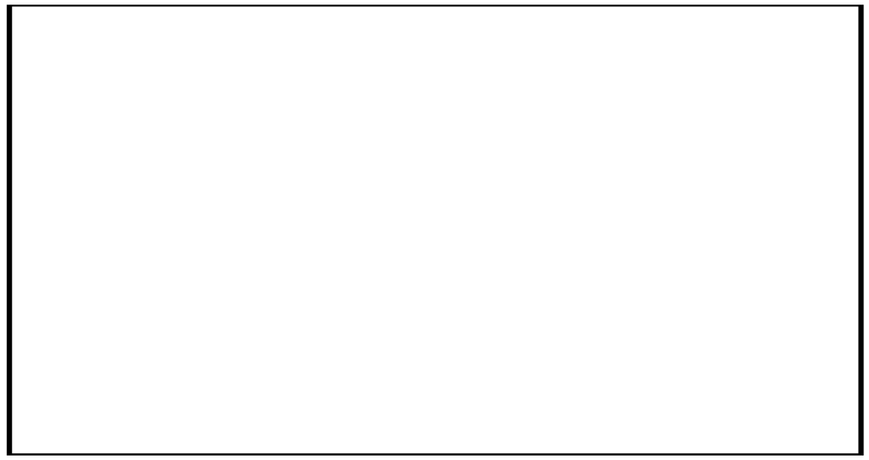
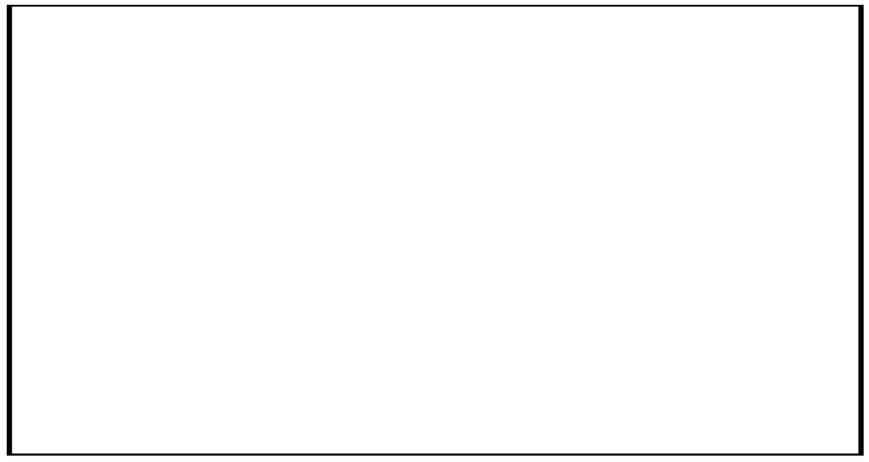
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図52-9-3 接続図（建屋内接続 6/7 号炉原子炉建屋3 階）		

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
52-10 保管場所図	52-10 保管場所	

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
 図52-10-1 屋外保管場所配置図（可搬型窒素供給装置）	 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
52-11 アクセスルート図	52-11 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
柏崎刈羽原子力発電所6 号及び7 号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋  図52-11-1 保管場所及びアクセルルート図	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  図１　保管場所及びアクセスルート図	

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
 図52-11-2 地・津波発生時震のアクセスルート  図52-11-3 森林火災発生時のアクセスルート		

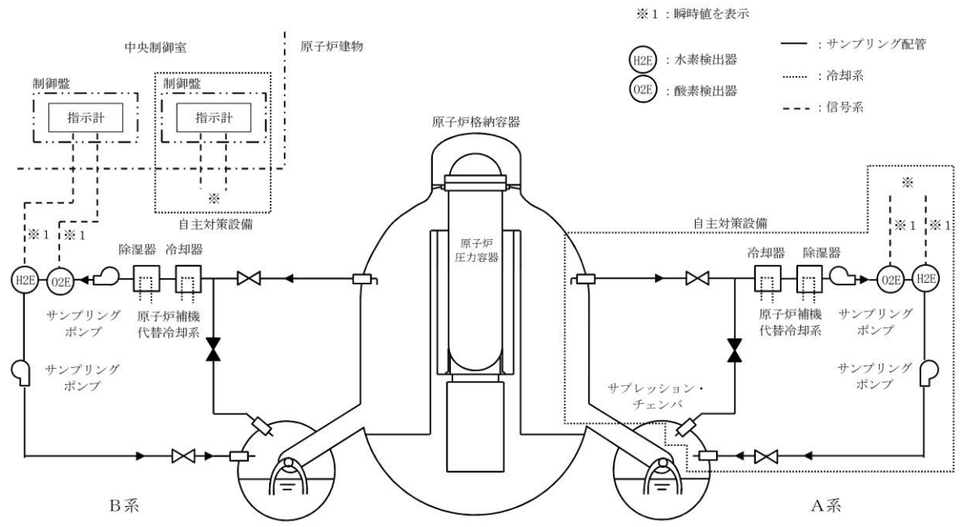
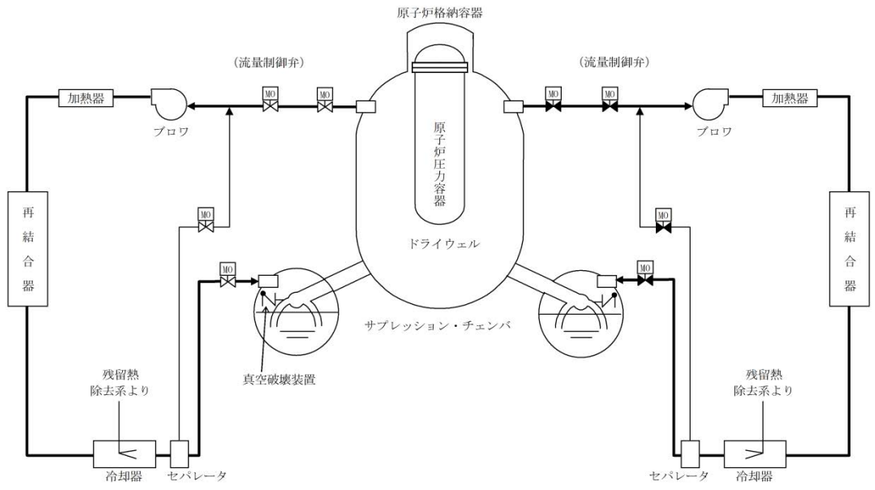
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図52-11-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート		

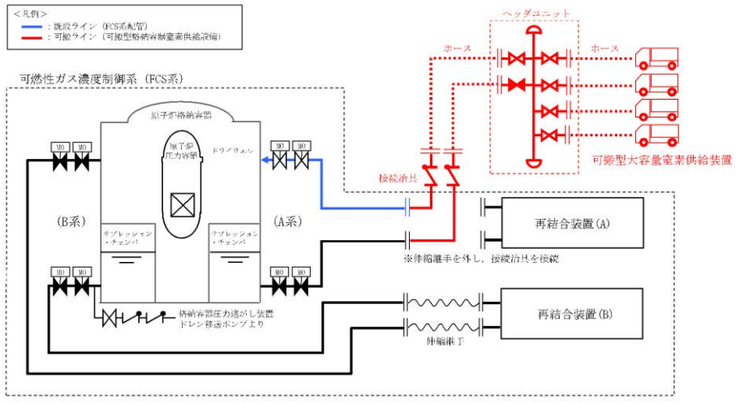
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
52-12 その他設備	52-12 その他設備	

その他設備

52-12 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
	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための自主対策設備の概要について以下に示す。 （１）原子炉格納容器内の水素濃度，酸素濃度監視 自主対策設備（原子炉格納容器内の水素濃度監視，酸素濃度監視）として，Ａ－格納容器水素濃度，Ａ－格納容器酸素濃度を使用する。 Ａ－格納容器水素濃度，Ａ－格納容器酸素濃度は，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定し，指示値を中央制御室で監視できる設計とする。 図１　原子炉格納容器水素・酸素濃度監視　配置図	・資料構成の相違 ・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
【可燃性ガス濃度制御系】 1. 設備概要 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度の抑制を行い，水素爆発による破損を防止する。 なお，可燃性ガス濃度制御系については設計基準事故対処設備として設置するものであることから，炉心の著しい損傷が発生した場合において可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。	 図２　原子炉格納容器水素・酸素濃度監視　概略系統図 （２）可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための自主対策設備として，可燃性ガス濃度制御系再結合器を使用する。 可燃性ガス濃度制御系再結合装置は，原子炉格納容器内のガス中の水素と酸素を再結合させる設計とする。  図３　可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御　概略系統図	・資料構成の相違

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
【可搬型格納容器窒素供給設備】 1.設備概要 中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。 重大事故等時に放射線分解により可燃性ガスが発生した場合，発電用原子炉運転中は常時原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため，事故発生直後に可燃性ガス濃度が可燃限界に至ることはないが，中長期的には，可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制する必要がある。また，崩壊熱の減少により原子炉格納容器内の水蒸気発生量が減少することにより原子炉格納容器内が負圧に至る可能性があることから，可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制し，原子炉格納容器の負圧破損を防止するため，可搬型格納容器窒素供給設備による窒素供給を行う。 本系統は，図52-12-1 に示すとおり，可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し，可搬型大容量窒素供給装置を現場にて操作することで，発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。  図52-12-1 可搬型格納容器窒素供給設備 系統概要図		・設備の相違 島根２号炉は，窒素ガス代替注入系を SA 設備とする

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
52-13 機器名称欄に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について		・島根２号は単独申請であり， 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

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

表52-13-1 機器名称覧に記載の弁名称と，正式名称・弁番号の関係について
（格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系）

52条	一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）	S/Cベント用出口隔離弁	T31-AO-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-AO-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-AO-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-AO-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-MO-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-MO-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-MO-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-MO-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-AO-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-AO-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-AO-F002	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-AO-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-MO-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	T22-MO-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-MO-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	T22-MO-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-AO-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-AO-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-AO-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-AO-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-MO-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-MO-F511
	耐圧強化ベント系 N_2パージ用元弁（タービン建屋側）	N_2パージ用元弁（タービン建屋側）	T22-F200	N_2パージ用元弁（タービン建屋側）	T22-F200
	耐圧強化ベント系 N_2パージ用元弁（二次格納施設側）	N_2パージ用元弁（二次格納施設側）	T22-F201	N_2パージ用元弁（二次格納施設側）	T22-F201
	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

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
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 目次 53-1　SA 設備基準適合性　一覧表 53-2　単線結線図 53-3　配置図 53-4　系統図 53-5　試験及び検査 53-6　容量設定根拠 53-7　その他設備	53 条　補足説明資料 53-1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表 53-2　単線結線図 53-3　配置図 53-4　系統図 53-5　試験及び検査 53-6　容量設定根拠 53-7　その他設備	

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
53-1 SA 設備基準適合性一覧表	53-1　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）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６号及び７号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 53 条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備					静的触媒式水素再結合器	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	53-3　配置図	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		その他	M
			関連資料		53-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂb
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａc
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	53-3　配置図	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		53-3　配置図 53-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的の SA 設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

53 条：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					静的触媒式水素処理装置	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	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	（周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				関連資料	53-3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	－
			関連資料		53-3 配置図，53-4 系統図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		その他	M
			関連資料		53-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Bb
			関連資料		53-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	53-3 配置図，53-4 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		重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A
			関連資料		53-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的の SA 設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	53-3 配置図，53-4 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

柏崎刈羽原子力発電所　６号及び７号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 53 条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備					静的触媒式水素再結合器動作監視装置	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	53-3　配置図	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		53-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂb
			関連資料		53-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａe
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		53-3　配置図 53-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象（同一目的のＳＡ設備あり）	B
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	53-2　単線結線図 53-3 配置図	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

53 条：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					静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	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	（周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				関連資料	53-3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	－
			関連資料		53-3 配置図，53-4 系統図	
		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		53-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂb
			関連資料		53-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａe
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	53-3 配置図，53-4 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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		53-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的の SA 設備あり）	B
				サポート系要因	対象（サポートあり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	53-2 単線結線図，53-3 配置図，53-4 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

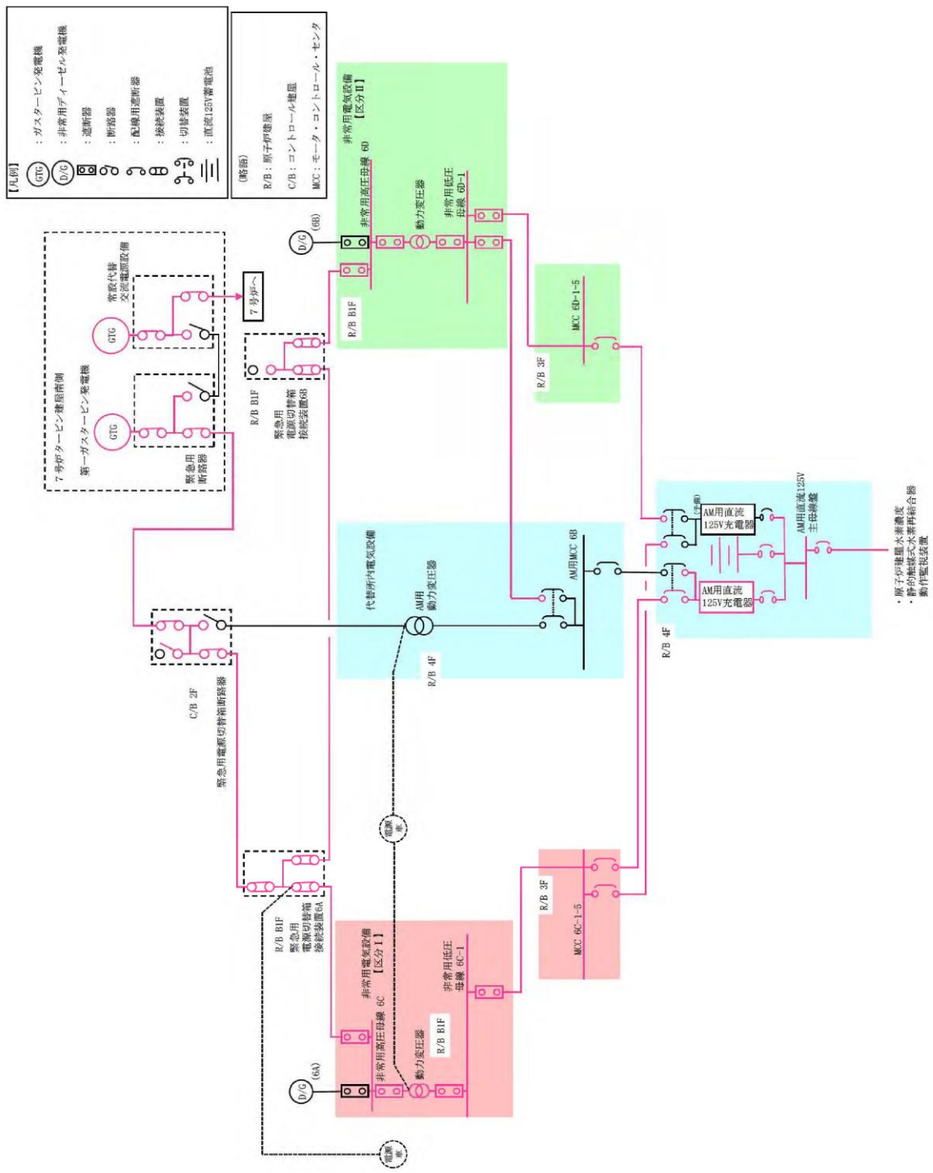
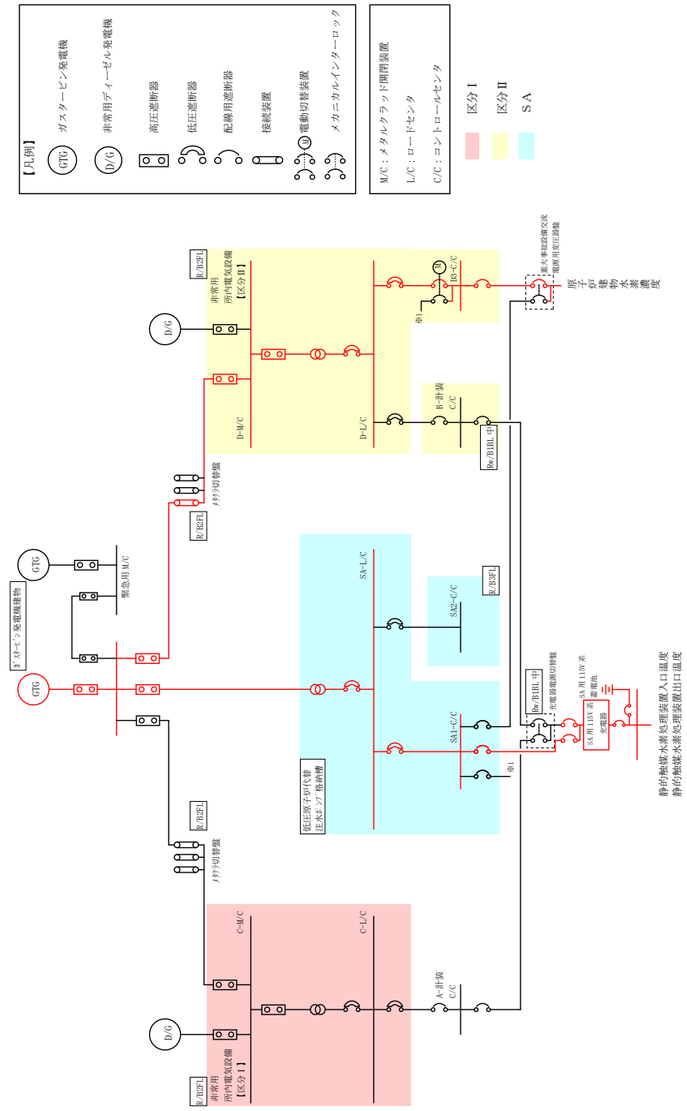
柏崎刈羽原子力発電所　６号及び７号炉　SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

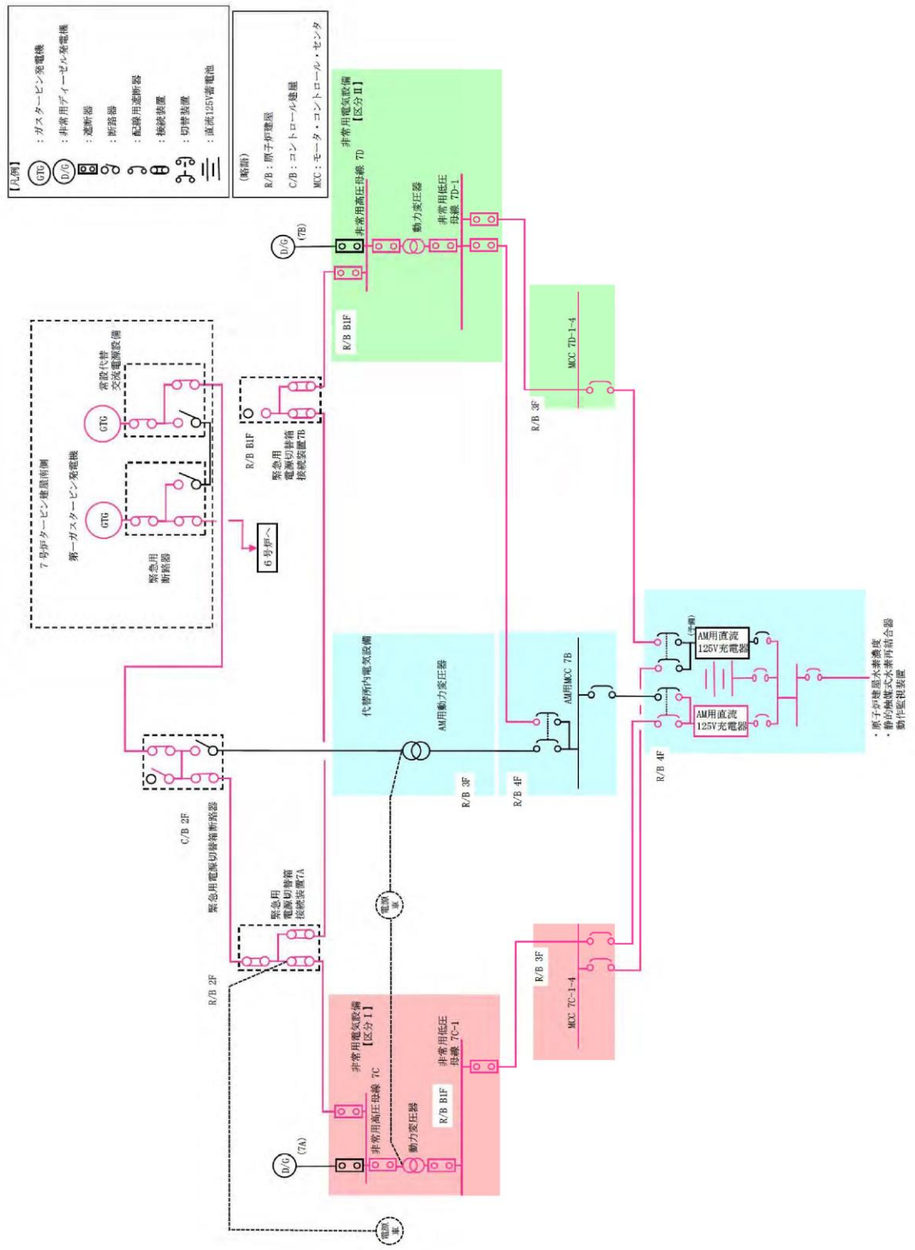
第 53 条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備					原子炉建屋水素濃度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	53-3　配置図	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		53-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		53-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		53-3　配置図 53-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象（同一目的のＳＡ設備あり）	Ｂ
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	53-2　単線結線図 53-3 配置図	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

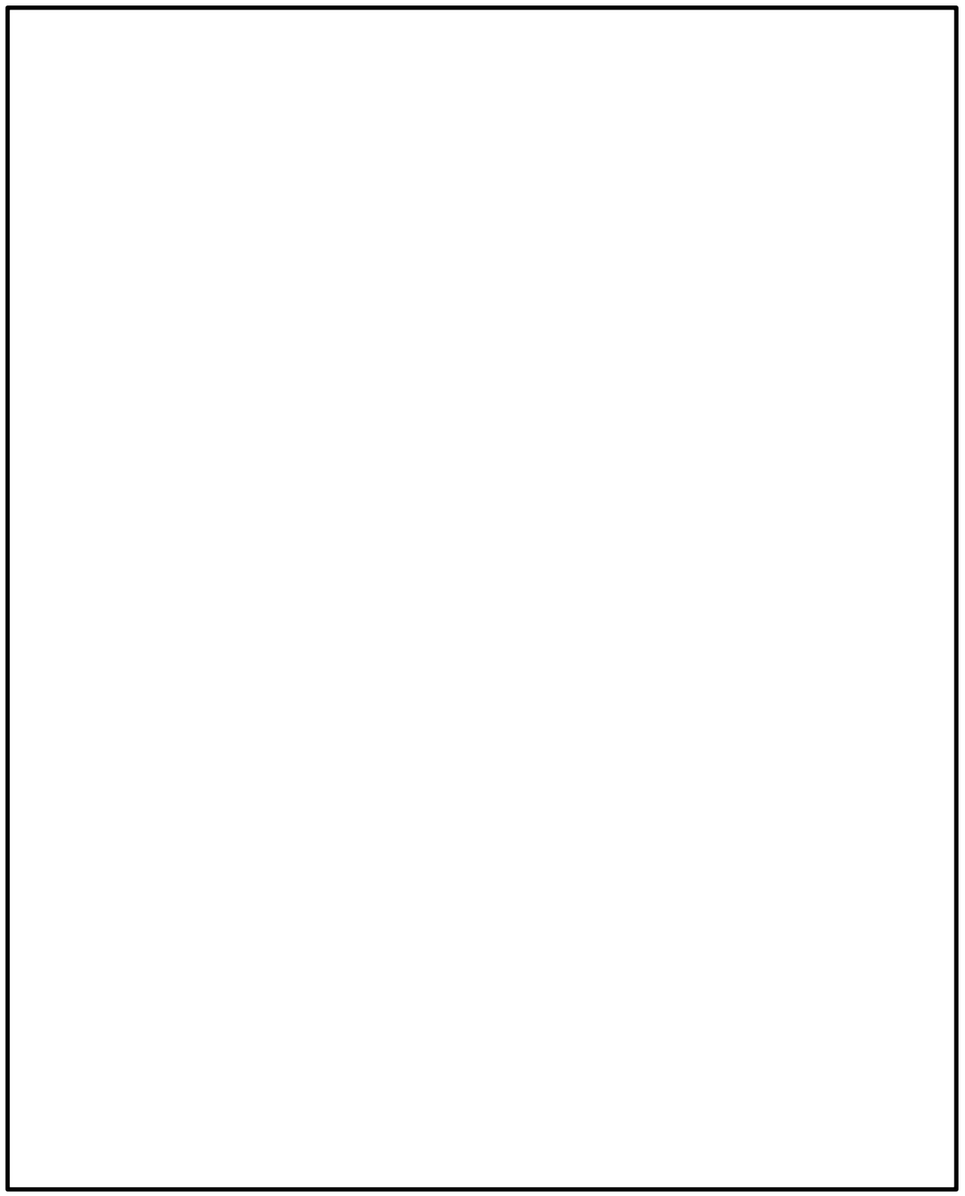
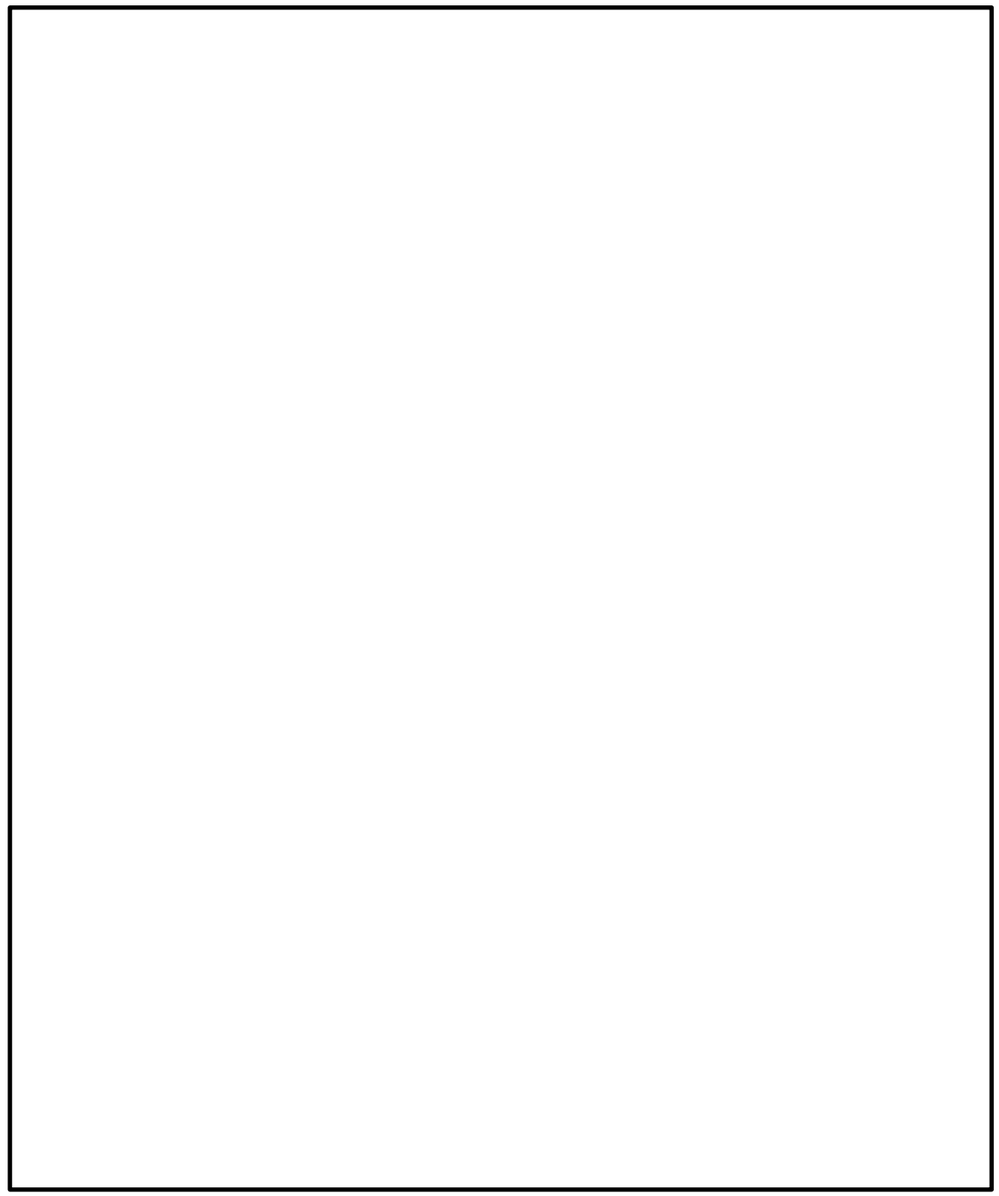
53 条：水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備					原子炉建物水素濃度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				関連資料	53-3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	－
			関連資料		53-3 配置図，53-4 系統図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		53-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Bb
			関連資料		53-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ae
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	53-3 配置図，53-4 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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		53-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的の SA 設備あり）	B
				サポート系要因	対象（サポートあり）－異なる駆動源又は冷却源	Ca
				関連資料	53-2 単線結線図，53-3 配置図，53-4 系統図	

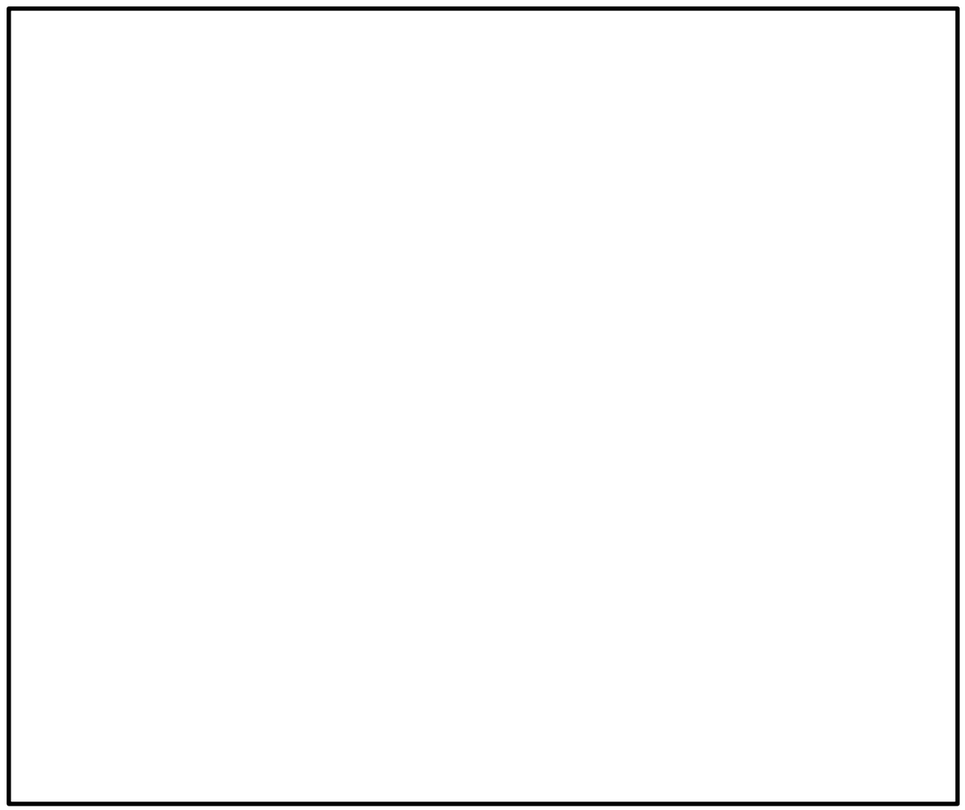
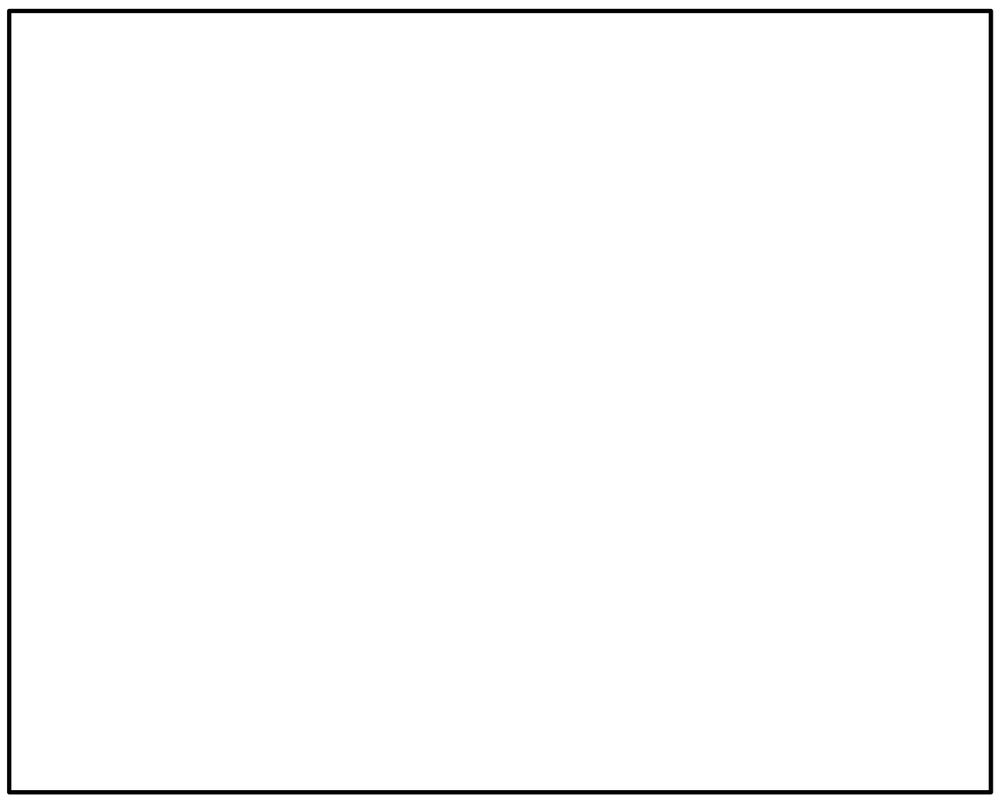
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
53-2　単線結線図	53-2　単線結線図	

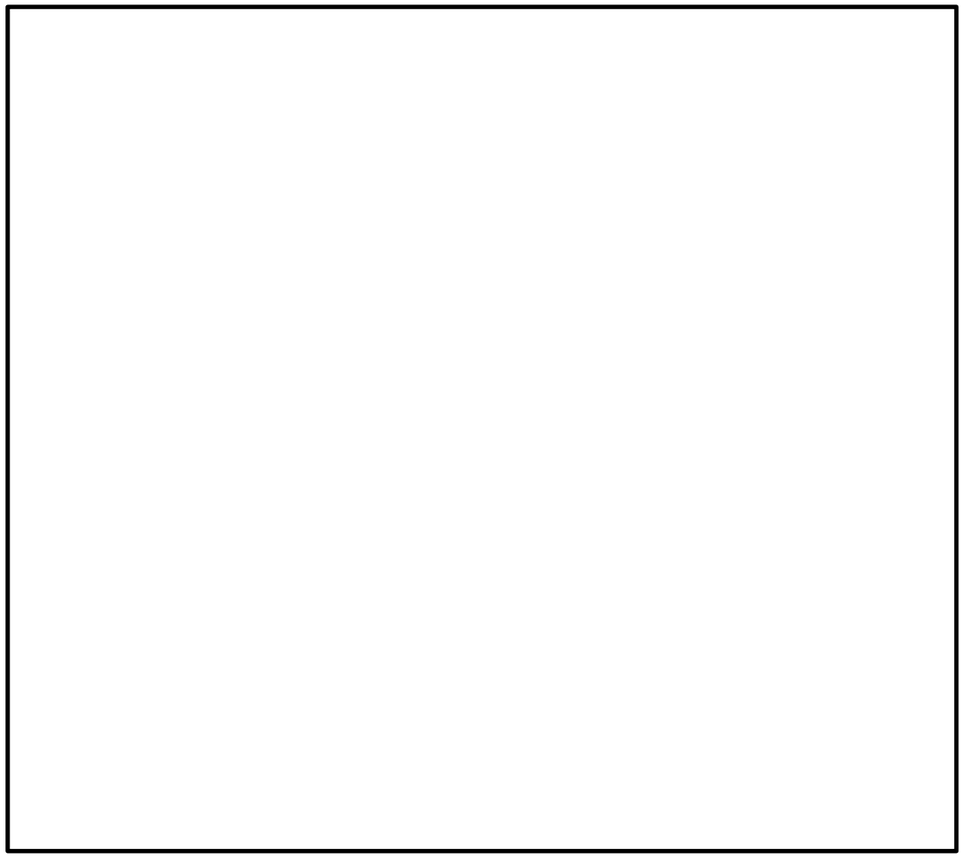
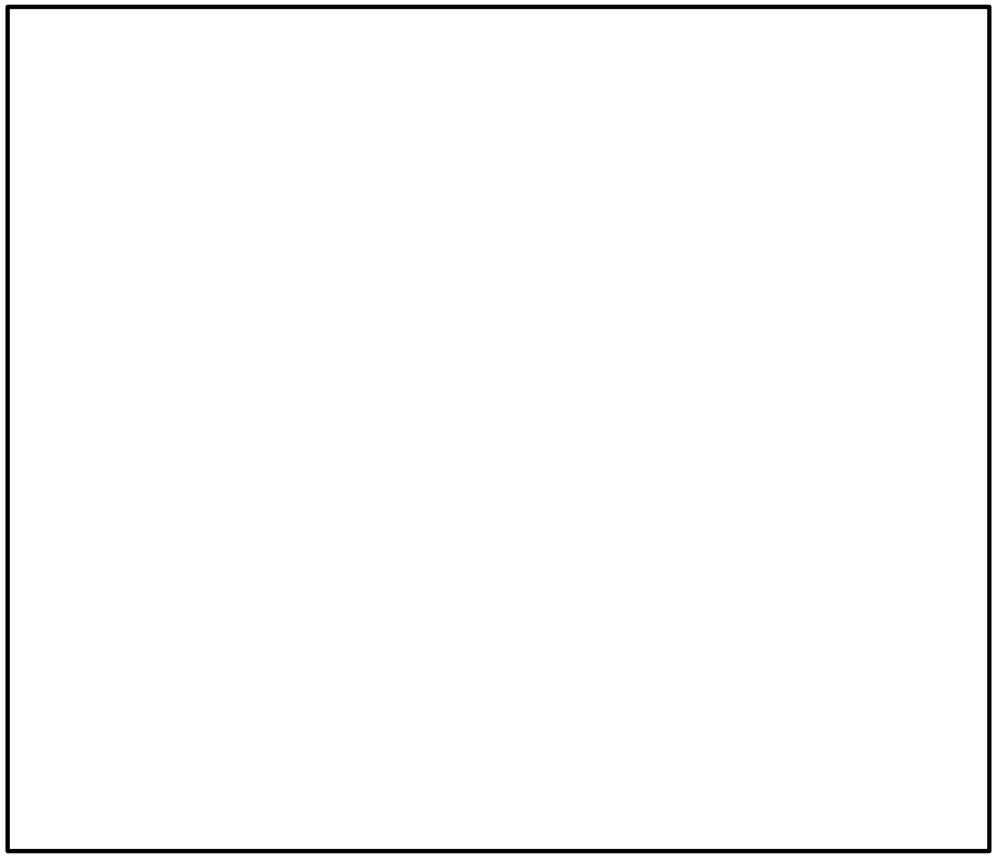
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		・設備の相違
図１　単線結線図（６号炉）	図１　単線結線図	

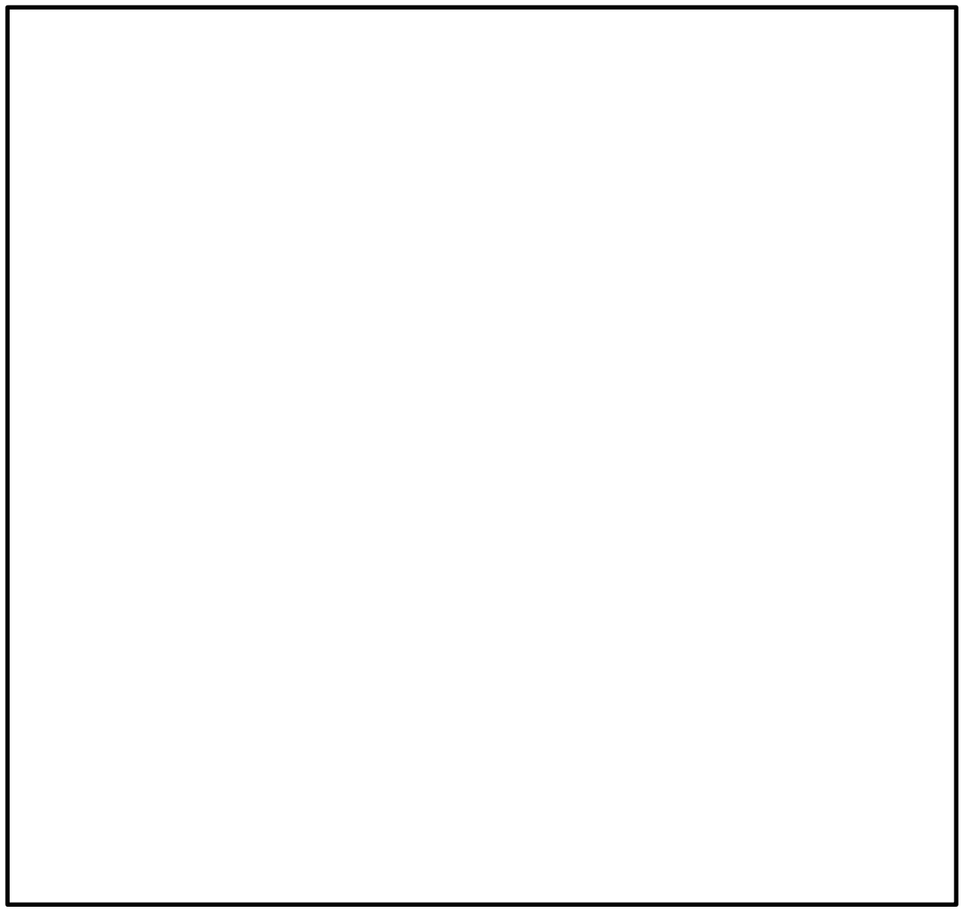
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図２　単線結線図（７号炉）	・設備の相違

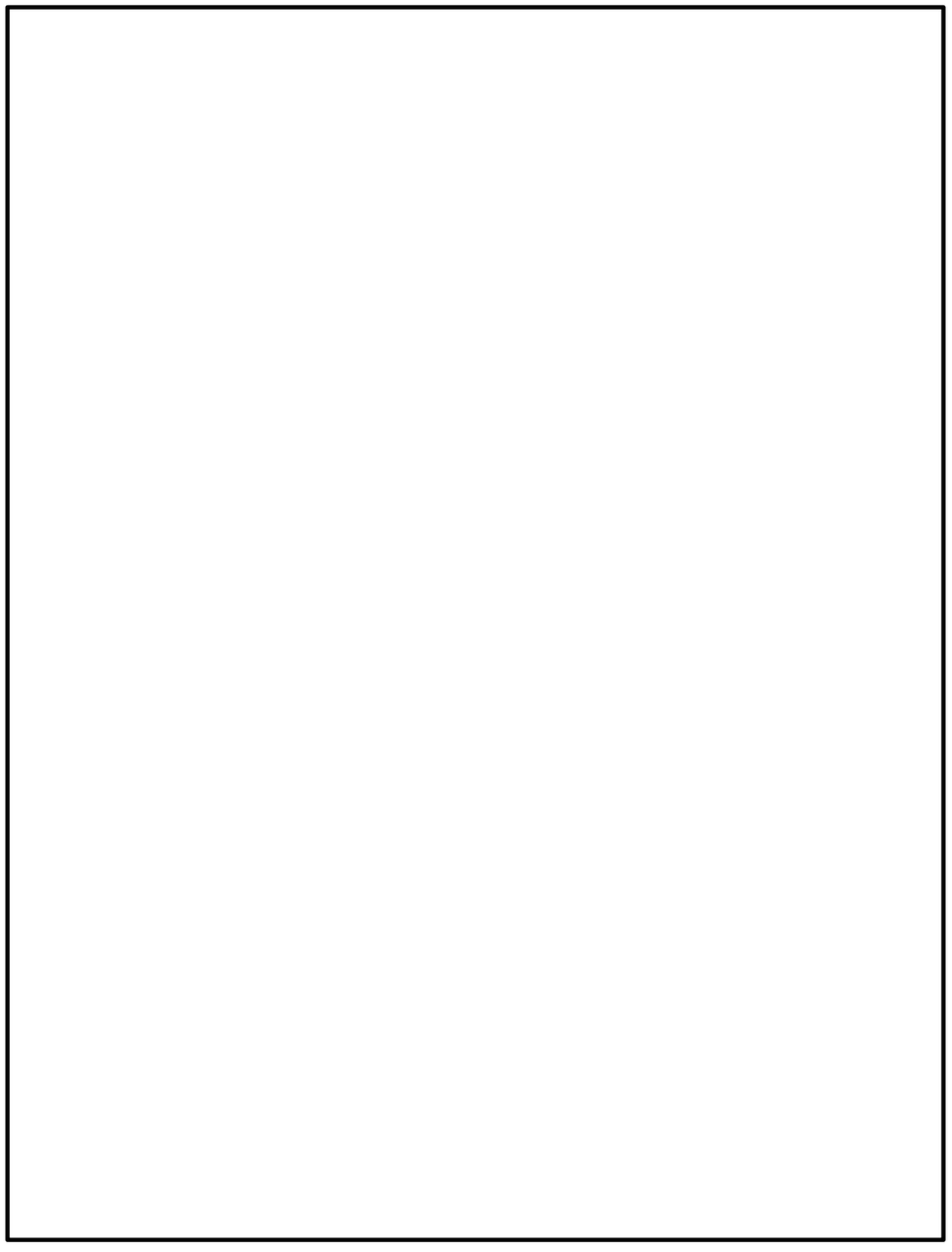
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
53-3 配置図	53-3 配置図 取付箇所：常設設備の配置及び可搬型設備を使用時に取り付ける箇所 保管場所：可搬型設備を保管している場所 接続箇所：可搬型設備を常設設備に接続する箇所 ：重大事故等対処設備を示す。	

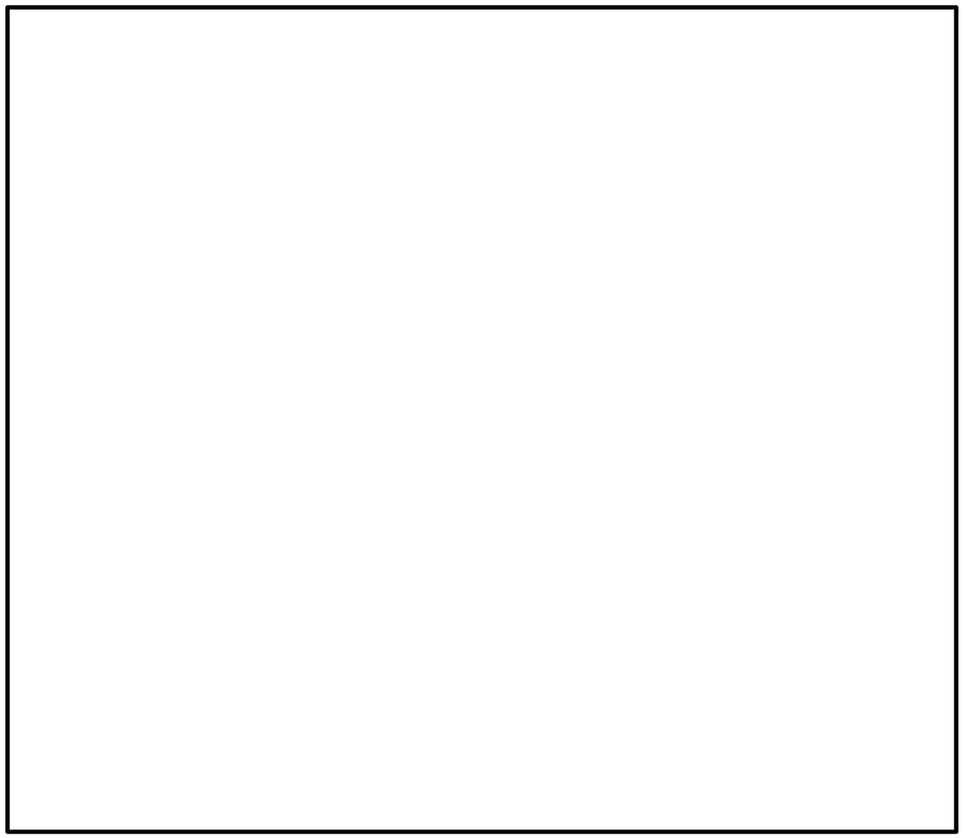
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図１　機器配置図（６号炉原子炉建屋地上４階）	 図１　機器配置図（原子炉建物４階）	

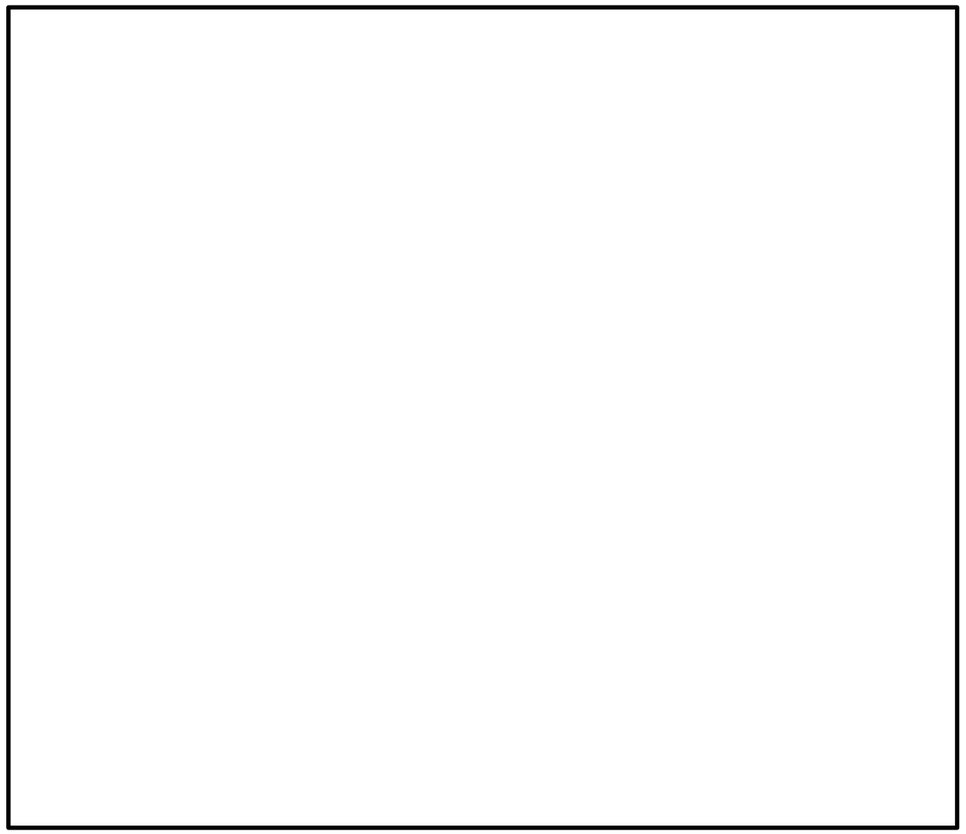
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図２　機器配置図（６号炉原子炉建屋地上２階）	 図２　機器配置図（原子炉建物２階）	

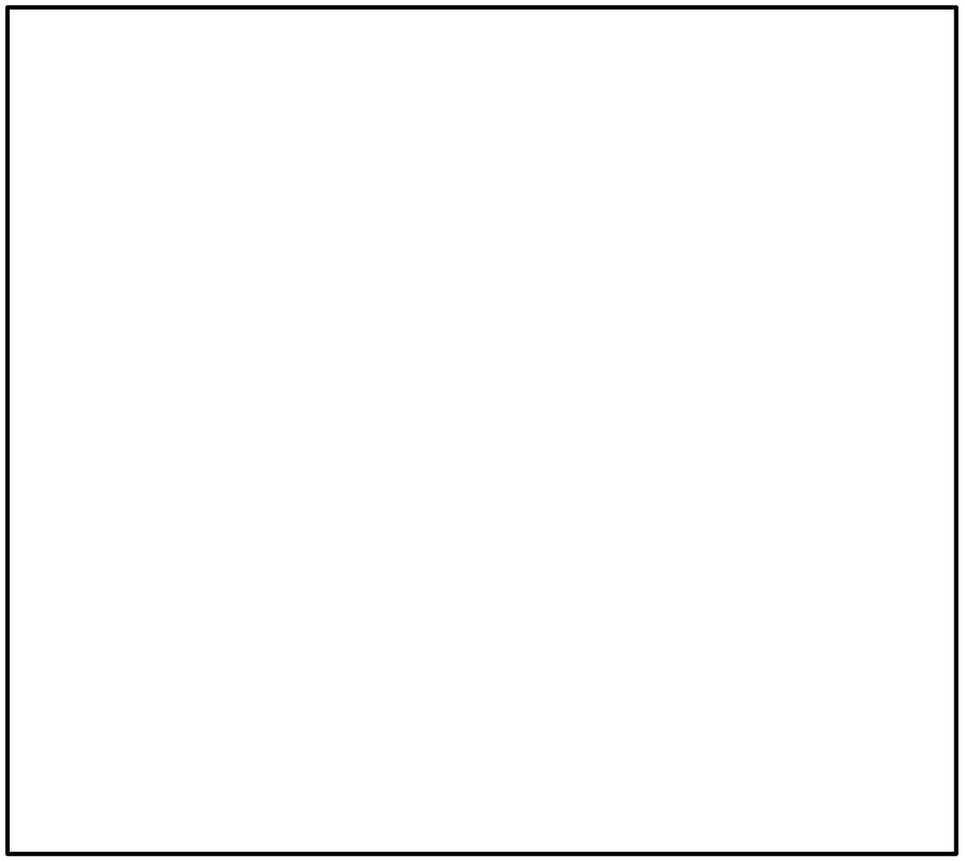
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図３　機器配置図（６号炉原子炉建屋地下１階）	 図３　機器配置図（原子炉建物１階）	

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４　機器配置図（６号炉原子炉建屋地下２階）		

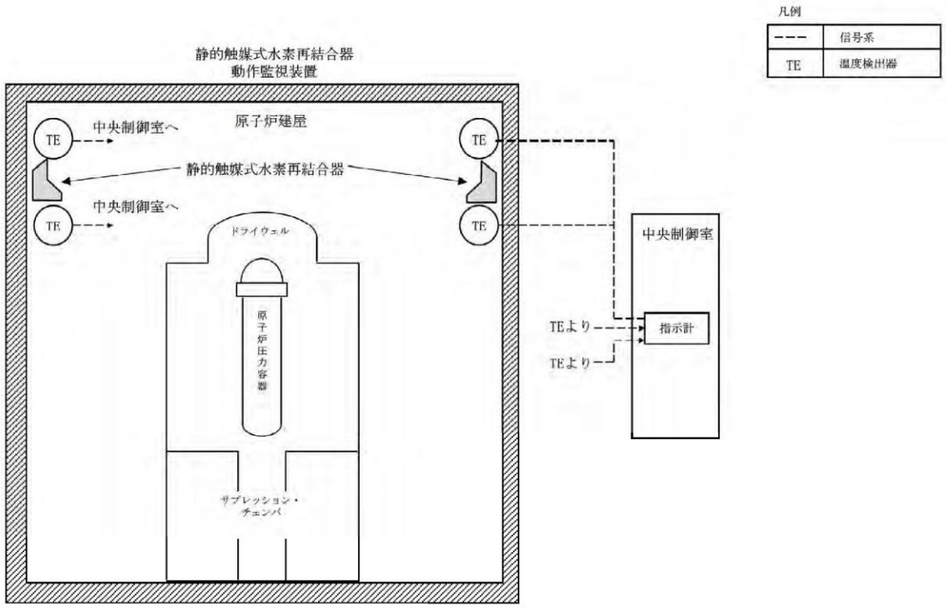
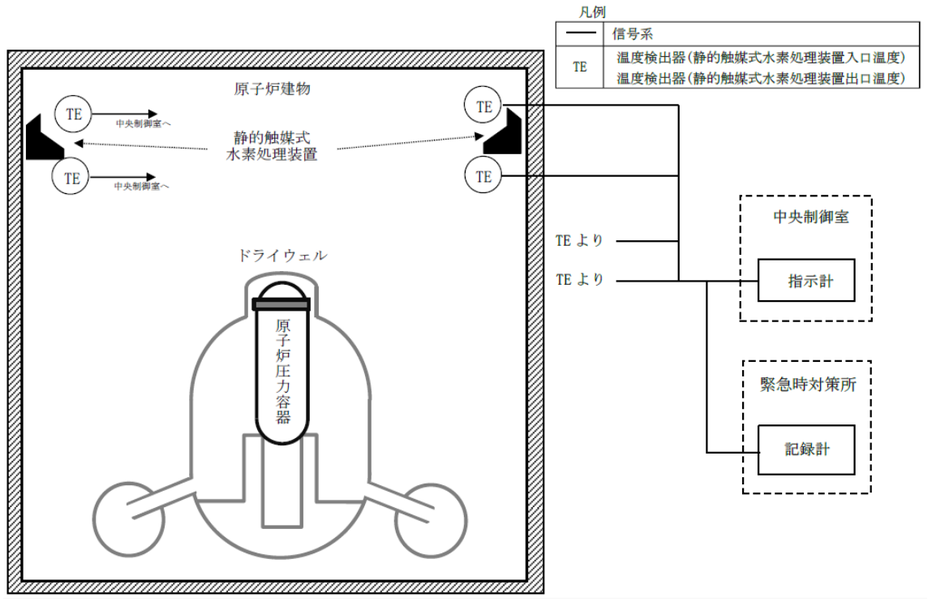
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図５　機器配置図（７号炉原子炉建屋地上４階）		

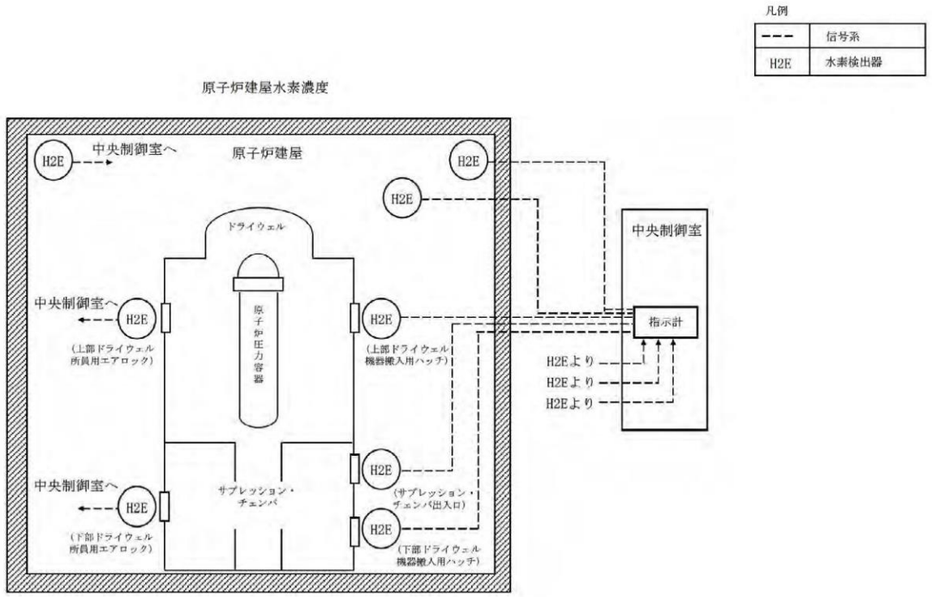
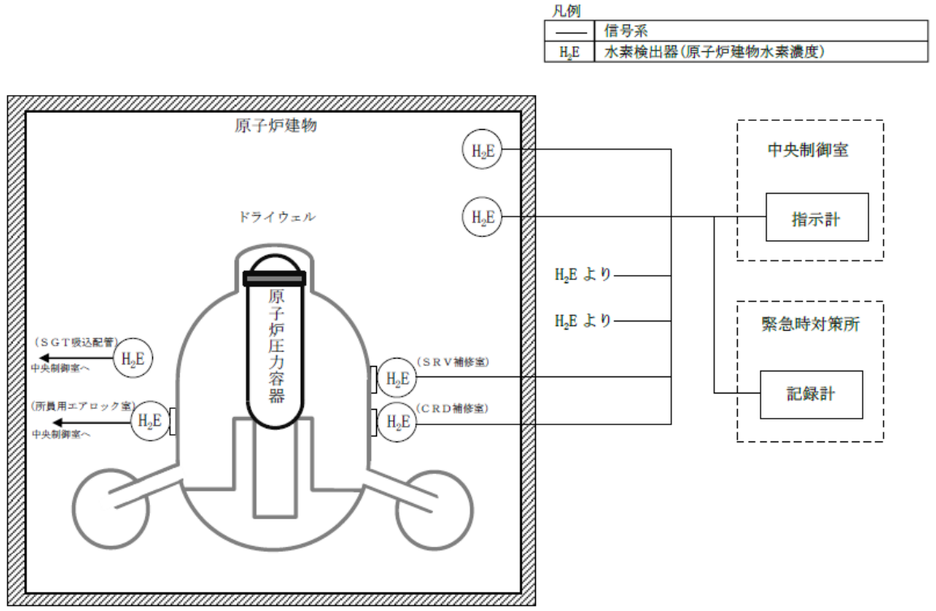
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図６　機器配置図（７号炉原子炉建屋地上２階）		

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７　機器配置図（７号炉原子炉建屋地下１階）		

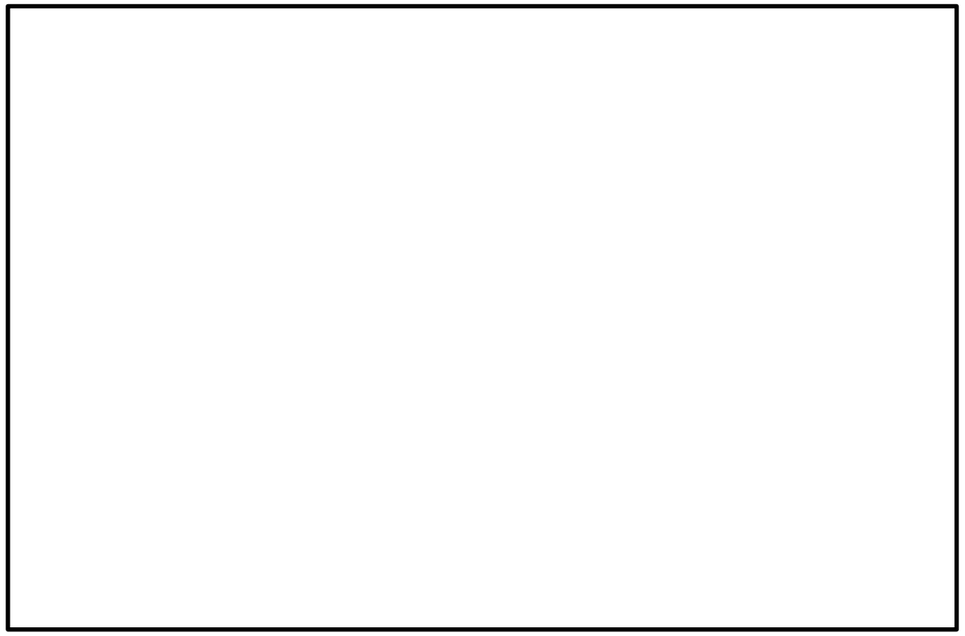
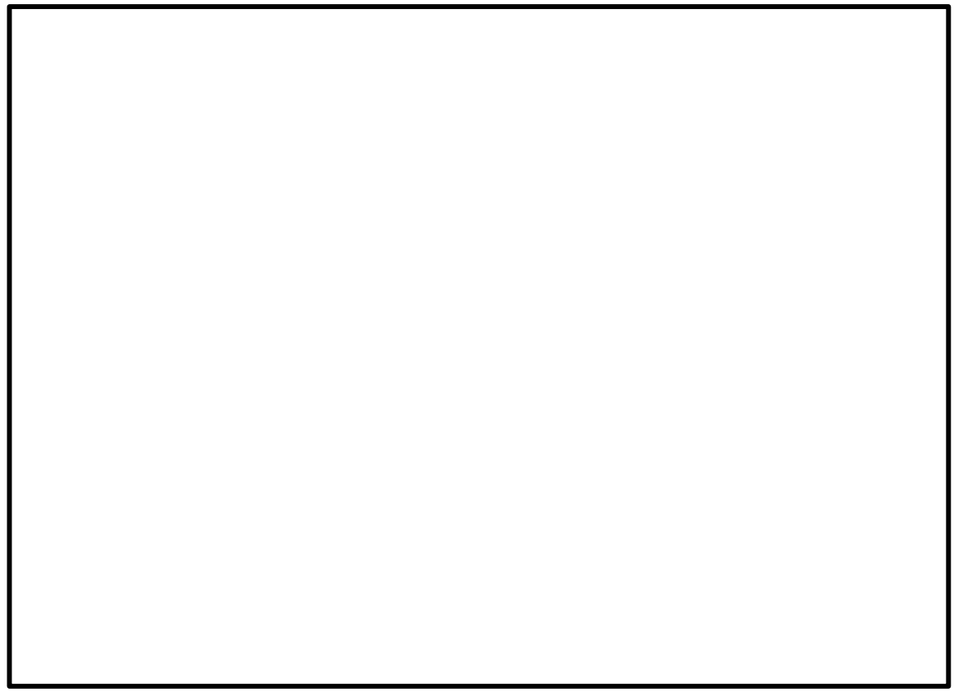
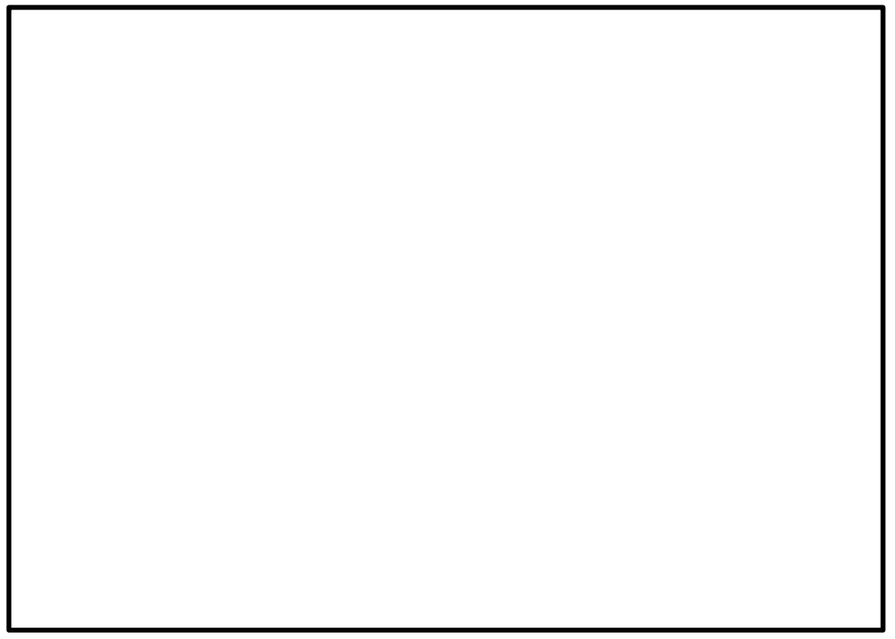
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図８　機器配置図（７号炉原子炉建屋地下２階）		

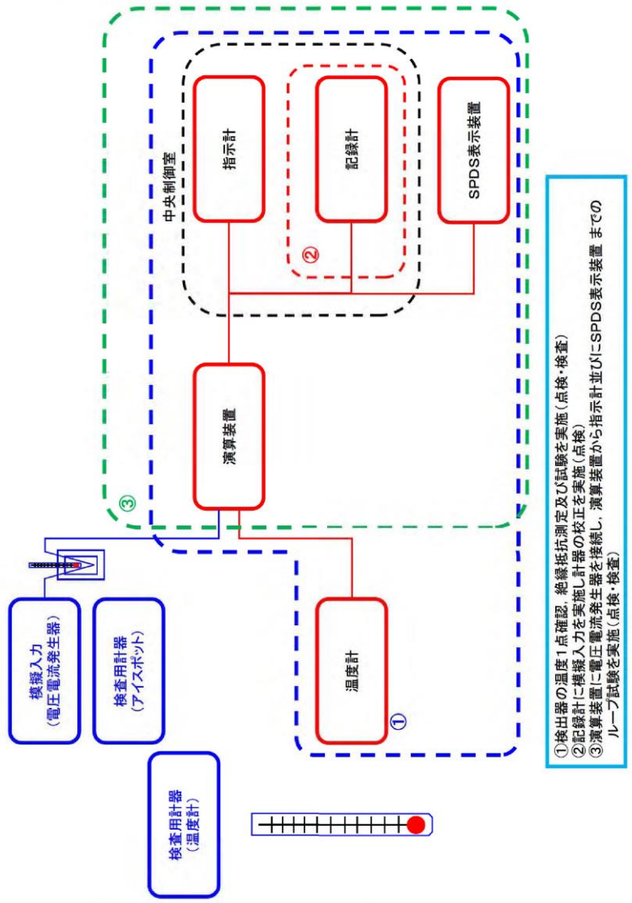
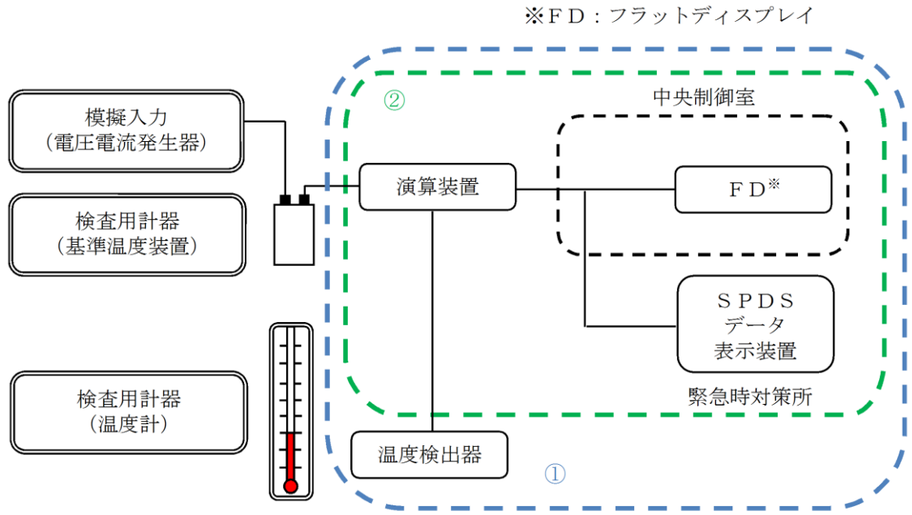
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
53-4 系統図	53-4 系統図	

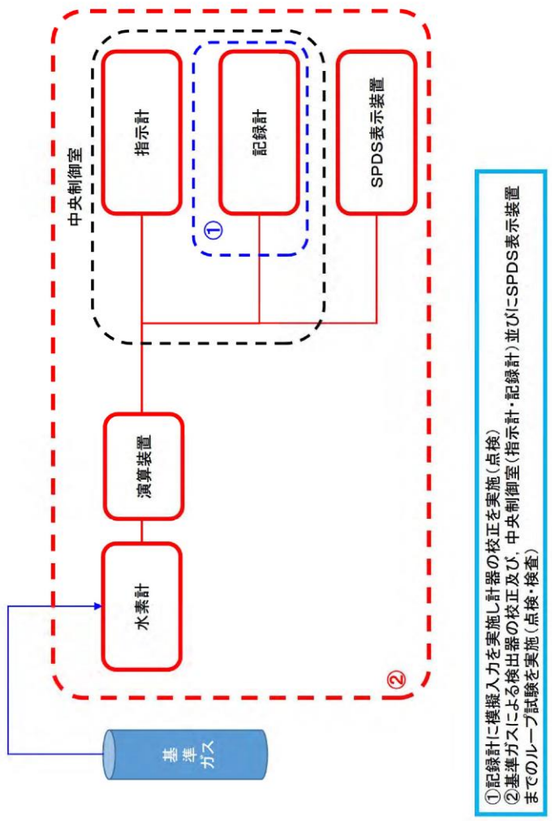
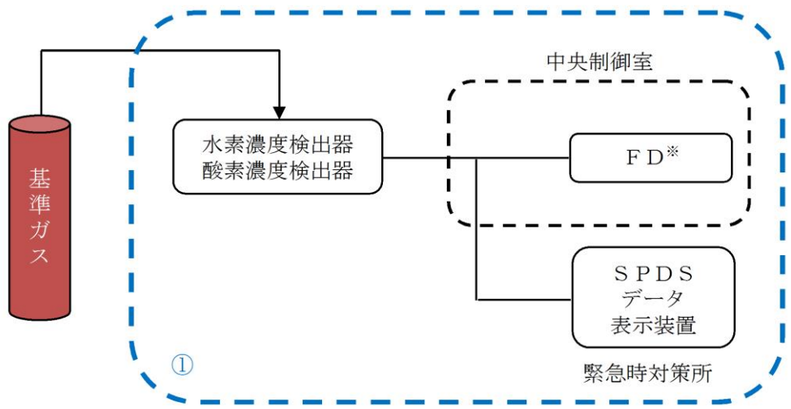
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1．計装設備の系統概要図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置，原子炉建屋水素濃度の系統概要図を図１及び２に示す。  図１　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図	1．計装設備の系統概要図 静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度の系統概要図を図１及び２に示す。  図１　静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図	・設備の相違

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
 図２　原子炉建屋水素濃度の系統概要図	 図２　原子炉建物水素濃度の系統概要図	・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
53-5　試験及び検査	53-5　試験及び検査	

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１　静的触媒式水素再結合器の試験及び検査（6 号炉の例）	 図１　構造図（静的触媒式水素処理装置）  図２　静的触媒式水素処理装置の試験及び検査	

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
○計装設備の試験・検査について  図２　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験及び検査	※ＦＤ：フラットディスプレイ  ① 検出器の温度１点確認，絶縁抵抗測定を実施（点検・検査） ② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査） 図３　静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の試験及び検査	・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
	※ＦＤ：フラットディスプレイ  ① 基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）	
図３　原子炉建屋水素濃度の試験及び検査	図４　原子炉建物水素濃度の試験及び検査	・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
53-6 容量設定根拠	53-6 容量設定根拠	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

・静的触媒式水素再結合器

名　　　　　　称		静的触媒式水素再結合器
水　素　処　理　容　量	kg/h/個	約 0.25 （水素濃度 4.0vol%，100℃，大気圧において）
最　高　使　用　温　度	℃	300
個　　　　　　数	個	56

【設　定　根　拠】

静的触媒式水素再結合器（以下「ＰＡＲ」という)は，常設重大事故等対処設備として設置する。

ＰＡＲは，重大事故等時において，原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し，水素爆発を防止する機能を有する。この設備は，触媒カートリッジ，ハウジング等の静的機器で構成し，運転員による起動操作を行うことなく，原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

1.　水素処理容量

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては，設置場所に配慮して，触媒カートリッジがＰＡＲ１台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプを採用する。メーカによる開発試験を通じて，NIS 社製 PAR の１個あたりの水素処理容量は，水素濃度，雰囲気圧力，雰囲気温度に対して，以下の式で表される関係にあることが示されている。

ＰＡＲの基本性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3{,}600 \times SF$$ ・・・・・・・・・・・・・・・・（式１）

DR　：水素処理容量（kg/h/個）
A　：定数
C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度(vol%)
P　：圧力(10^5Pa)
T　：温度(K)
SF　：スケールファクター

スケールファクターSF について，6 号及び 7 号炉は PAR-11 タイプを採用し，PAR には各々 11 枚の触媒カートリッジが装荷されるため，SF ＝「11/88」となる。スケールファクターの妥当性については別添資料－3 の「2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について」で示す。

島根原子力発電所　２号炉

名　　　　　　称		静的触媒式水素処理装置
水　素　処　理　容　量	kg/h/個	約 0.50 （水素濃度４vol%，温度 100℃，大気圧において）
最　高　使　用　温　度	℃	300
個　　　　　　数	個	18

【設　定　根　拠】

静的触媒式水素処理装置（以下「ＰＡＲ」という)は，常設重大事故等対処設備として設置する。

ＰＡＲは，重大事故等時において，原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し，水素爆発を防止する機能を有する。この設備は，触媒カートリッジ，ハウジング等の静的機器で構成し，運転員による起動操作を行うことなく，原子炉格納容器から原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

1.　水素処理容量

島根原子力発電所２号炉においては，触媒カートリッジがＰＡＲ１個につき 22 枚設置されるＰＡＲ－22 タイプを採用する。製造メーカ（ＮＩＳ社）による開発試験を通じて，ＮＩＳ社製ＰＡＲの１個当たりの水素処理容量は，水素濃度，雰囲気圧力，雰囲気温度に対して，以下の式で表される関係にあることが示されている。

（ＰＡＲの基本性能評価式）

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3{,}600 \cdot SF$$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・（式１）

DR　：再結合効率（kg/h/個）
A　：定数
C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度(vol%)
P　：圧力(10^5Pa)
T　：温度(K)
SF　：スケールファクタ

スケールファクタ SF について，ＰＡＲ－22 タイプを採用し，ＰＡＲには各々22 枚の触媒カートリッジが装荷されるため SF=「22/88」となる。

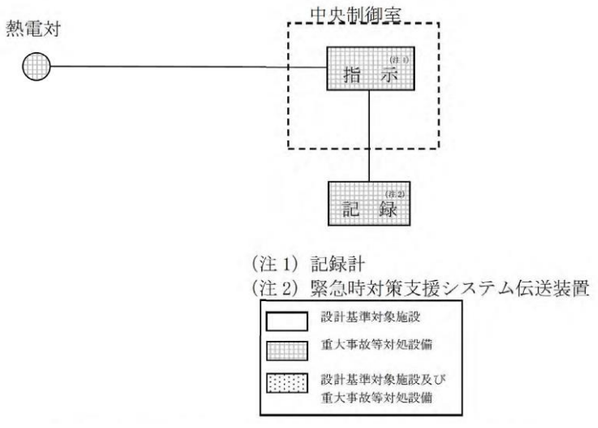
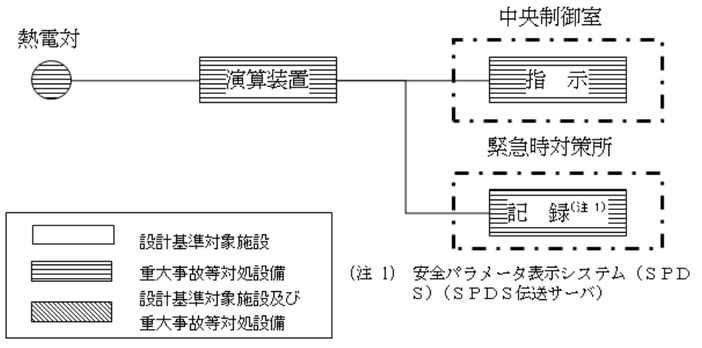
スケールファクタの妥当性については，別添資料－３の「2.2.3　静的触媒式水素処理装置の性能試験について」で示す。

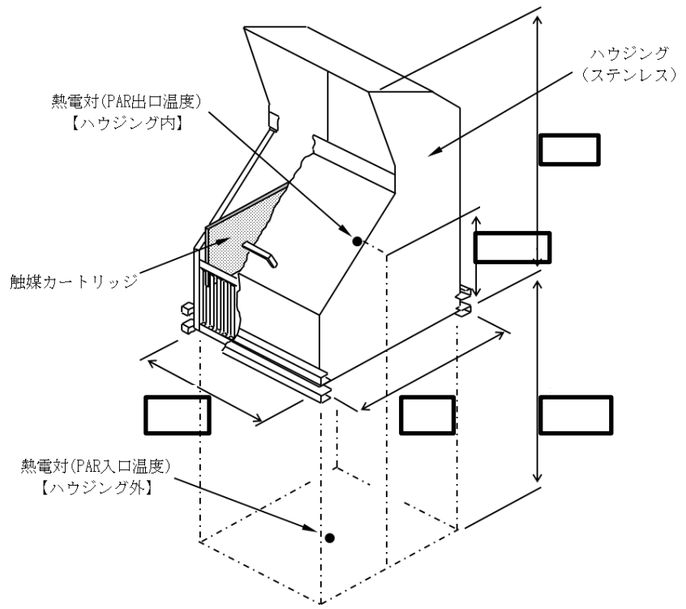
備考

・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
これらに以下の条件を想定し，ＰＡＲの水素処理容量を算出する。 ・水素濃度 C_{H2} 水素ガスの可燃限界濃度４vol％未満に低減するため，４vol％とする。 ・圧力 P 重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧（1.01325 bar）とする。 ・温度 T 保守的に 100℃（373.15K）とする。 以上により，ＰＡＲ１個あたりの水素処理容量は，0.25kg/h/個（水素濃度４vol％，大気圧=1.01325bar，温度 100℃=373.15K）となる。	これらに以下の条件を想定し，ＰＡＲ１個あたりの水素処理容量を算出する。 ・水素濃度 C_{H2} 水素ガスの可燃限界濃度４vol％未満に低減するため，４vol％とする。 ・圧力 P 重大事故等時の原子炉棟の圧力は原子炉格納容器からのガス漏えいにより大気圧よりわずかに高くなると考えられるが保守的に大気圧（101,325 Pa）とする。 ・温度 T 保守的に 100℃（373.15K）とする。 以上により，ＰＡＲ１個あたりの水素処理容量は，約 0.50kg/h/個（水素濃度４vol％，大気圧=101,325Pa，温度 100℃=373.15K）となる。	
2. 最高使用温度 PAR のハウジング，取付ボルトの強度評価を行うため，最高使用温度として 300℃を設定する。 PAR は水素再結合反応により発熱するため，雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。PAR の設置目的は原子炉建屋の水素爆発防止であるため，水素ガスの可燃限界濃度である 4vol%時における PAR の温度を最高使用温度とする。 水素濃度 4vol%時における PAR の温度については，Sandia National Laboratory(SNL）における試験を参照する。 詳細は別添資料―3 の「添付２　静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について」で示す。	2. 最高使用温度 ＰＡＲは水素再結合反応により発熱するため，雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。ＰＡＲの設置目的は原子炉建物の水素爆発防止であるため，水素ガスの可燃限界濃度である４vol％時におけるＰＡＲの温度を最高使用温度とする。 水素濃度４vol％時におけるＰＡＲの温度については，OECD/NEA の THAI Project における試験を参照する。 詳細は別添資料－３の「添付２　静的触媒式水素処理装置の最高使用温度について」で示す。	
3. 個数 実機設計（ＰＡＲの個数を踏まえた設計）においては，反応阻害物質ファクターを乗じた式（２）を用いる。反応阻害物質ファクターとは，重大事故時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素によるＰＡＲの性能低下を考慮したものであり，当社の設計条件においては，保守的に原子炉格納容器内設置例での知見に基づいて「0.5」とする。	3. 個数 実機設計（ＰＡＲの個数を踏まえた設計）においては，反応阻害物質ファクタ（F_i）を乗じた（式２）を用いる。反応阻害物質ファクタとは，重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素によるＰＡＲの性能低下を考慮したものであり，当社の設計条件においては，保守的に原子炉格納容器内設置例での知見に基づいて「0.5」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
実機設計における性能評価式 $DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3{,}600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO2}$　・・・・・・・式（２） DR　：水素処理容量（kg/h/個） A　：定数 [redacted] C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度（vol%） P　：圧力（10^5Pa） T　：温度（K） SF　：スケールファクター（-） $F_{inhibit}$　：反応阻害物質ファクター（-） F_{lowO2}　：低酸素ファクター（-） 1）必要個数の計算 原子炉格納容器からの水素ガス漏えい量を以下のように想定し，これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては，静的触媒式水素再結合器の水素処理容量に重大事故等時の反応阻害物質ファクターとして 0.5 を乗じた水素処理量を用いる。 ・水素の発生量：約 1600 kg ・原子炉格納容器の漏えい率：10%/日 ・反応阻害物質ファクター　$F_{inhibit}$ = 0.5 ・水素処理容量 ＝ 0.25 kg/h/個×0.5 ＝ 0.125 kg/h/個 ・必要個数＝（約 1600 kg×10%/日）／（24h/日）／0.125 kg/h/個 ＝約 53.3 個 これにより，ＰＡＲの必要個数は 54 台以上を設置台数とする。なお，実際のＰＡＲ設置台数は，余裕を見込み６号炉に 56 台，７号炉に 56 台設置する。 2）水素濃度を可燃限界以下にできることの確認 上記水素処理容量及び台数により，原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界以下に抑制できることを，解析評価により確認している。詳細は別添資料－３の「2.2.1.2　設計仕様」で示す。	（実機設計における性能評価式） $DR = A \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3{,}600 \cdot SF \cdot F_i$　・・・・・・・・・・・・・・・（式２） DR　：水素処理容量（kg/h/個） A　：定数 [redacted] C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度（vol%） P　：圧力（10^5Pa） T　：温度（K） SF　：スケールファクタ（-） F_i　：反応阻害物質ファクタ（-） 1）必要個数の計算 原子炉格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し，これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては，静的触媒式水素処理装置の水素処理容量に重大事故等時の反応阻害物質ファクタとして 0.5 を乗じた水素処理量を用いる。 ・水素の発生量：約 1,000kg ・原子炉格納容器の漏えい率：10%/日 ・反応阻害物質ファクタ　F_i=0.5 ・水素処理容量＝0.50g/h/個×0.5 ＝0.25kg/h/個 ・必要個数＝（約 1,000kg×10%/日）／（24h/日）／0.25kg/h/個 ＝約 16.7 個 これにより，ＰＡＲの必要個数は 17 個以上を設置個数とする。なお，実際のＰＡＲ設置個数は，余裕を見込み 18 個を設置する。 2）水素濃度を可燃限界以下にできることの確認 上記水素処理容量及び個数により，原子炉棟内の水素濃度を可燃限界以下に抑制できることを，解析評価により確認している。詳細は別添資料－３の「2.2.2　原子炉棟の水素濃度解析」で示す。	

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
・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 （1）設置目的 水素濃度制御設備として，原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置し，重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において，原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し，水素爆発を防止する設計とする。そのため，静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うことを目的に静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し，中央制御室で監視可能な設計とする。 （2）設備概要 静的触媒式水素再結合器動作監視装置は重大事故等対処設備の機能を有しており，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，静的触媒式水素再結合器動作監視を中央制御室に指示し記録する。（図１「静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図」参照。）  図１　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図	1. 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度 （1）設置目的 水素濃度制御設備として，原子炉棟４階（燃料取替階）に静的触媒式水素処理装置を設置し，重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において，原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し，水素爆発を防止する設計とする。そのため，静的触媒式水素処理装置の動作確認を行うことを目的に，静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側に温度計を設置し，中央制御室で監視可能な設計とする。 （2）設備概要 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素出口温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒水素処理装置出口温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，静的触媒式水素処理装置動作監視を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図１「静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図」参照。）  図１　静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図	・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２　静的触媒式水素処理装置への熱電対取付位置概要図	・設備の相違

(3)　計測範囲

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様を表１に，計測範囲を表２に示す。

表１　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	0～300℃	4※	原子炉建屋地上4階

※　２基の静的触媒式水素再結合器に対して，出入口に１個設置

(3)　計測範囲

静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の仕様を表１に，計測範囲を表２に示す。

表１　静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0～100℃	２※	原子炉建物 ４階
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0～400℃	２※	原子炉建物 ４階

※　２個の静的触媒式水素処理装置に対して，出入口に各１個設置

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表２　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の計測範囲

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	—	—	最大値：100℃以下	最大値：300℃以下	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能である。

*1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

- 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

島根原子力発電所　２号炉

表２　静的触媒式水素処理装置入口温度・出口温度の計測範囲

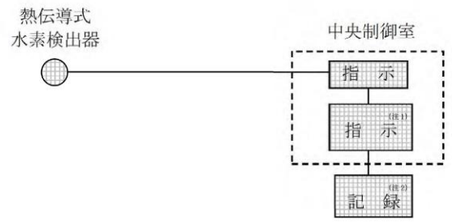
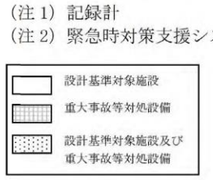
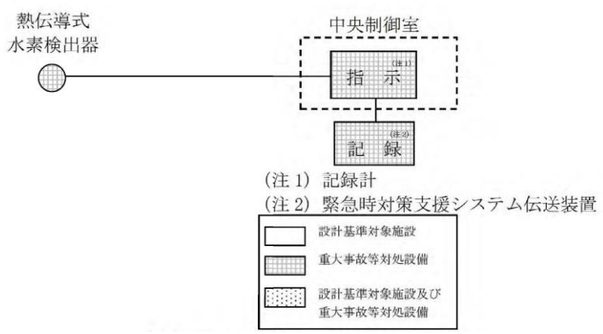
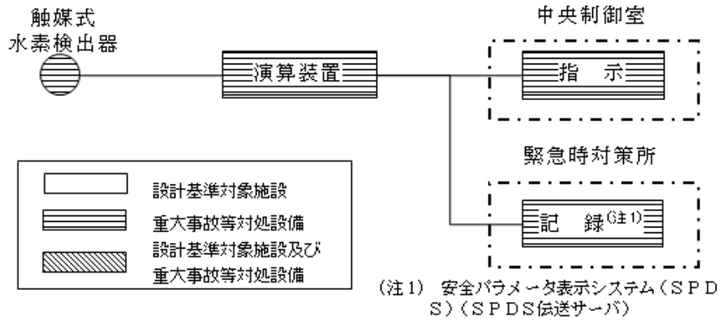
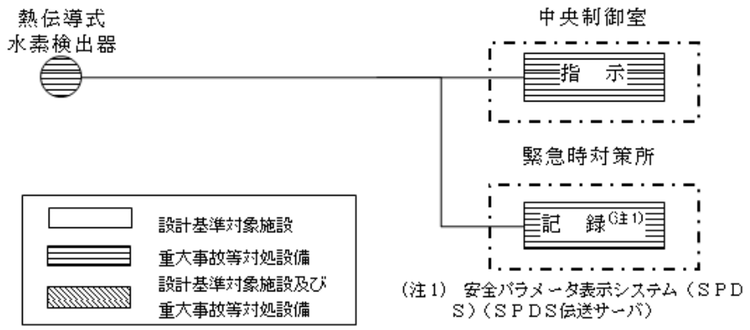
名称	計測範囲	プラント状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
静的触媒式水素処理装置入口温度	0～100℃	—	—	最大値：100：以下	最大値：300：以下	重大事故等時における静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能。
静的触媒式水素処理装置出口温度	0～400℃					

※１：プラント状態の定義は，以下のとおり。

- 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は希であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

備考

・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
・原子炉建屋水素濃度 (1) 設置目的 原子炉建屋水素濃度は，重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉建屋内に検出器を設置し，水素濃度を測定する。 (2) 設備概要 原子炉建屋水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉建屋水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電気信号を，中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 2,3 「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。）  （注 1）記録計 （注 2）緊急時対策支援システム伝送装置  図２　原子炉建屋水素濃度の概略構成図  図３　原子炉建屋水素濃度の概略構成図	2. 原子炉建物水素濃度 (1) 設置目的 原子炉建物水素濃度は，重大事故等時に原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉棟内に検出器を設置し，水素濃度を測定する。 (2) 設備概要 原子炉建物水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉建物水素濃度の検出信号は，触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器からの電気信号を，演算装置又は中央制御室の指示部にて水素濃度信号に変換する処理を行った後，原子炉建物水素濃度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図３「原子炉建物水素濃度の概略構成図」参照。）   図３　原子炉建物水素濃度の概略構成図	・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

（3）計測範囲

原子炉建屋水素濃度の仕様を表３に，計測範囲を表４に示す。

表３　原子炉建屋水素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0～20vol%	8	原子炉建屋地上4階：3個 原子炉建屋地上2階：2個 原子炉建屋地下1階：1個 原子炉建屋地下2階：2個

表４　原子炉建屋水素濃度の計測範囲

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉建屋水素濃度	0～20 vol%	－	－	0vol%	2vol%以下	重大事故等時において，水素ガスと酸素ガスの可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能である。（なお，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する）。

*1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

- 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

（3）計測範囲

原子炉建物水素濃度の仕様を表３に，計測範囲を表４に示す。

表３　原子炉建物水素濃度の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0～10%	1	原子炉建物４階
	熱伝導式水素検出器	0～20%	5	原子炉建物４階：１ 原子炉建物２階：２ 原子炉建物１階：２

・設備の相違

表４　原子炉建物水素濃度の計測範囲

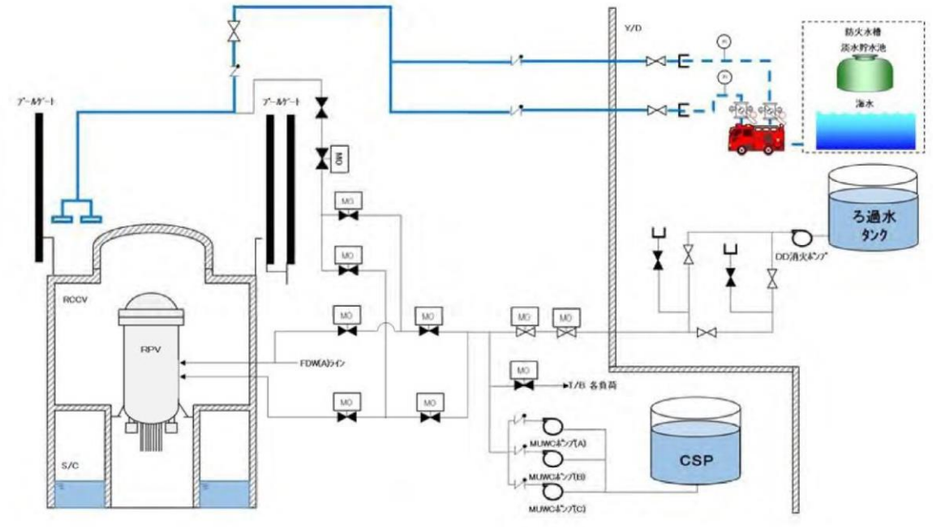
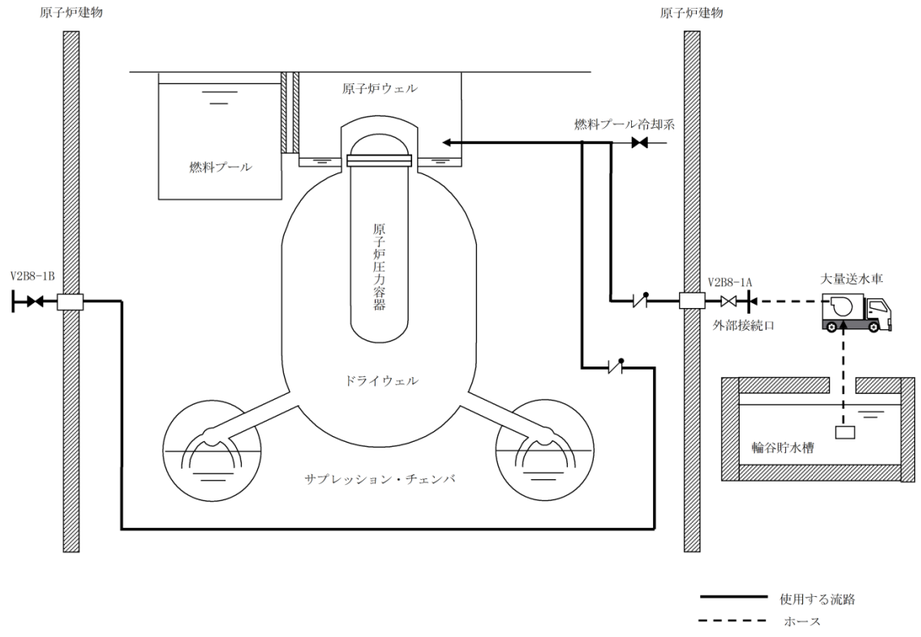
名称	計測範囲	プラント状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉建物水素濃度	0～10%	－	－	0vol%	0～4vol%	重大事故等時において，水素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能である。（なお，静的触媒式水素処理装置にて，原子炉建物の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する。）
	0～20%	－	－	0vol%	0～4vol%	

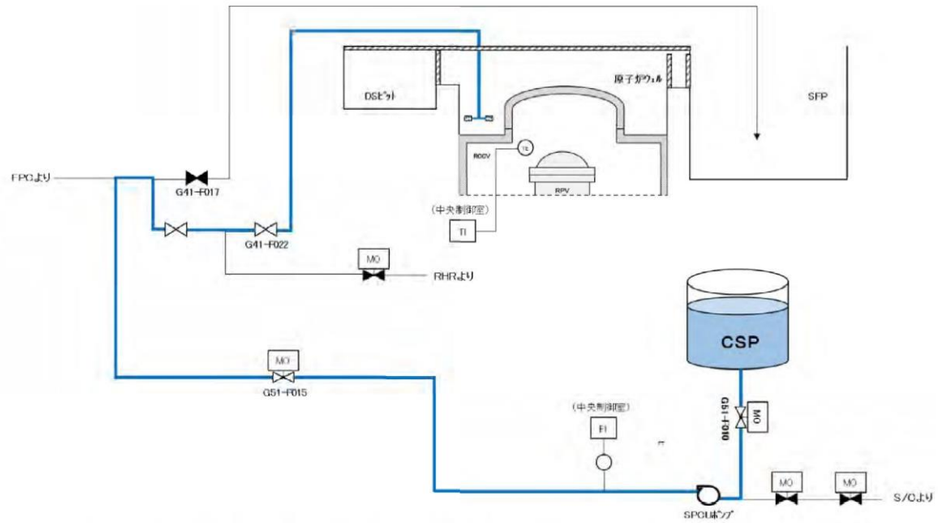
・設備の相違

※1：プラント状態の定義は，以下のとおり。

- 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は希であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

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
53-7　その他設備	53-7　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
以下に，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備の概要を示す。 (1) 格納容器頂部注水系の設置 格納容器頂部注水系は，重大事故等時において，原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素ガス漏えいを抑制し，原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有する。原子炉格納容器頂部は図１に示すように，原子炉ウェルに注水することで，原子炉格納容器頂部を外側から冷却することができる。 原子炉格納容器トップヘッドフランジは重大事故等時の過温，過圧状態に伴うフランジ開口で，シール材が追従できない程の劣化があると，原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は，以前はシリコンゴムを採用していたが，原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性，耐蒸気性，耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図る。 改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が７日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが，シール材の温度が低くなると，熱劣化要因が低下し，原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり，原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制できる。  図１　格納容器頂部注水系　概要図	以下に，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備の概要を示す。 1. 原子炉ウェル代替注水系の設置 原子炉ウェル代替注水系は，重大事故等時において，ドライウェル主フランジを冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し，原子炉建物の水素爆発を防止する機能を有する。ドライウェル主フランジは図１に示すように，原子炉ウェルに注水することで，ドライウェル主フランジシール材を外側から冷却することができる。 ドライウェル主フランジは重大事故等時の過温・過圧状態に伴うフランジ変形で，シール材が追従できない程の劣化があると，原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は，以前はシリコンゴムを採用していたが，原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性，耐蒸気性，耐放射線性に優れた改良ＥＰＤＭ製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図っている。 改良ＥＰＤＭ製シール材は200℃蒸気が７日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが，シール材の温度が低くなると，熱劣化要因が低下し，原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり，原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。  図１　原子炉ウェル代替注水系　概略図	・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
格納容器頂部注水系は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），外部接続口等から構成され，重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）の水，若しくは海水を，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。 なお，ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェル内雰囲気温度）の指示値を中央制御室にて監視することで，継続的に原子炉格納容器頂部が冷却できていることを確認可能である。	原子炉ウェル代替注水系は，大量送水車，接続口等から構成され，重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源（輪谷貯水槽）の水，又は海水を，大量送水車により原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却できる設計とする。 なお，ドライウェル温度（ＳＡ）（ドライウェル上部温度）の指示値を中央制御室にて監視することで，継続的にドライウェル主フランジが冷却できていることを確認可能である。	
(2) サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル、注水手段の整備 サプレッションプール浄化系により復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。 サプレッションプール浄化系の本来の主要機能は，ろ過脱塩装置によりサプレッションプール水の浄化を行い，DS ピット及び原子炉ウェルへの水張り水としての水質基準を満足させることである。耐震重要度 S クラスの設備ではないが，重大事故等時において設備が健全であれば，復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水することで格納容器頂部注水系と同等の効果を期待できる。  図２　サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水　概要図		・設備の相違 ABWR 特有の設備

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
(3) 原子炉建屋トップベント設備の設置 原子炉建屋トップベント設備を設置し，仮に原子炉建屋内の水素濃度が上昇した場合においても，オペレーティングフロア天井部の水素ガスを外部へ排出することで，水素ガスの建屋内滞留を防止する設計とする。 原子炉建屋トップベント設備はワイヤーにて遠隔で操作可能な設計とし，トップベントを開放する場合は，原子炉建屋外への放射性物質の拡散を抑制するため，放水砲による原子炉建屋屋上への放水を並行して実施することとする。 なお，放水砲については「3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」で示す。	2. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの設置 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを設置し，仮に原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合においても，原子炉棟４階（燃料取替階）の水素を外部へ排出することで，水素の原子炉棟内滞留を防止する設計とする。 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルはワイヤーにて遠隔で操作可能な設計とし，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合は，原子炉建物外への放射性物質の拡散を抑制するため，放水砲及び大型送水ポンプ車による原子炉建物への放水を並行して実施することとする。 なお，放水砲については，「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」で示す。	・設備の相違 ・設備の相違

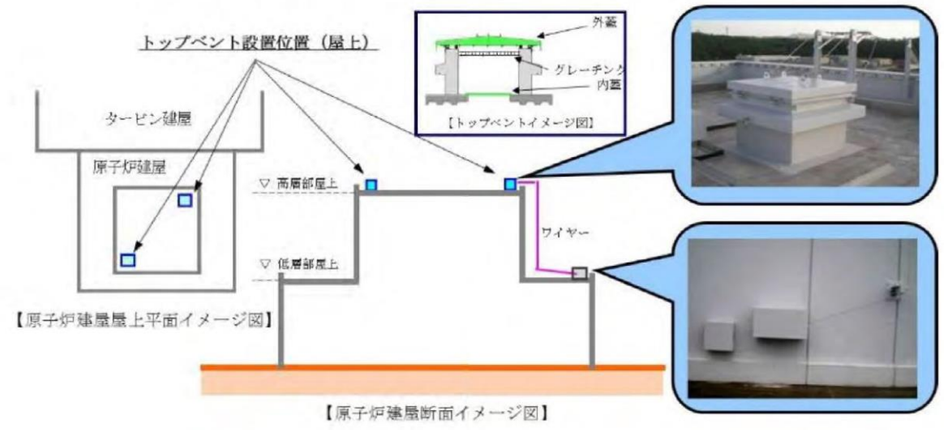
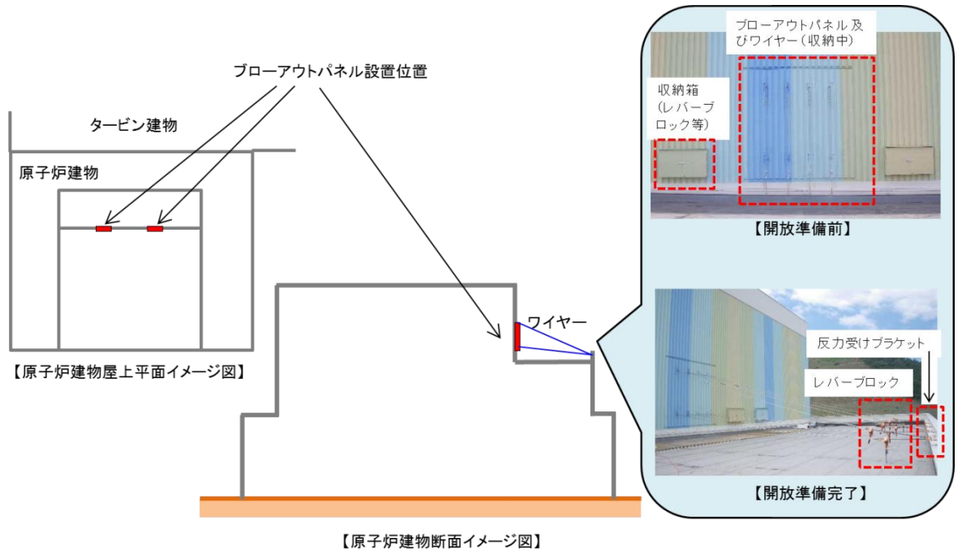

	

図３　原子炉建屋トップベント設備　概要図	図２　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル　概略図	・設備の相違

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　〔54 条　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備〕

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
54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 目次 54-1 SA 設備基準適合性一覧表 54-2 単線結線図 54-3 配置図 54-4 系統図 54-5 試験及び検査 54-6 容量設定根拠 54-7 接続図 54-8 保管場所図 54-9 アクセスルート図 54-10 その他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ーク孔の健全性について 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価 54-14 燃料プール冷却浄化系の位置づけについて 54-15 各号炉の弁名称及び弁番号	54 条　補足説明資料 54-1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表 54-2　単線結線図 54-3　配置図 54-4　系統図 54-5　試験及び検査 54-6　容量設定根拠 54-7　接続図 54-8　保管場所図 54-9　アクセスルート図 54-10 その他設備 54-11 燃料プール監視設備 54-12 燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について 54-13 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価 54-14 燃料プール冷却系の位置づけについて	・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
54-1　SA 設備基準適合性 一覧表	54-1 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）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第 2 号	操作性		設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，弁操作，接続作業	Bc，Bd，Bf，Bg
			関連資料		54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A，B
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Bb
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他（飛散物）	高速回転機器	Bb
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-5　試験及び検査	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Aa
			関連資料		54-3　配置図，54-7　接続図	
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡単な接続	C
			関連資料		54-7　接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	Ab
			関連資料		54-7　接続図	
		第 4 号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-7　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）	Ba
			関連資料		54-8　保管場所図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		54-9　アクセスルート	
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備あり）-屋外	Ab
				サポート系要因	対象（サポート系あり）-異なる駆動源又は冷却源	Ca
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図，54-8　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）

54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					大量送水車	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	使用時に海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	Ⅱ
				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	54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 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	Bb，Bc，Bd，Bf，Bg
			関連資料		54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁（手動弁）	A，B
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Bb
			関連資料		54-4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他（飛散物）	高速回転機器	Bb
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図，54-5 試験及び検査	
		第 6 号	設置場所		現場操作（設置場所）	Aa
			関連資料		54-3 配置図，54-7 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設備	A
			関連資料		54-6 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		54-3 配置図，54-7 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	Ab
			関連資料		54-7 接続図	
		第 4 号	設置場所		（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-3 配置図，54-7 接続図	
		第 5 号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ba
			関連資料		54-3 配置図，54-8 保管場所図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		54-9 アクセスルート図	
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ca
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 保管場所図	

備考

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第 2 号	操作性		設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，弁操作，接続作業	Bc，Bd，Bf，Bg
			関連資料		54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A，B
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	B b
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他（飛散物）	高速回転機器	B b
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-5　試験及び検査	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	A a
			関連資料		54-3　配置図，54-7　接続図	
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡単な接続	C
			関連資料		54-7　接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	A b
			関連資料		54-7　接続図	
		第 4 号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-7　接続図	
		第 5 号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	B a
			関連資料		54-8　保管場所図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		54-9　アクセスルート	
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備あり）-屋外	A b
				サポート系要因	対象（サポート系あり）-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図，54-8　保管場所図	

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

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					可搬型スプレイヘッダ	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第 2 号	操作性		設備の運搬，設置，接続作業	Ｂｃ，Ｂｇ
			関連資料		54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		流路	F
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第 6 号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		その他設備	C
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡単な接続	C
			関連資料		54-7　接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第 4 号	設置場所		その他の処置	－
			関連資料		54-7　接続図	
		第 5 号	保管場所		屋内（共通要因の考慮対象設備あり）	Ａａ
			関連資料		54-8　保管場所図	
		第 6 号	アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	Ａ
			関連資料		54-9　アクセスルート	
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象 DB 設備有り）－屋内	Ａａ
				サポート系要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図，54-8　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）

54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					可搬型スプレイノズル	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	使用時に海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	Ⅱ
				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	54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性		設備の運搬・設置，接続作業	Ｂｃ，Ｂｇ
			関連資料		54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		流路	F
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 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 3 項	第 1 号	可搬型 SA の容量		その他設備	C
			関連資料		54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬型 SA の接続性		（常設設備と接続しない）	－
			関連資料		54-3 配置図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第 4 号	設置場所		（その他の処置）	－
			関連資料		54-3 配置図，54-7 接続図	
		第 5 号	保管場所		屋内（共通要因の考慮対象設備あり）	Ａａ
			関連資料		54-3 配置図，54-8 保管場所図	
		第 6 号	アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A
			関連資料		54-9 アクセスルート図	
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 保管場所図	

備考

・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

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					常設スプレイヘッダ	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		流路	F
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	54-3　配置図，54-4　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		流路，その他設備	対象外
			関連資料		－	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象 DB 設備有り）－屋内	Ａａ
				サポート系故障	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					常設スプレイヘッダ	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	Ⅱ
				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	54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図	
		第 2 号	操作性		操作不要	－
			関連資料		54-3 配置図，54-4 系統図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		流路	F
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 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		流路，その他設備	対象外
			関連資料		－	
		第 2 号	共用の禁止		供用しない設備	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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 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

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール冷却浄化系ポンプ	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		－	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A，B
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	B a
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	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	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		54-3　配置図	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		ＤＢ施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象 DB 設備有り）－屋内	A a
				サポート系故障	対象（サポート系有り）－異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	54-2 単線結線図，54-3　配置図，54-4　系統図	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール冷却ポンプ	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	海水を通水しない	－
				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	54-3 配置図，54-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		－	
		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		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	B a
			関連資料		54-4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図	
		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		54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	A a
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	54-3 配置図，54-4 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）

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール冷却浄化系熱交換器	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		－	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		熱交換器	D
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	B a
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	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	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		54-3　配置図	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		ＤＢ施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象 DB 設備有り）－屋内	A a
				サポート系故障	対象（サポート系有り）－異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	54-2 単線結線図，54-3　配置図，54-4　系統図	

島根原子力発電所　２号炉

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール冷却系熱交換器	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	54-3 配置図，54-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		－	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		熱交換器	D
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	B a
			関連資料		54-4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図	
		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		54-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備設備あり）－屋内	A a
				サポート系要因	対象（サポート系有り）－異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図	

備考

・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

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					熱交換器ユニット	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	海水を通水又は海で使用	I
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-7　接続図，54-4　系統図，54-8　保管場所図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作，設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，弁操作，接続作業	A，B c，B d，B f，B g
			関連資料		54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，熱交換器	A，D
			関連資料		54-5　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		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他（飛散物）	高速回転機器	B b
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-5　試験及び検査	
		第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能，現場（設置場所）で操作可能	A a，B
			関連資料		54-3　配置図，54-7　接続図	
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		フランジ接続	B
			関連資料		54-7　接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	A b
			関連資料		54-7　接続図	
		第 4 号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-7　接続図	
		第 5 号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	B a
			関連資料		54-8　保管場所図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		54-9　アクセスルート図	
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備あり）-屋外	A b
				サポート系要因	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	54-2 単線結線図，54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図，54-8　保管場所図	

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）

54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					移動式代替熱交換設備	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	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	54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 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		54-4 系統図，54-7 接続図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁（手動弁，電動弁），熱交換器	A，B，D
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	B a
			関連資料		54-4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他（飛散物）	高速回転機器	B b
				関連資料	54-4 系統図，54-5 試験及び検査	
		第 6 号	設置場所		現場操作（設置場所），中央制御室操作	A a，B
			関連資料		54-7 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		54-6 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		54-7 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	A b
			関連資料		54-7 接続図	
		第 4 号	設置場所		（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-7 接続図	
		第 5 号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	B a
			関連資料		54-8 保管場所図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		54-9 アクセスルート	
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋外	A b
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 保管場所図	

備考

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					大容量送水車（熱交換器ユニット用）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	海水を通水又は海で使用	I
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-7　接続図，54-8　保管場所図	
		第 2 号	操作性		設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，弁操作，接続作業	Bc，Bd，Bf
			関連資料		54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ	A
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切替が不要	Bb
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他（飛散物）	高速回転機器	Bb
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-5　試験及び検査	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Ab
			関連資料		54-3　配置図，54-7　接続図	
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡便な接続規格等による接続	C
			関連資料		54-7　接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	Ab
			関連資料		54-7　接続図	
		第 4 号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-7　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）	Ba
			関連資料		54-8　保管場所図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		54-9　アクセスルート図	
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備−対象（代替対象ＤＢ設備あり）−屋外	Ab
				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	Ca
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図，54-8　保管場所図	

島根原子力発電所　２号炉

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）

54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					大型送水ポンプ車	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	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	54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 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	Bb，Bc，Bd，Bf，Bg
			関連資料		54-4 系統図，54-7 接続図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ	A
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ba
			関連資料		54-4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他（飛散物）	高速回転機器	Bb
				関連資料	54-4 系統図，54-5 試験及び検査	
		第 6 号	設置場所		現場操作（設置場所）	Aa
			関連資料		54-7 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		54-6 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		54-7 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	Ab
			関連資料		54-7 接続図	
		第 4 号	設置場所		（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-7 接続図	
		第 5 号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ba
			関連資料		54-8 保管場所図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		54-9 アクセスルート	
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋外	Ab
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ca
				関連資料	54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 保管場所図	

備考

・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

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	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	54-3　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備あり）-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象（サポート系あり）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
			関連資料		54-2　単線結線図，54-3　配置図，54-11　使用済燃料プール監視設備	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール水位（ＳＡ）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	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	54－3 配置図	
		第 2 号	操作性		操作不要	－
			関連資料		－	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54－5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54－4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		54－6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
			関連資料		54－2 単線結線図，54－3 配置図，54-11 燃料プール監視設備	

・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

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉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	54-3　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象(代替対象ＤＢ設備あり)-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	54-2　単線結線図，54-3　配置図，54-11　使用済燃料プール監視設備	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール水位・温度（ＳＡ）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	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	54－3 配置図	
		第 2 号	操作性		操作不要	－
			関連資料		－	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54－5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54－4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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		54－6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	54－2 単線結線図，54－3 配置図，54-11 燃料プール監視設備	

・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
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）	・設備の相違

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備あり）-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象（サポート系あり）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	54-2　単線結線図，54-3　配置図，54-11　使用済燃料プール監視設備	

54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	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	54－3 配置図	
		第 2 号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54－5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54－4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外（操作不要）	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		54－6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	54－2 単線結線図，54－3 配置図，54-11 燃料プール監視設備	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	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	54-3　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		－	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備あり）-屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象（サポート系あり）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
			関連資料		54-2　単線結線図，54-3　配置図，54-11　使用済燃料プール監視設備	

島根原子力発電所　２号炉

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	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	54－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	－
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54－5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54－4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		54－6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
			関連資料		54－2 単線結線図，54－3 配置図，54-11 燃料プール監視設備	

備考

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図	
		第 2 号	操作性		操作スイッチ，弁操作	Ｂｄ，Ｂｆ
			関連資料		54-3　配置図 54-9 アクセスルート図	
		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		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図 54-9　アクセスルート図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）	Ａａ
			関連資料		54-3　配置図	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		－	
		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	Ａａ
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	54-2　単線結線図，54-3　配置図， 54-11　使用済燃料プール監視設備	

島根原子力発電所　２号炉

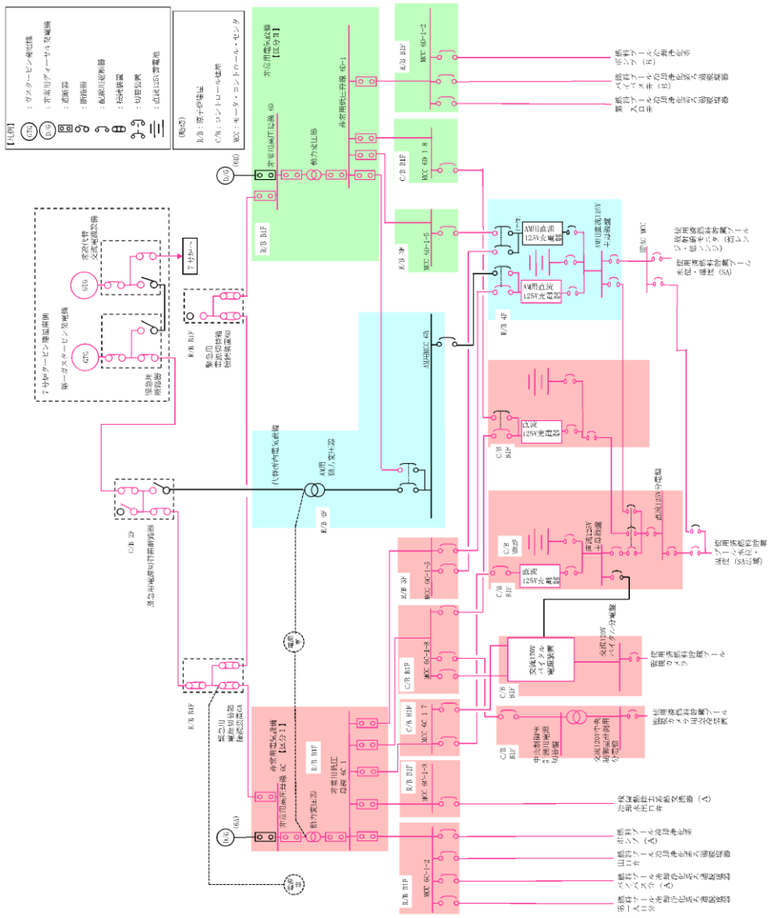
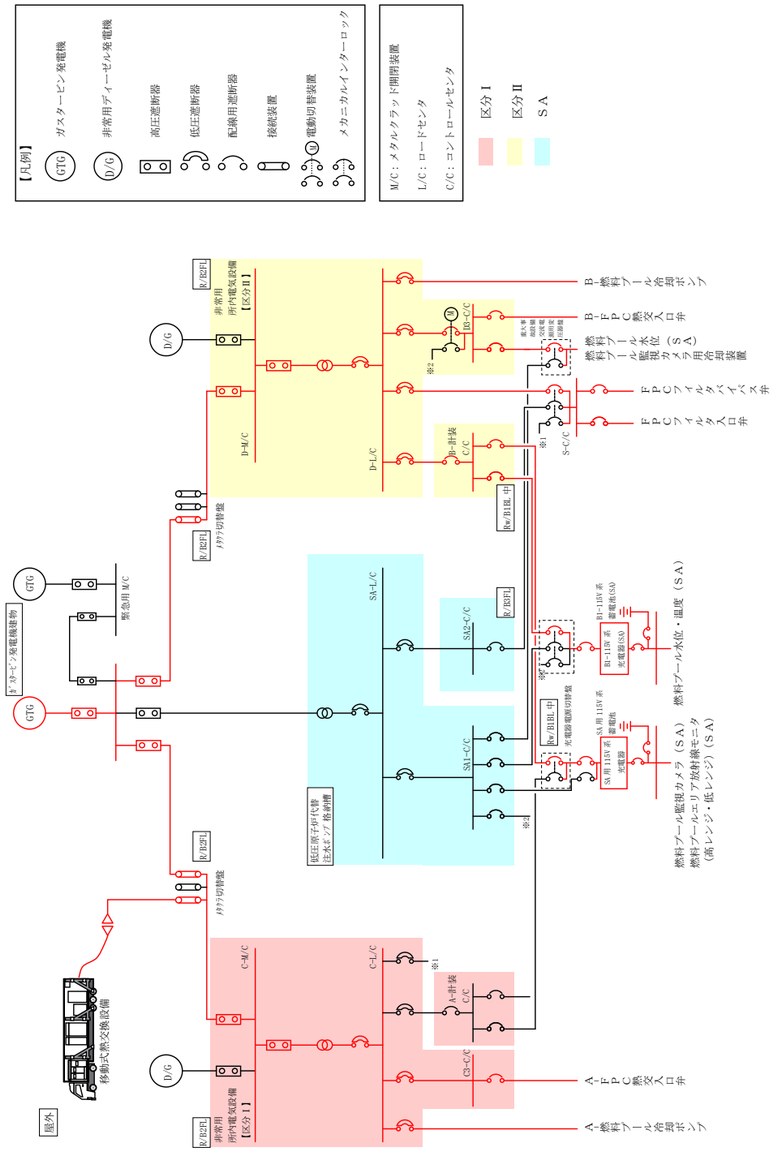
島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

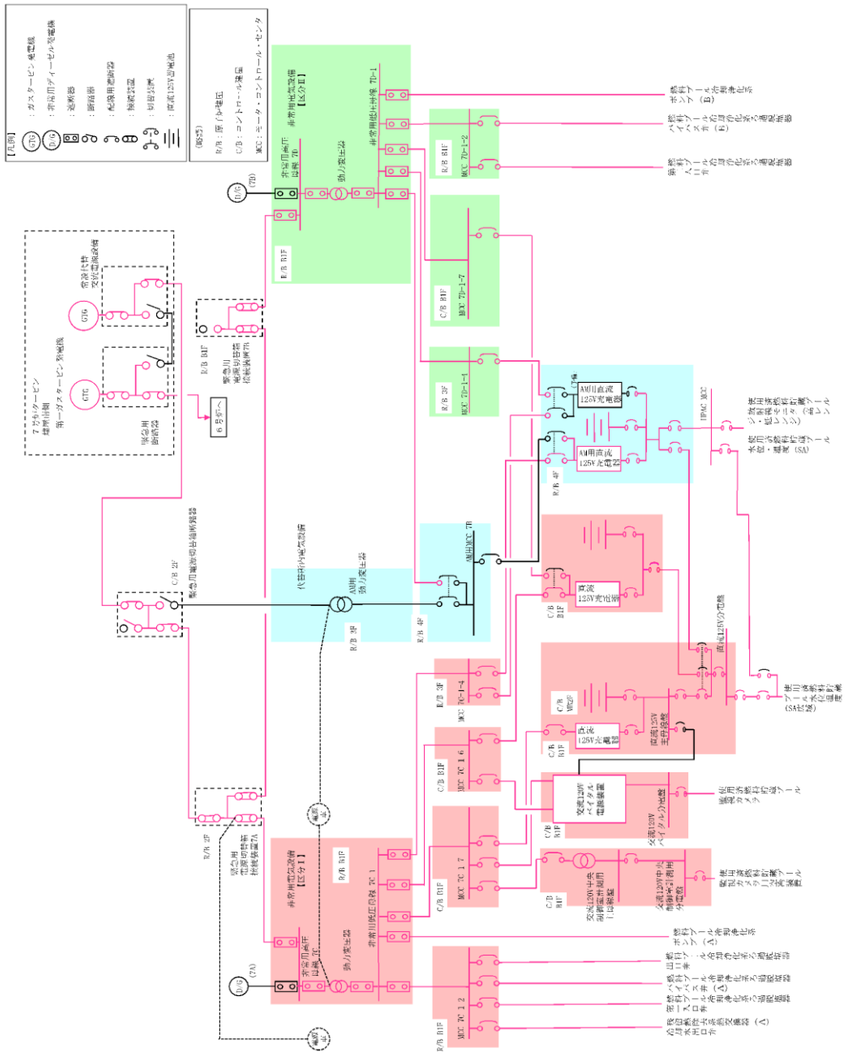
54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール監視カメラ用冷却設備	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				関連資料	54－3 配置図	
		第2号	操作性		操作スイッチ操作，弁操作	Ｂｄ Ｂｆ
			関連資料		54－3 配置図，54 - 7 アクセスルート図	
		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		54－5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54－4 系統図，54 - 7 アクセスルート図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		54－3 配置図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		54－6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	54－2 単線結線図，54－3 配置図，54-11 燃料プール監視設備	

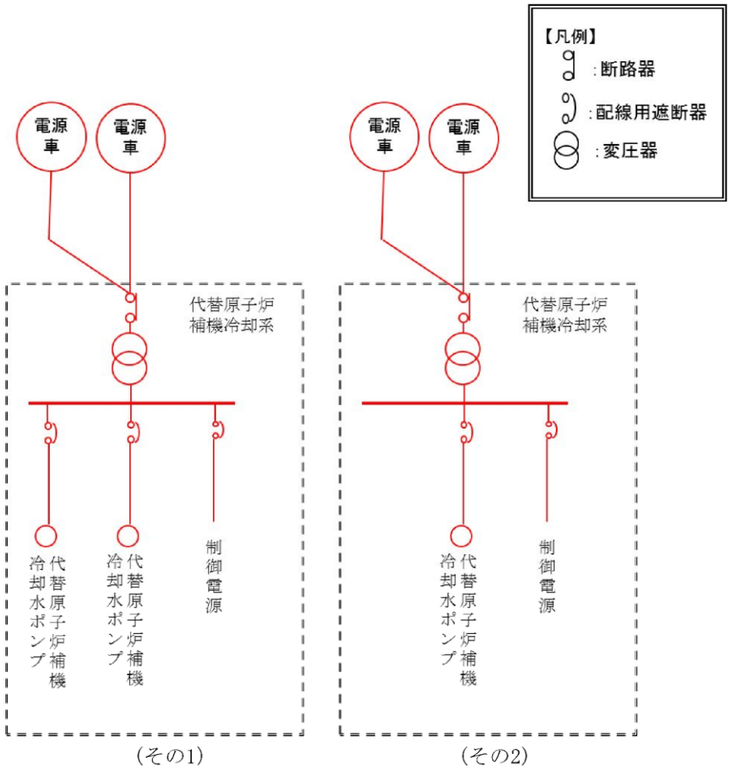
備考

・設備の相違

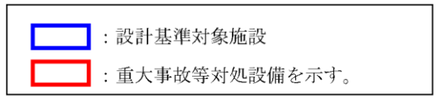
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
54-2　単線結線図	54-2 単線結線図	

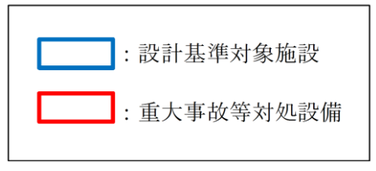
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		・設備の相違
図1 使用済燃料プール監視設備 単線結線図（6 号炉）	図１　単線結線図	

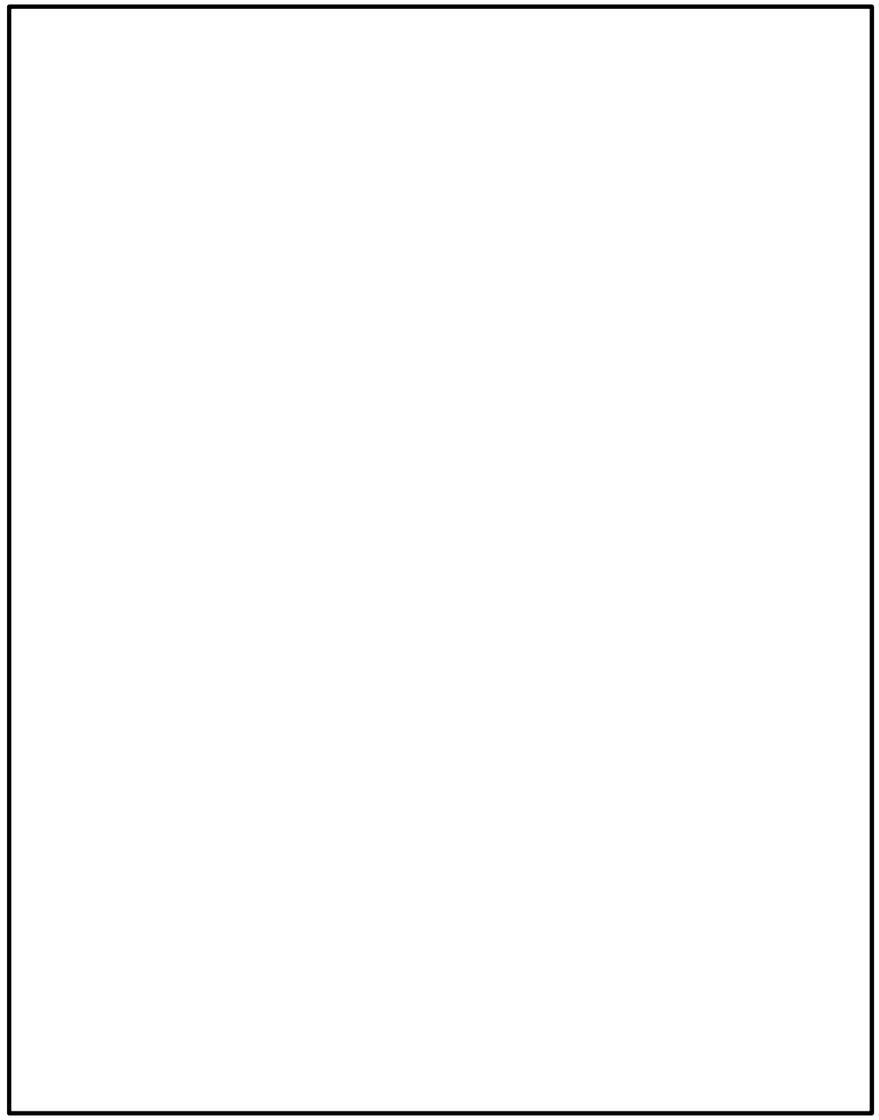
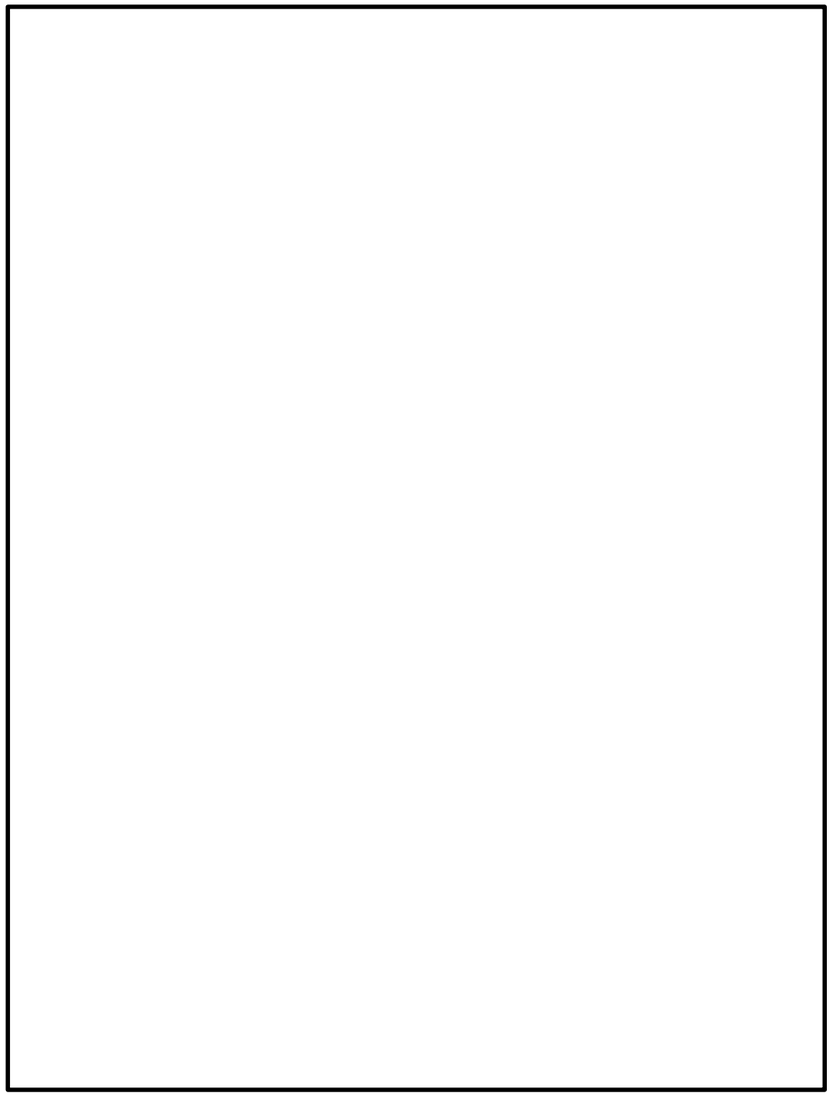
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図2 使用済燃料プール監視設備 単線結線図（7 号炉）		・設備の相違

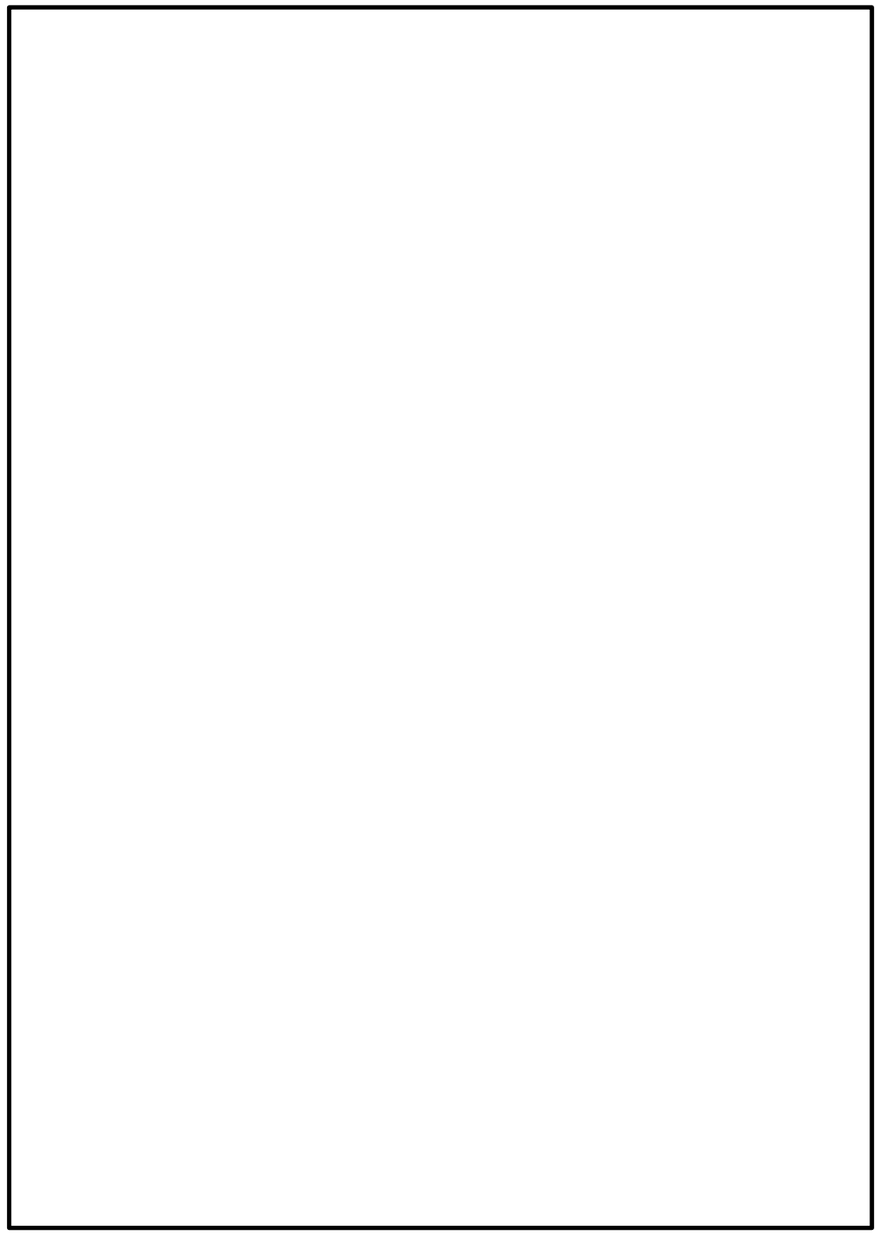
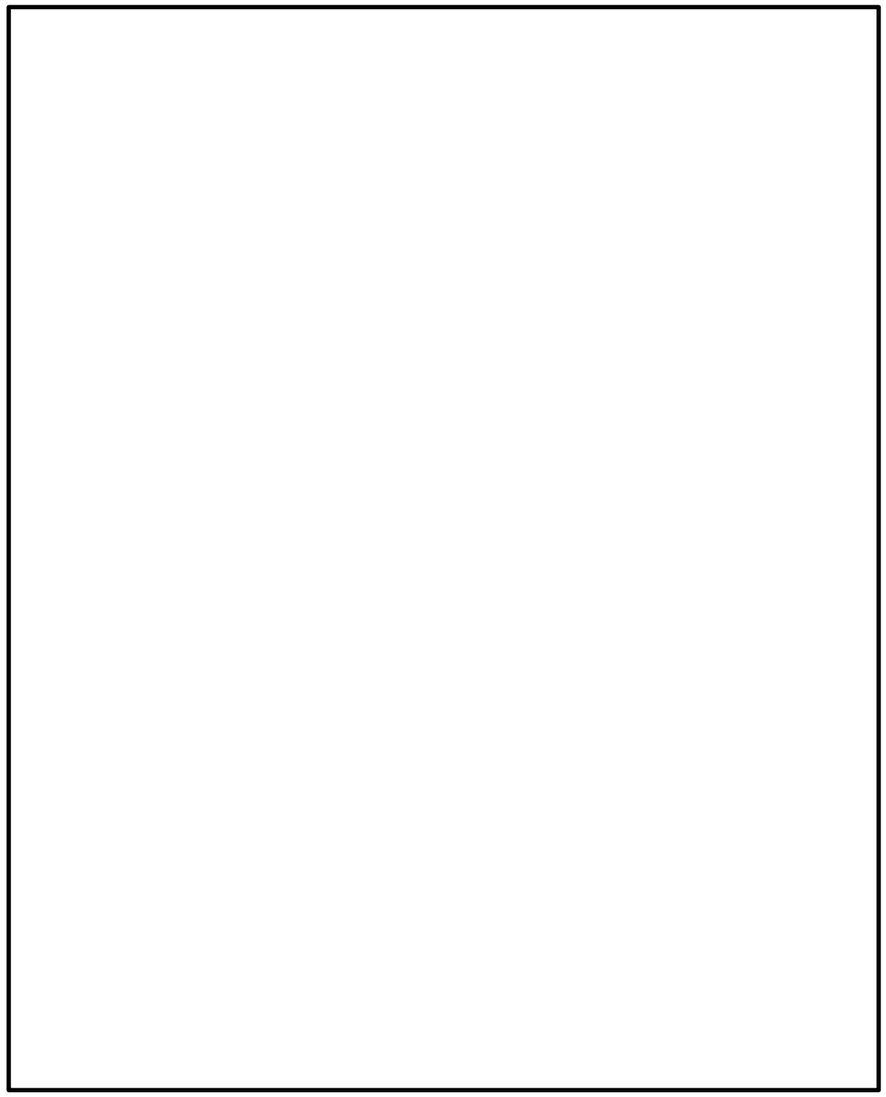
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図3 代替原子炉補機冷却系 単線結線図（6 号炉（7 号炉も同じ））		設備の相違

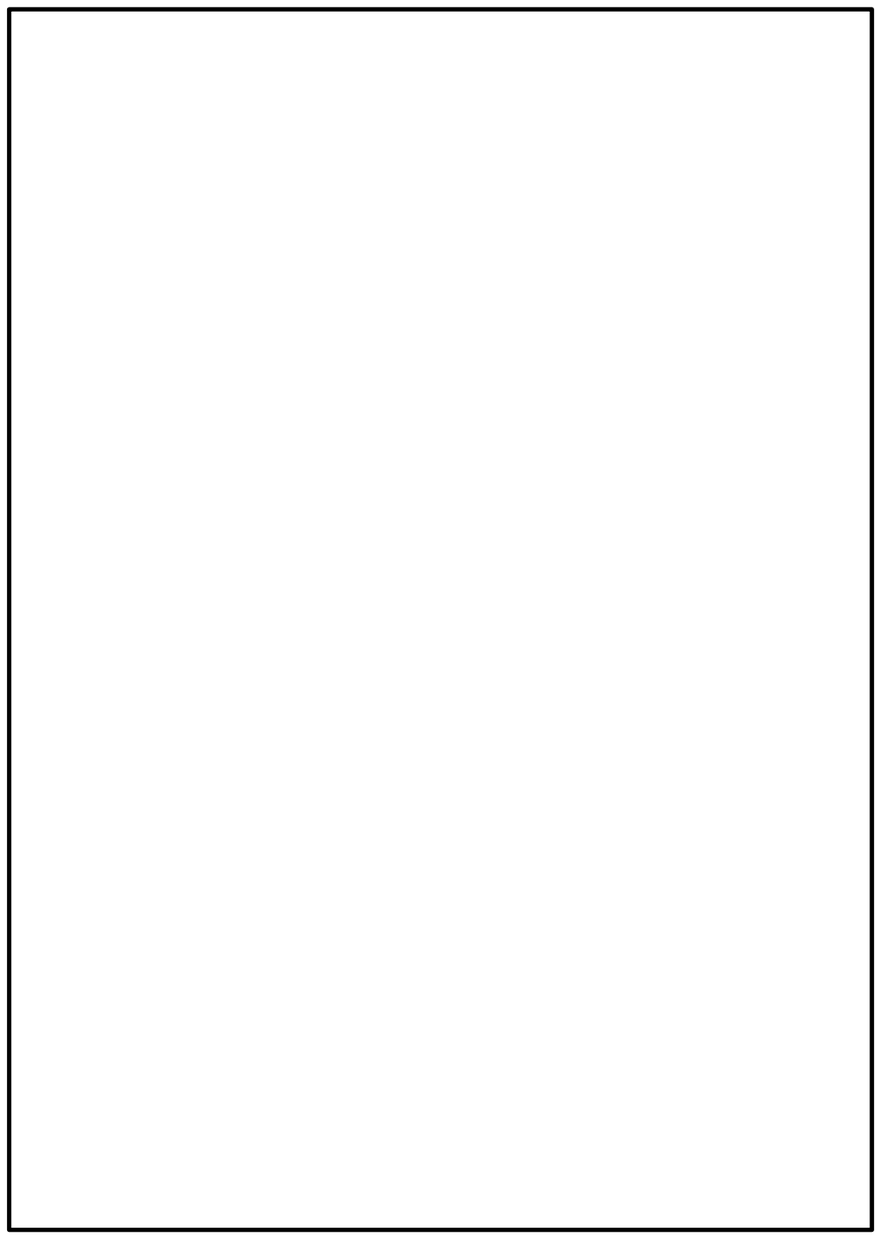
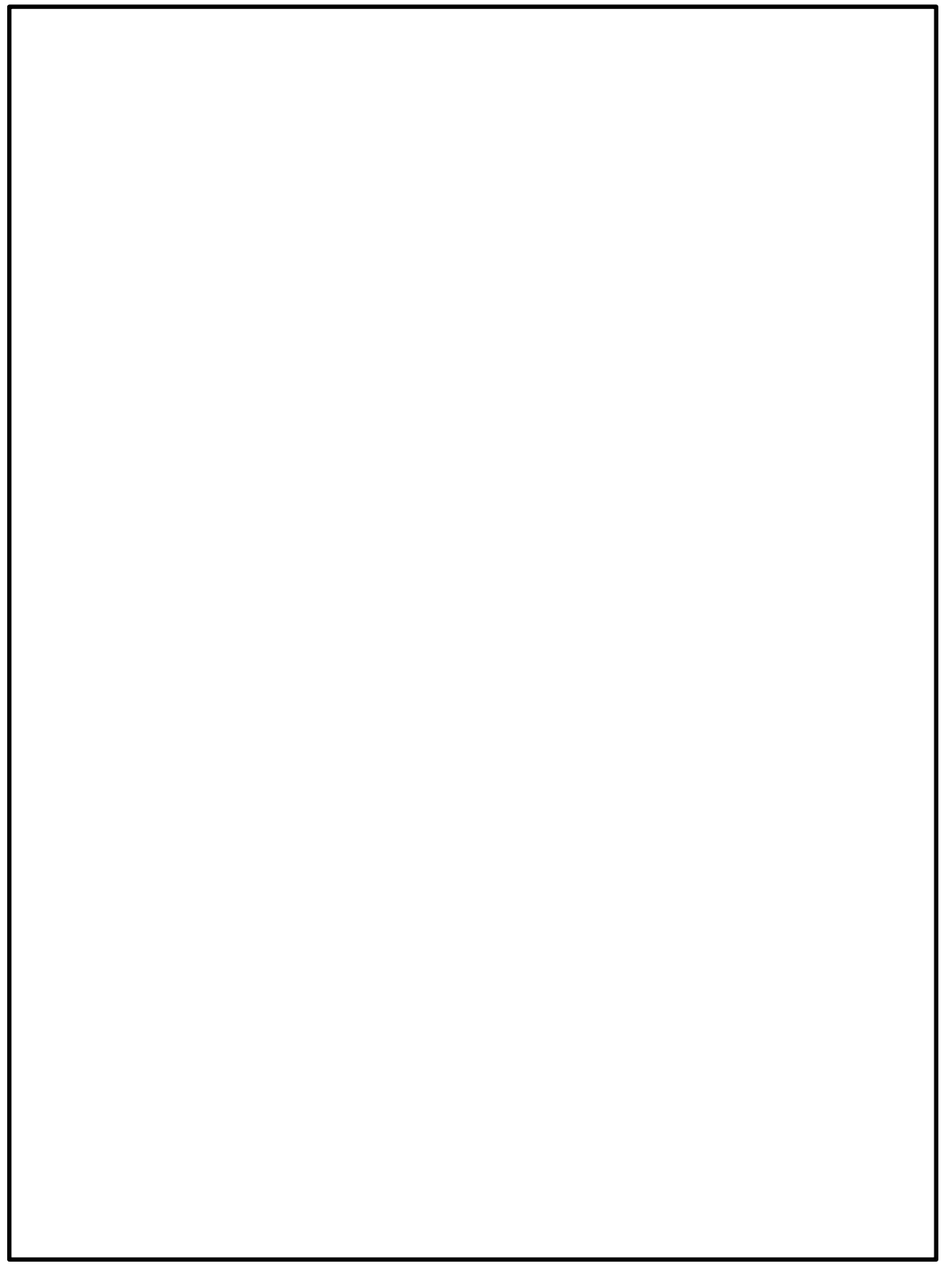
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
54-3　配置図	54-3　配置図	

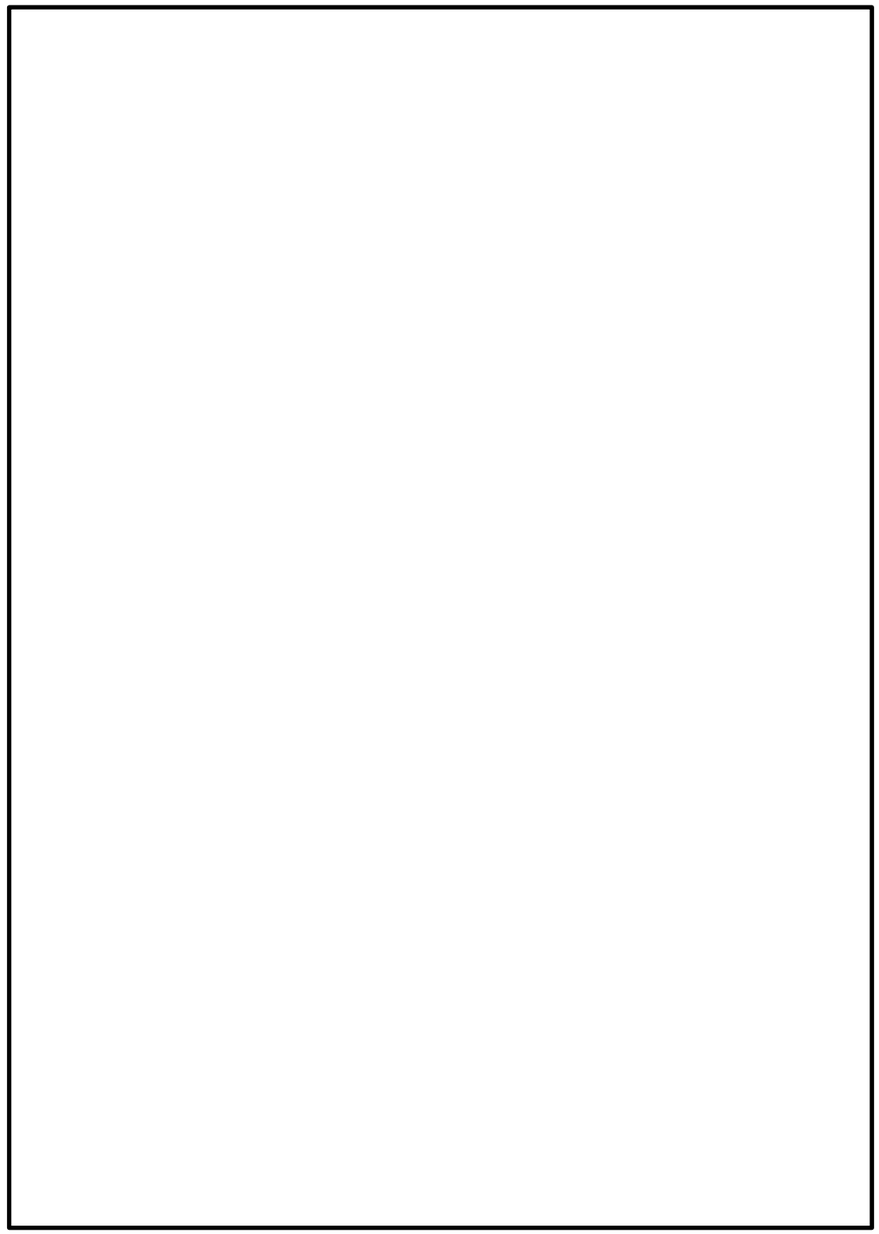
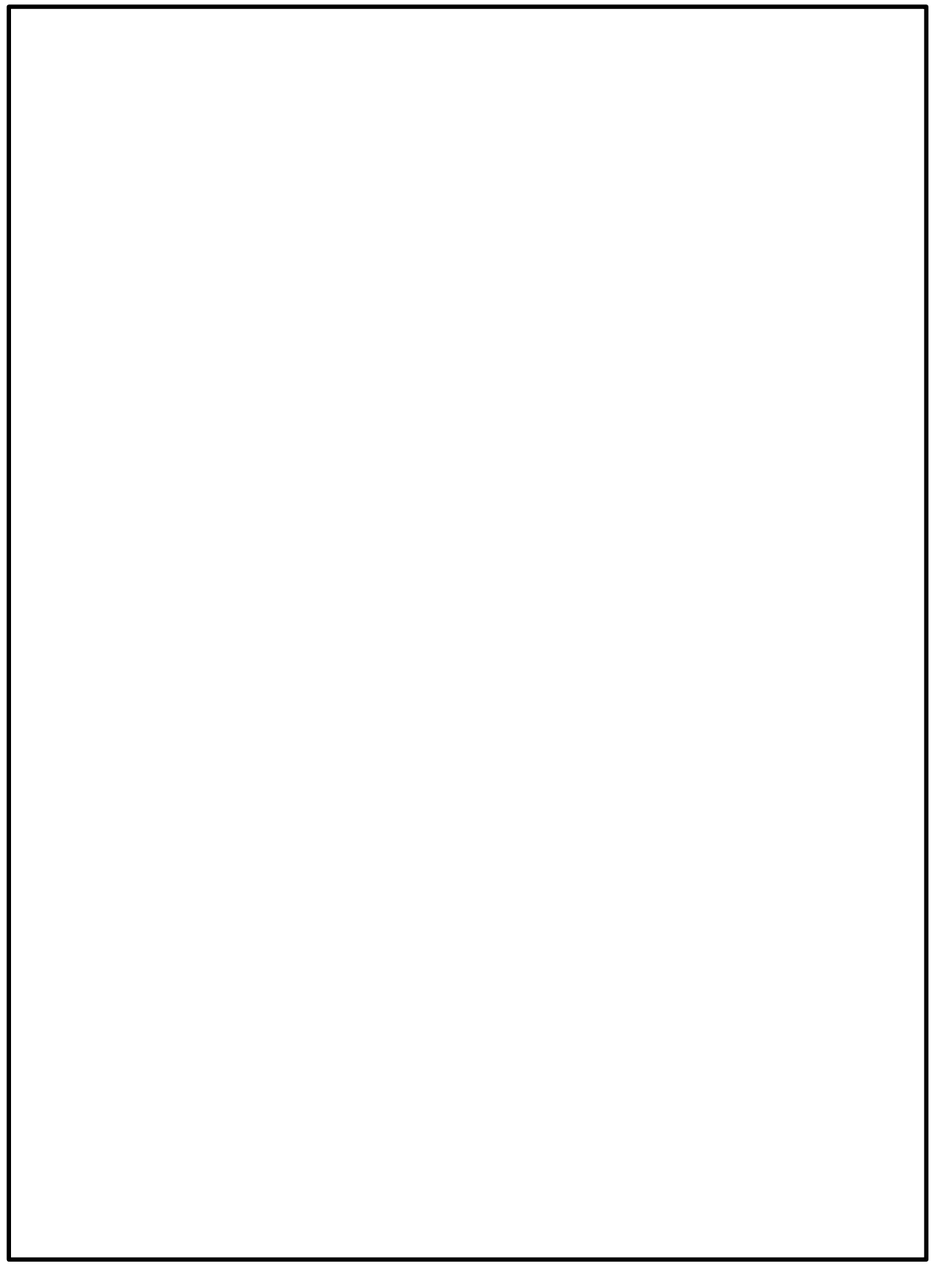


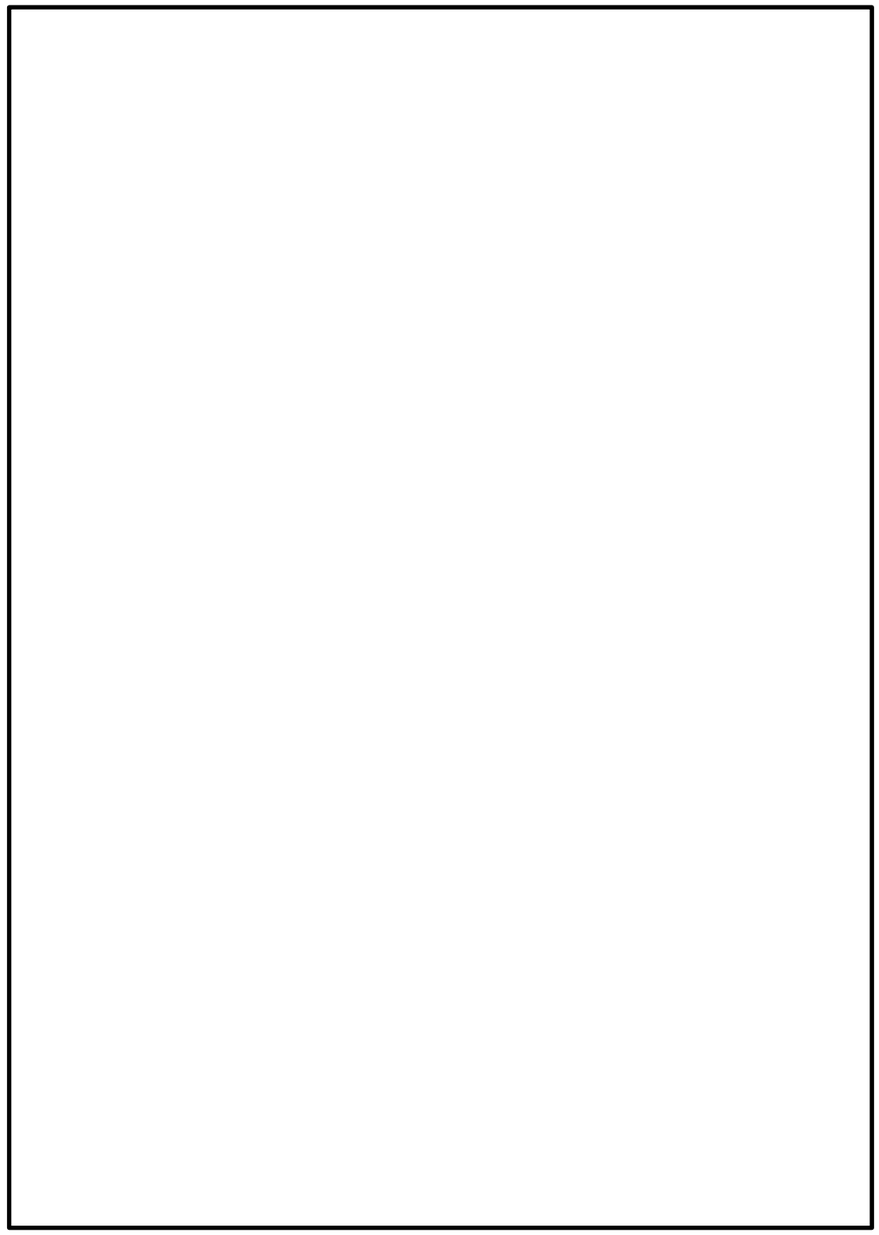
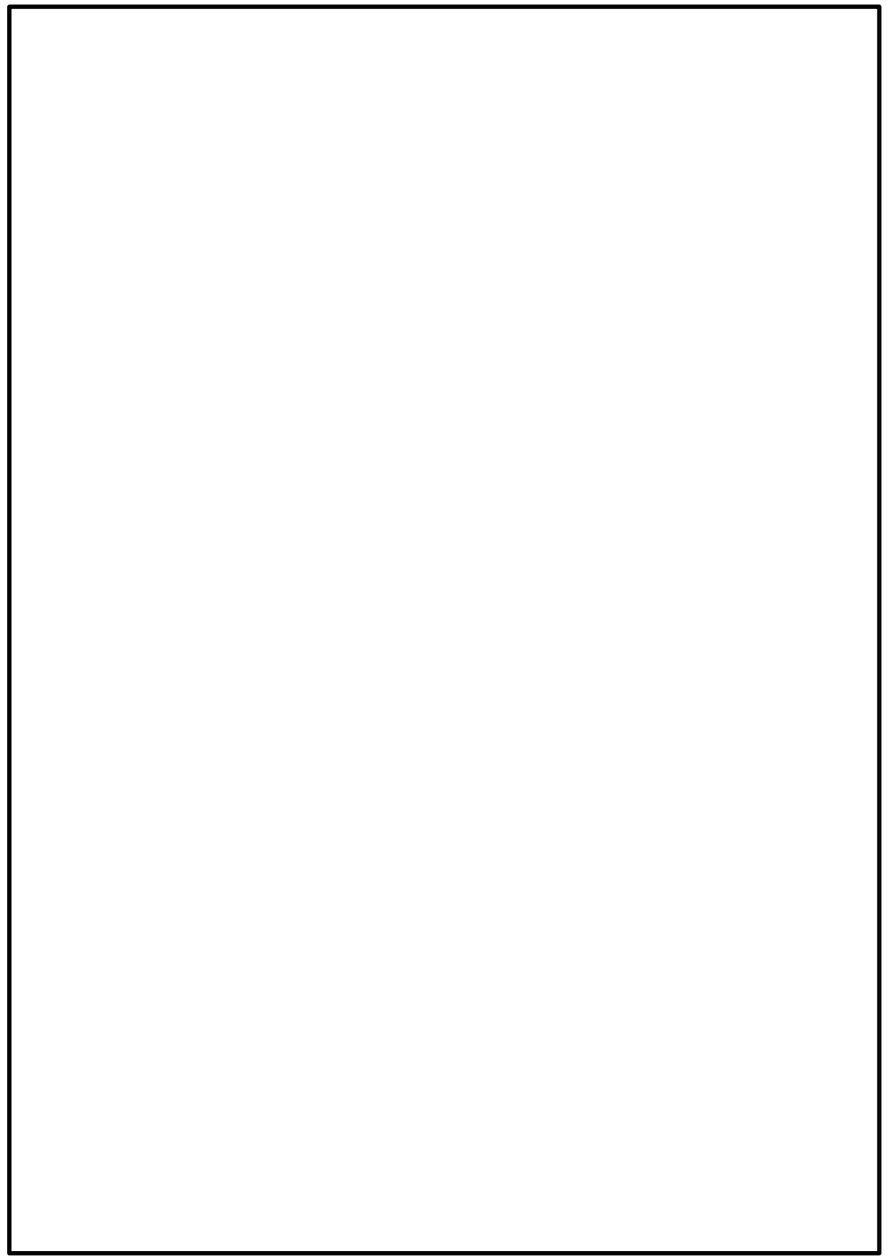


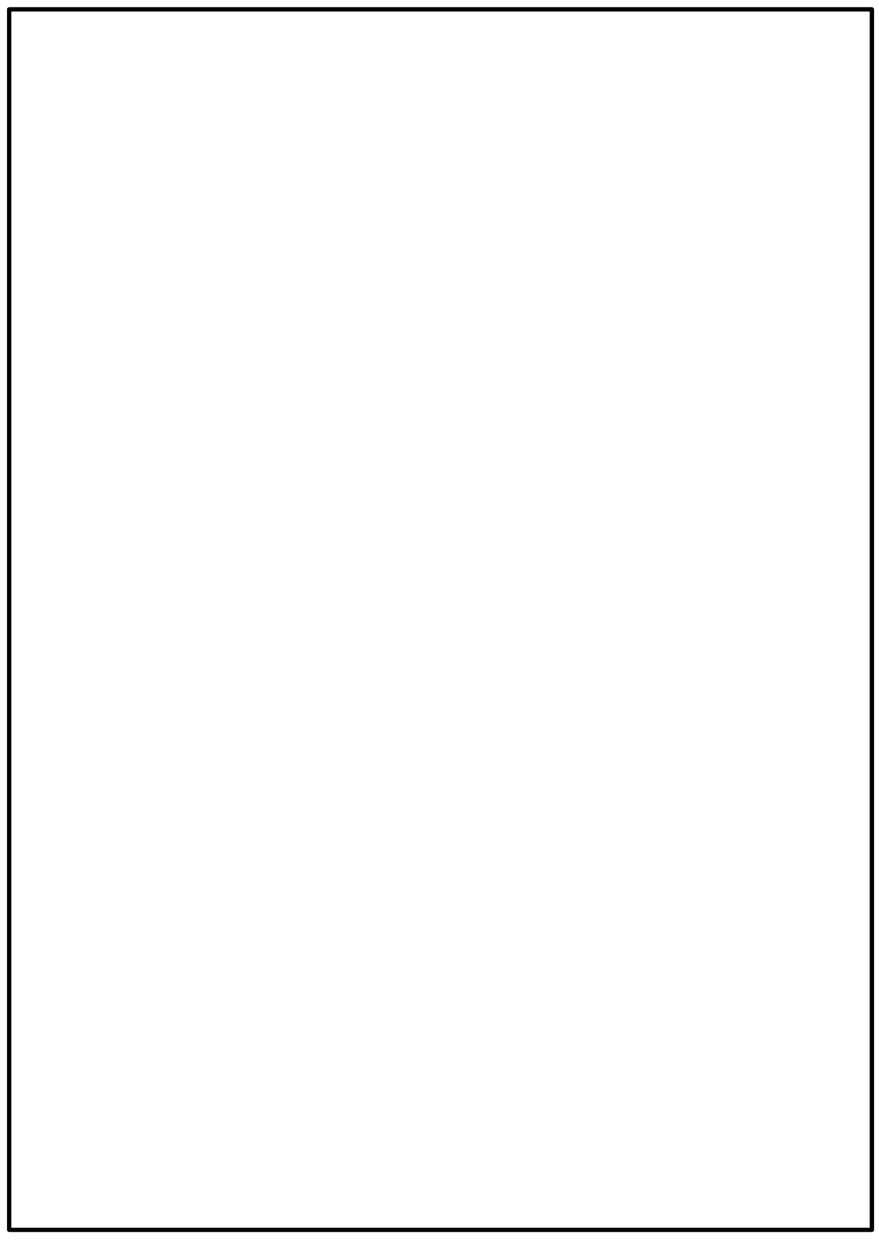
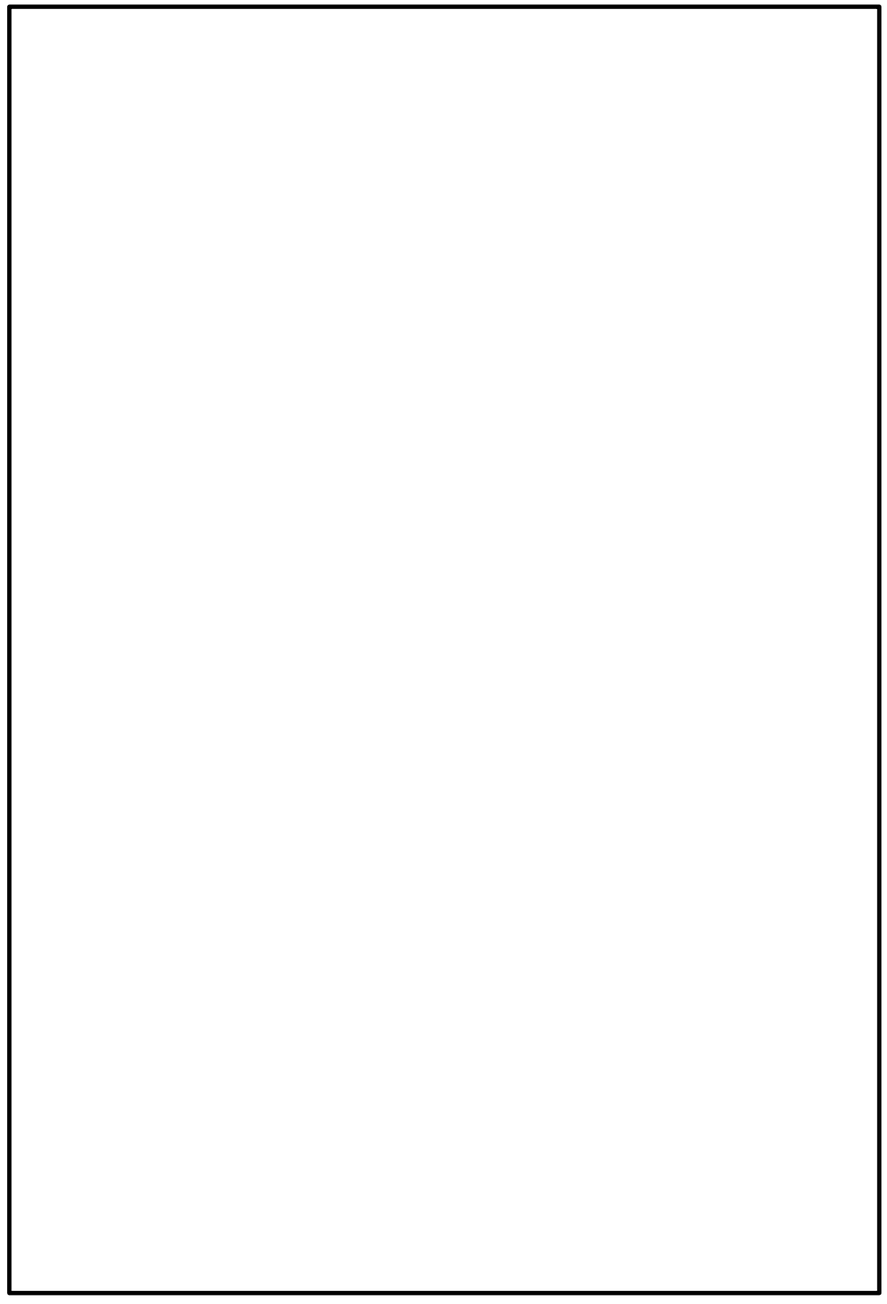
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図1 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ） 6 号炉 屋内配置図	 図１ 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）屋内配置図（原子炉建物１階）	

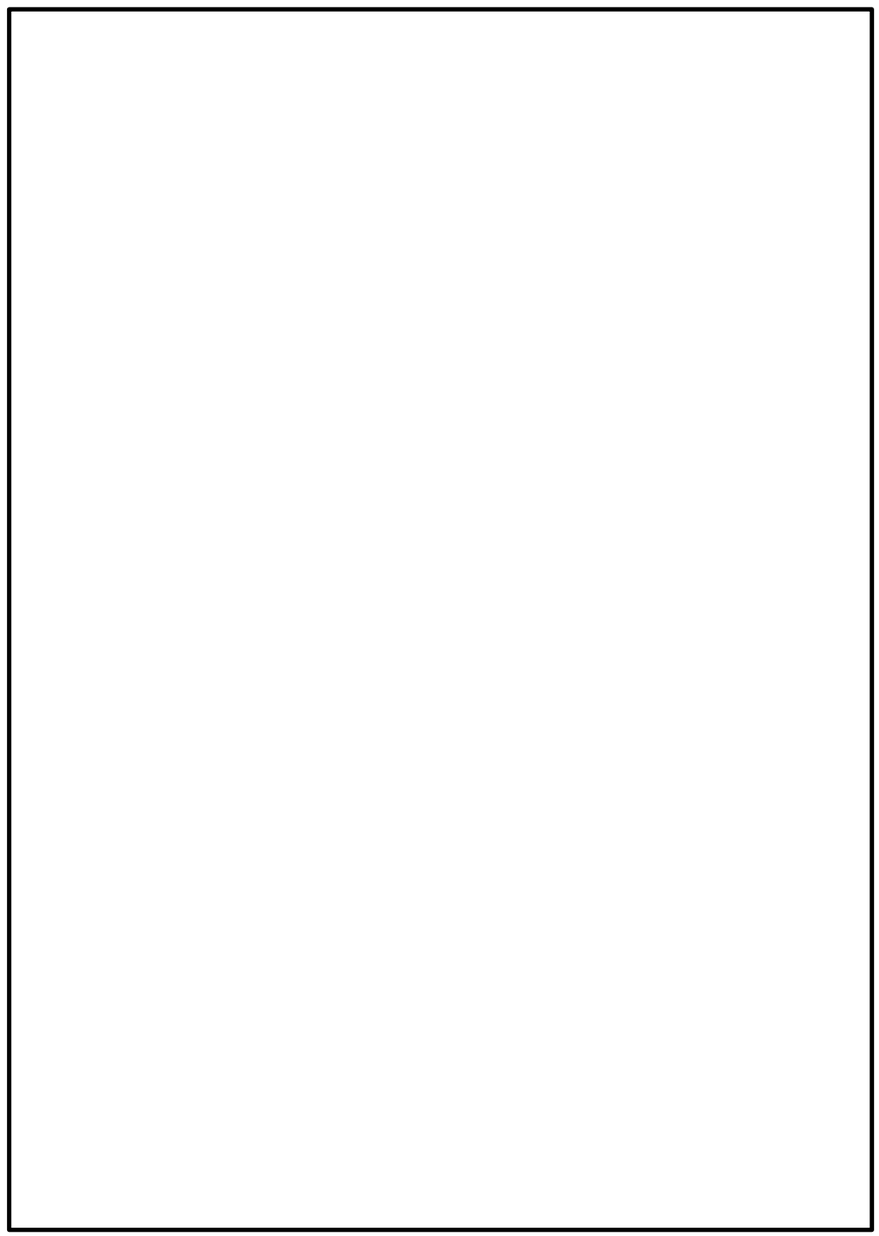
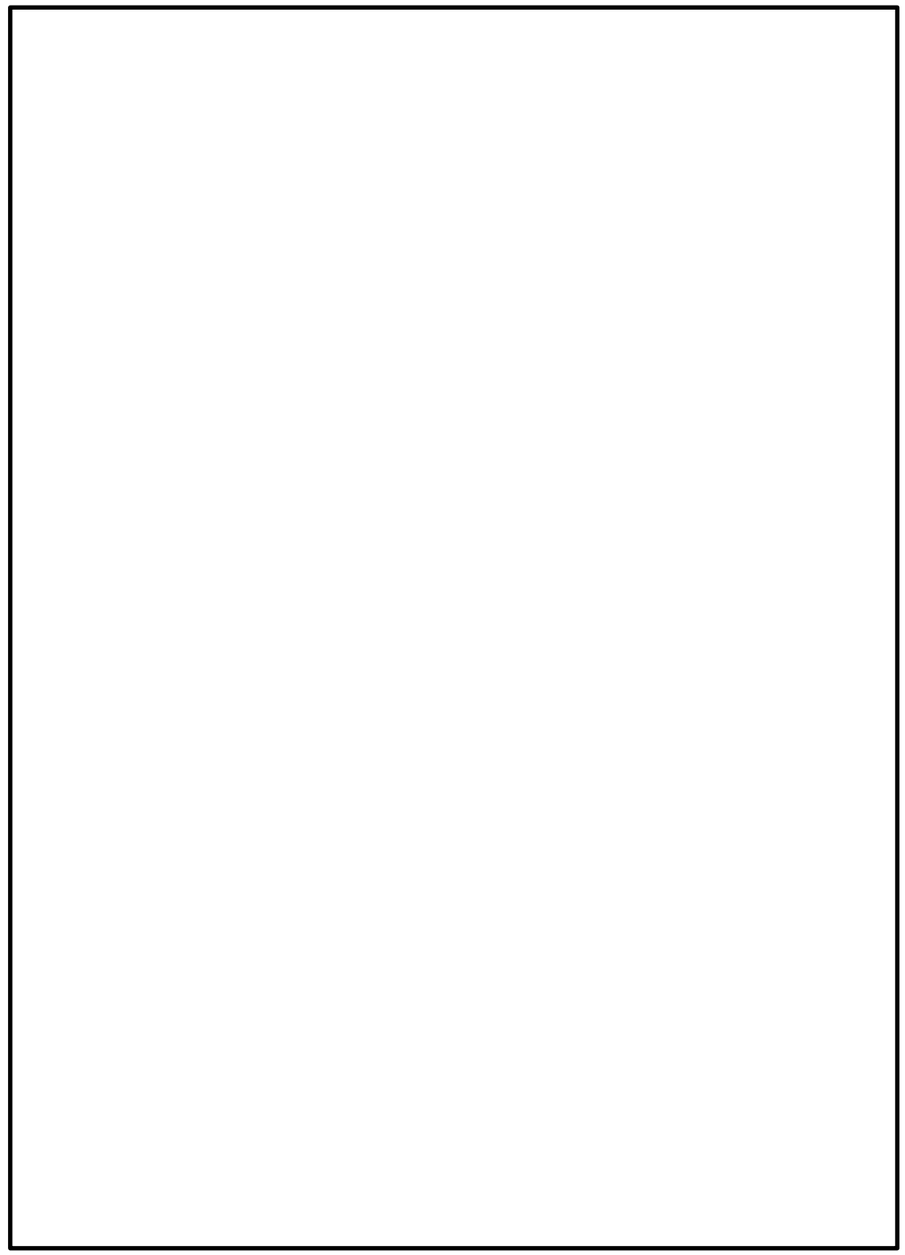
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図2 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ） 7 号炉 屋内配置図	 図２　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）屋内配置図（原子炉建物２階）	

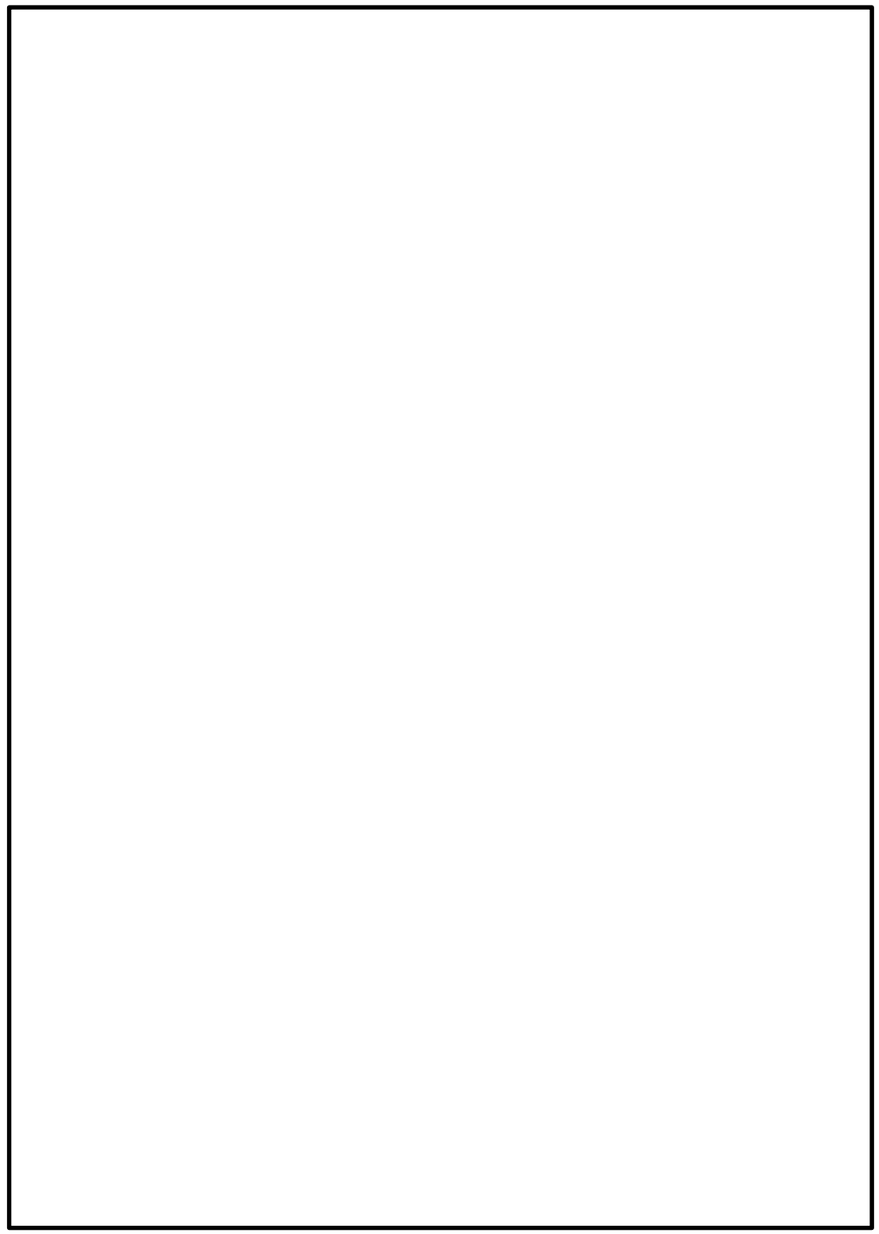
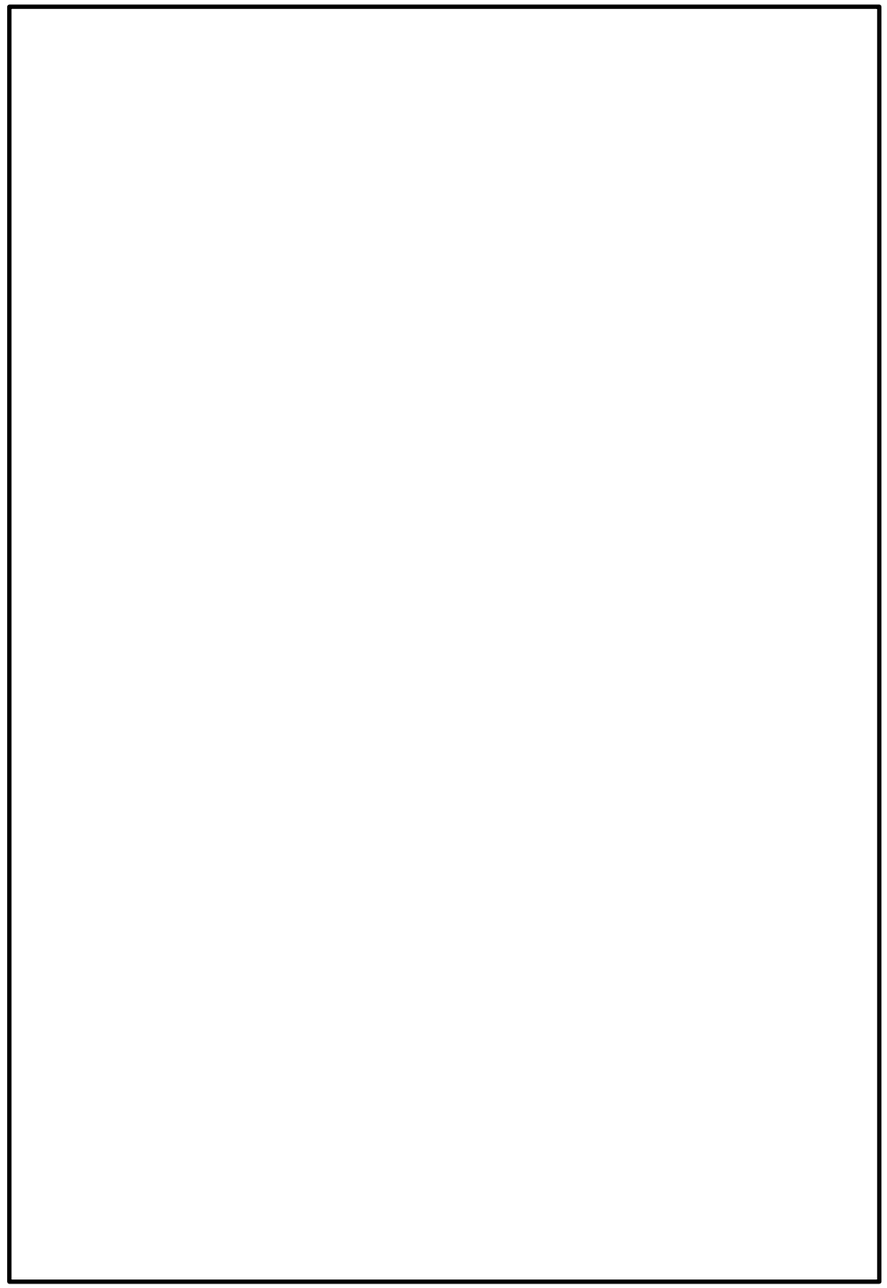
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図3 燃料プール冷却浄化系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上2 階）	 図３　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）屋内配置図（原子炉建物３階）	

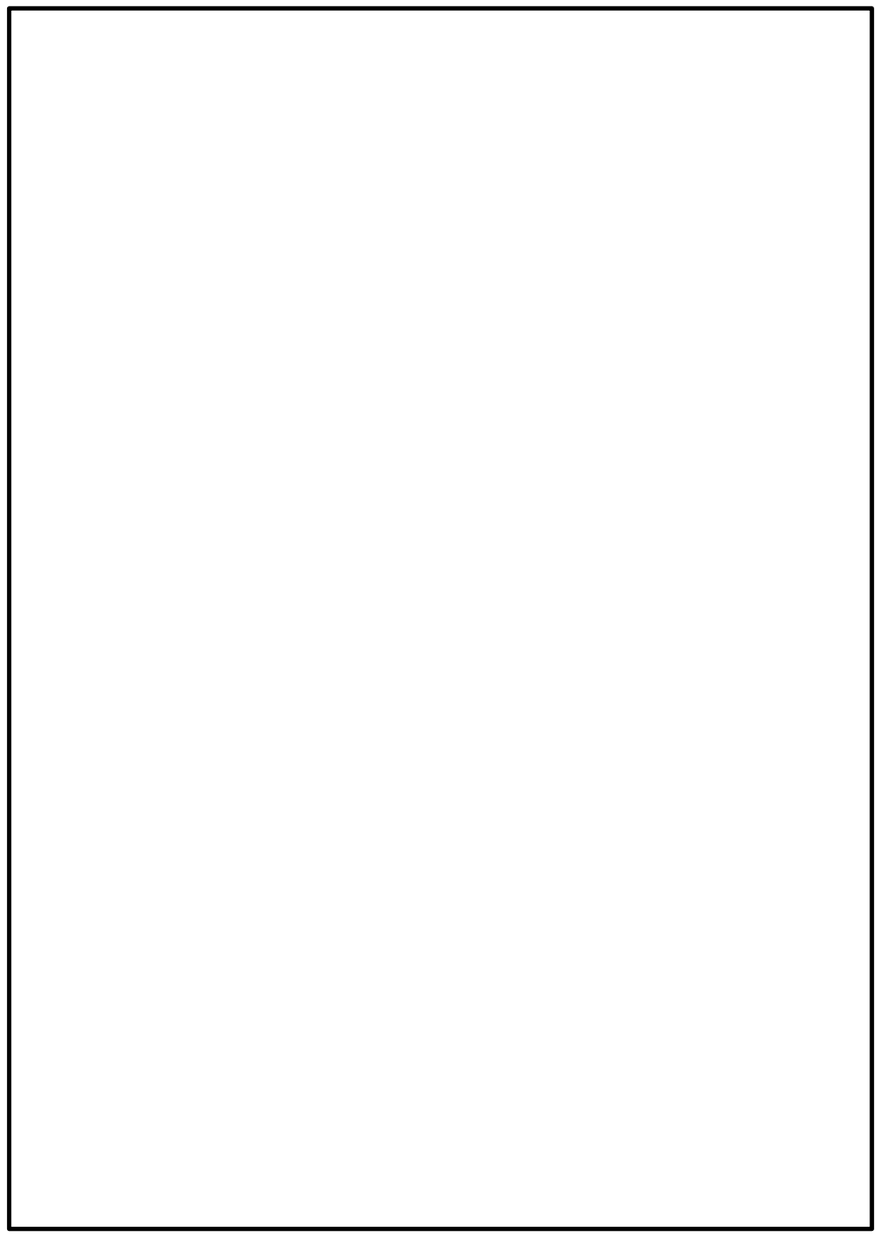
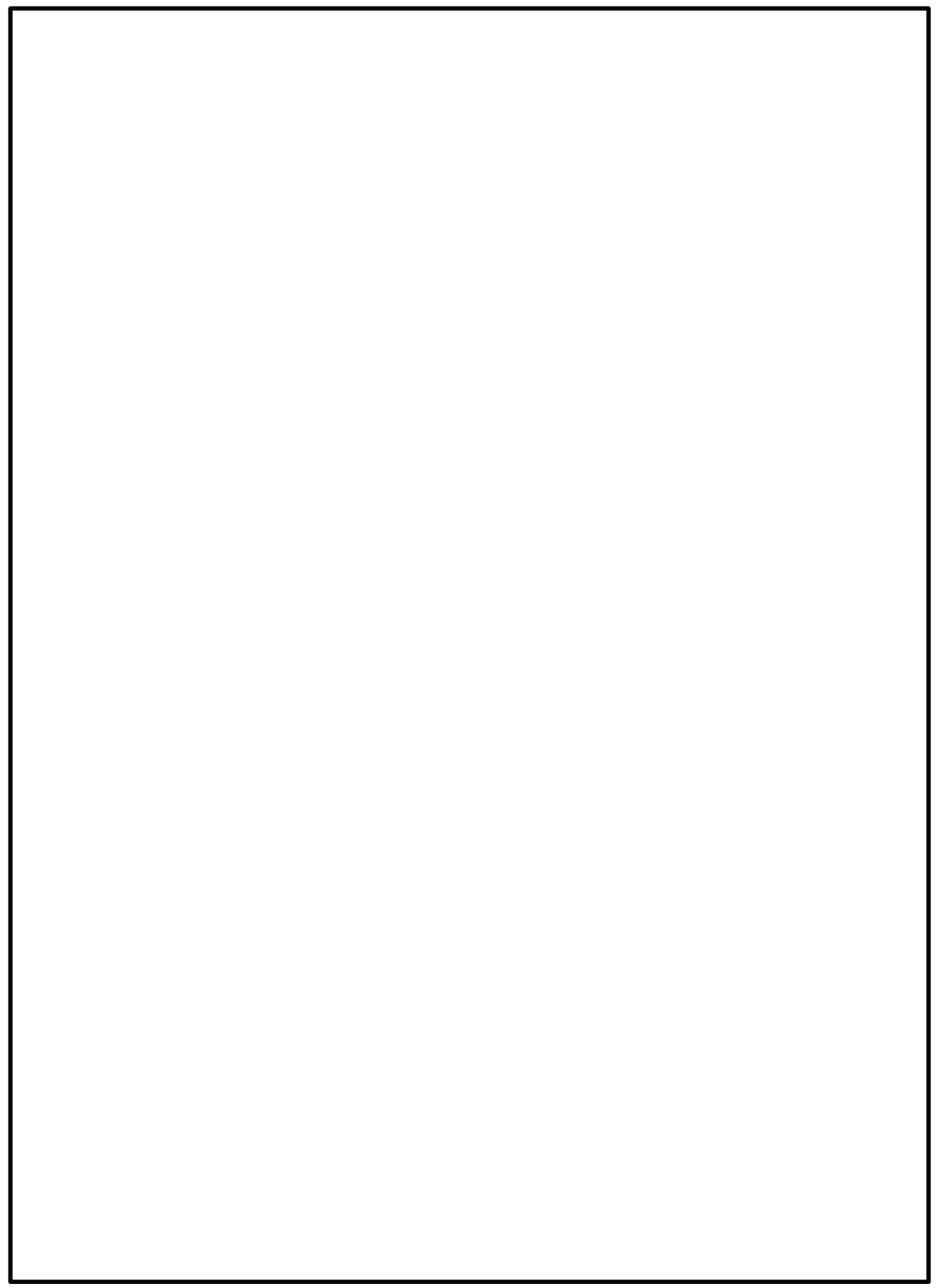
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図4 燃料プール冷却浄化系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上2 階）	 図４　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）屋内配置図（原子炉建物４階）	

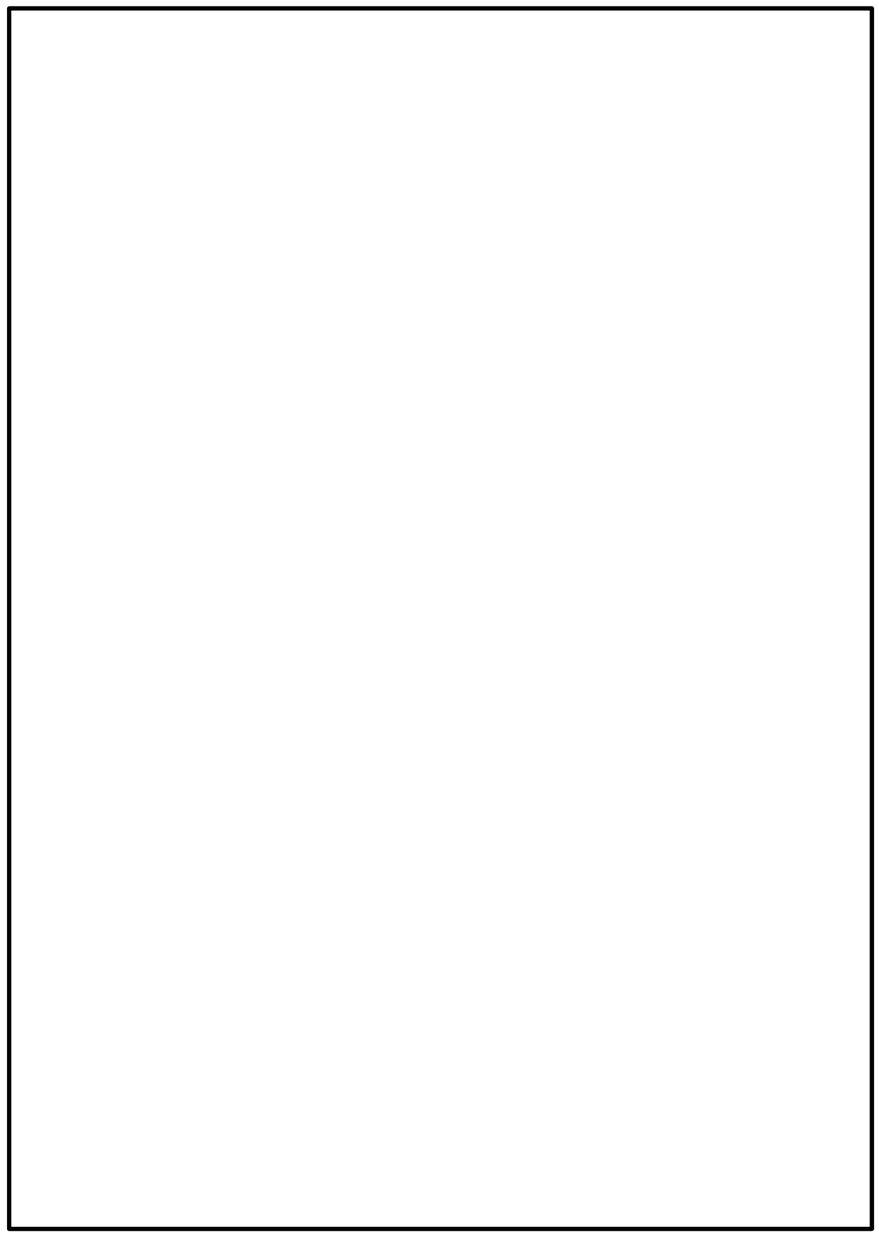
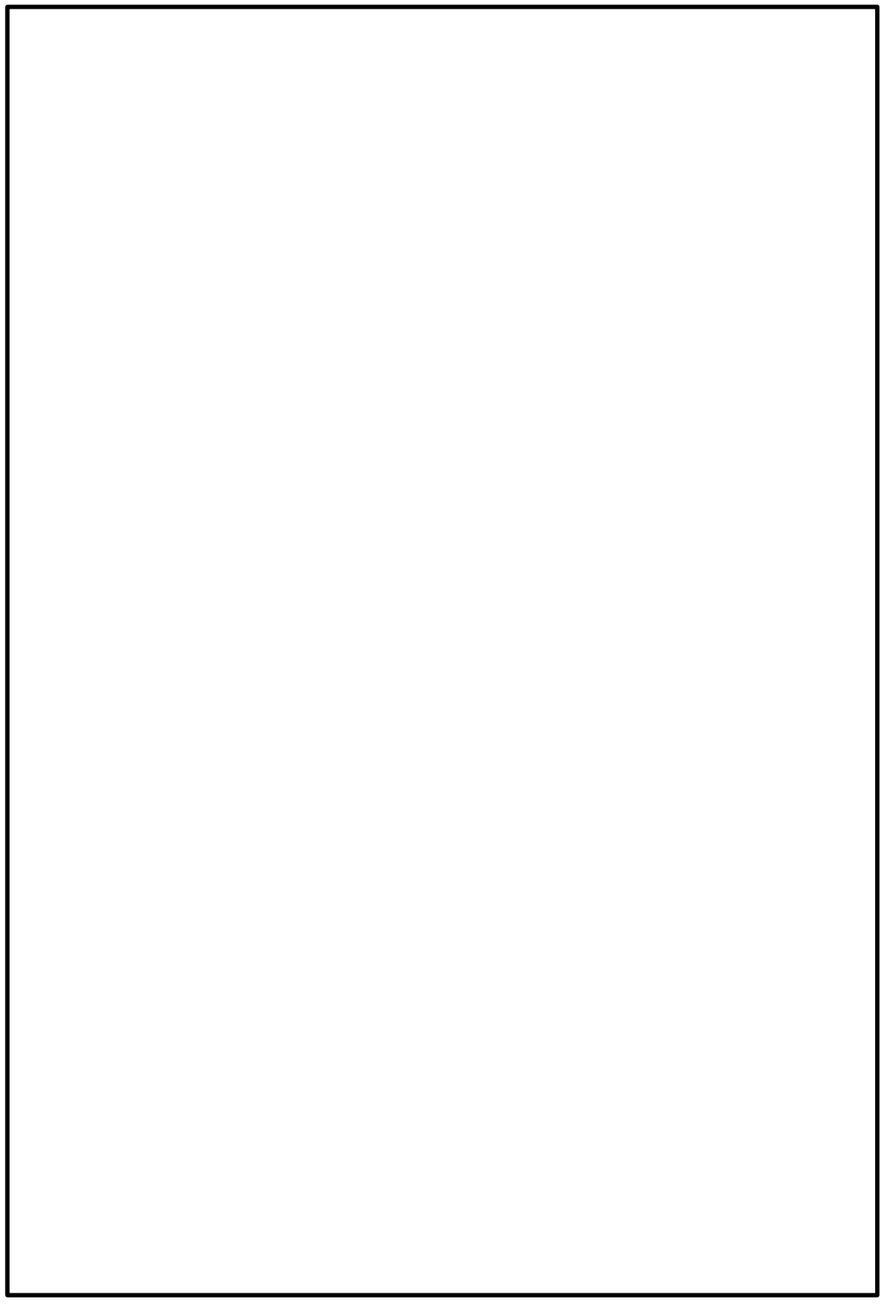
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図5 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上4 階）	 図５　燃料プール冷却系の機器配置図（原子炉建物中２階）	

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6 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上中3 階）	 図６　燃料プール冷却系の機器配置図（原子炉建物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7 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上3 階）	 図７　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物地下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8 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上2 階）	 図８　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物地下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9 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上1 階）	 図９　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物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10 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地下2 階）	 図 10　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物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

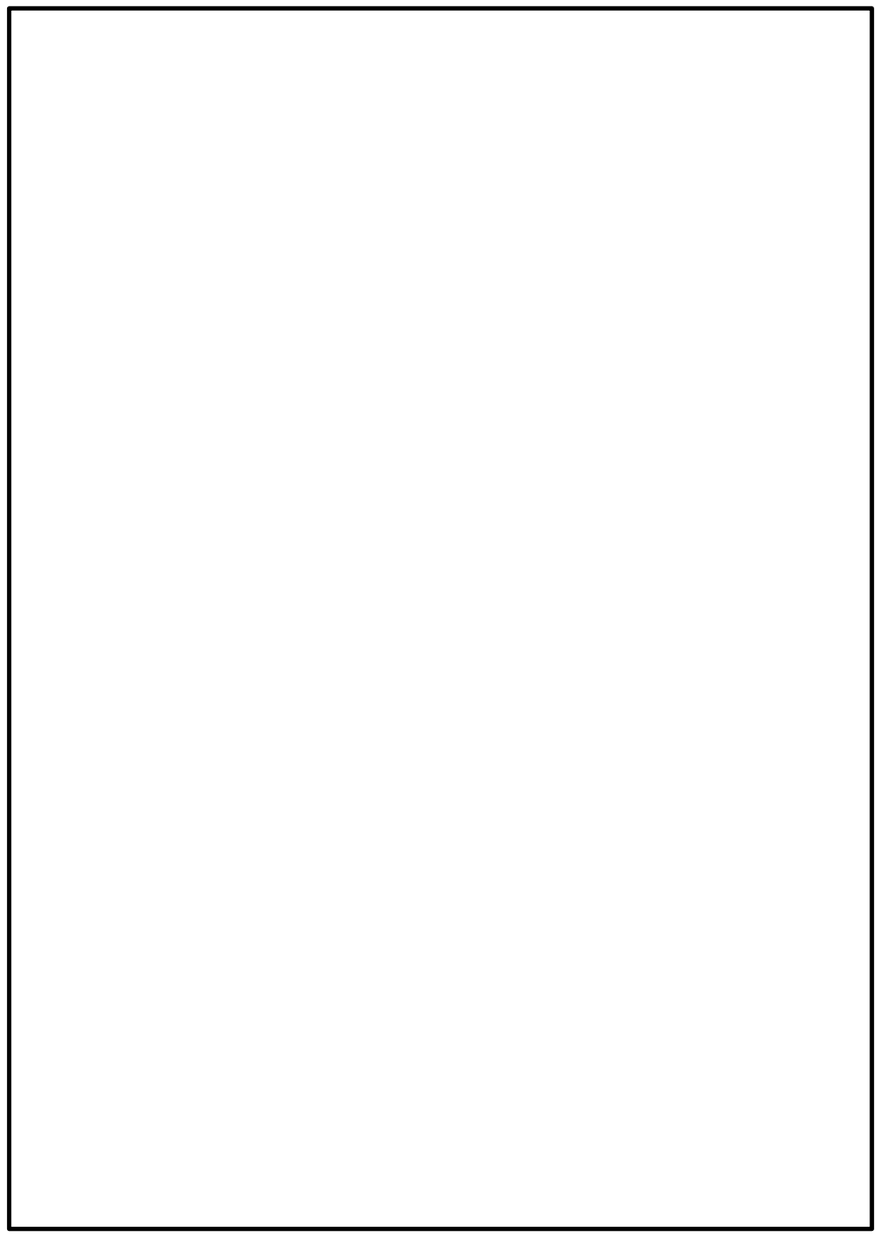
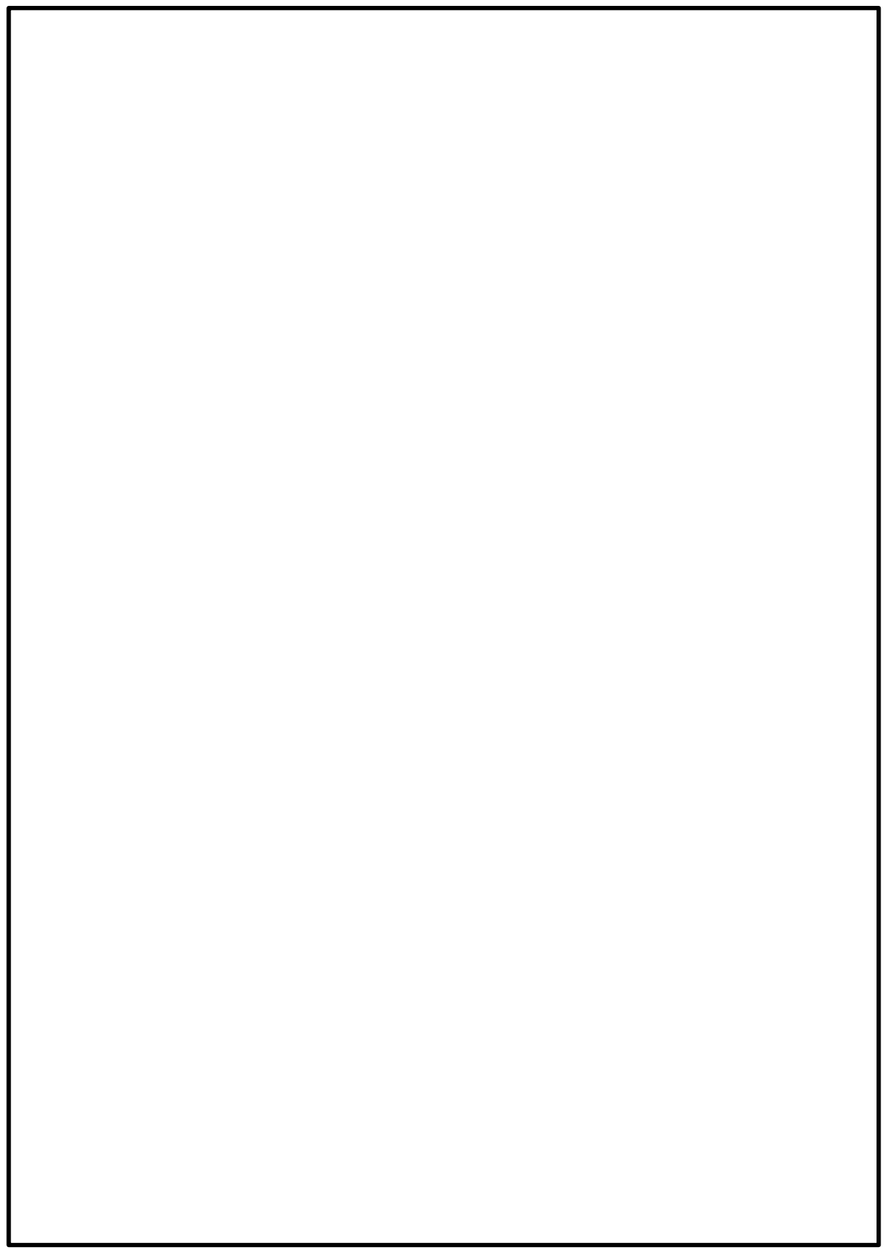
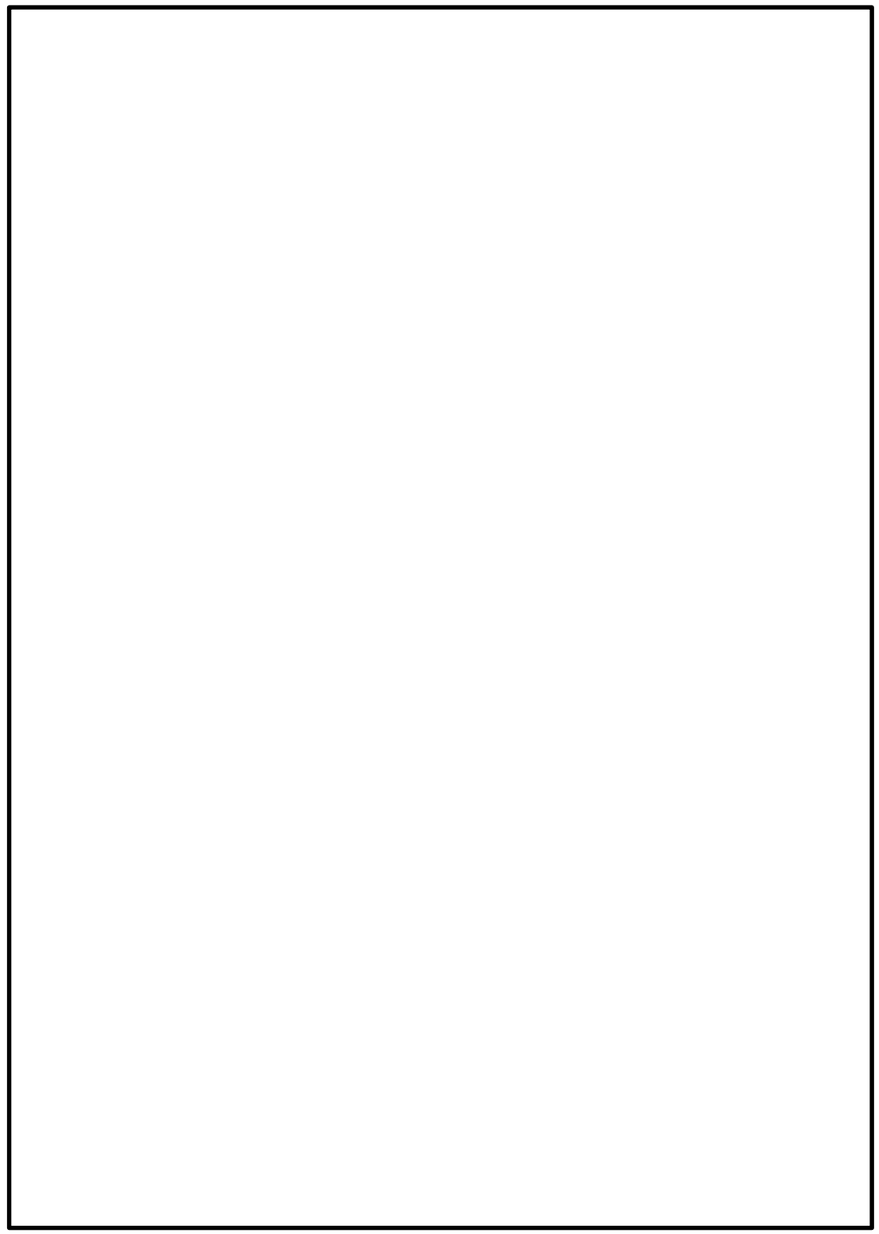
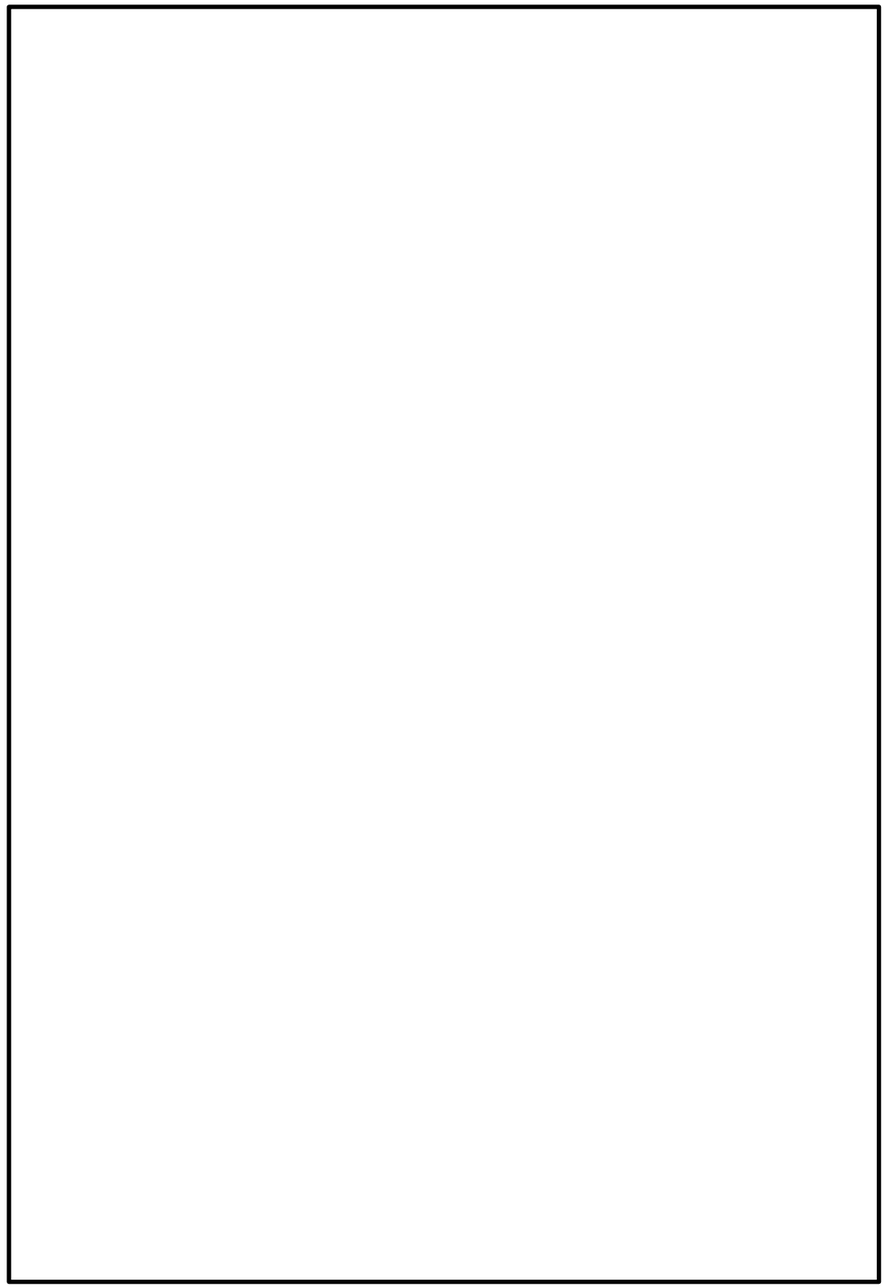
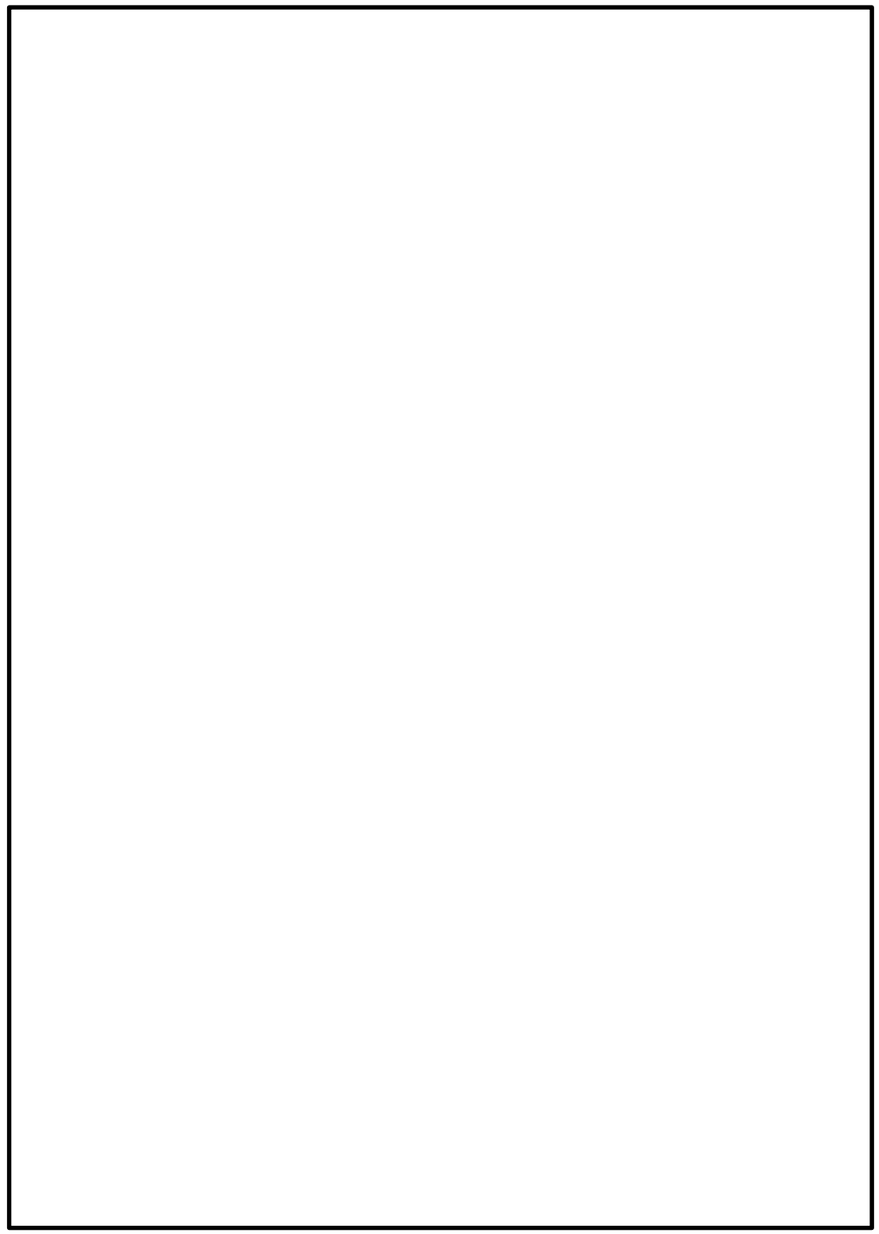
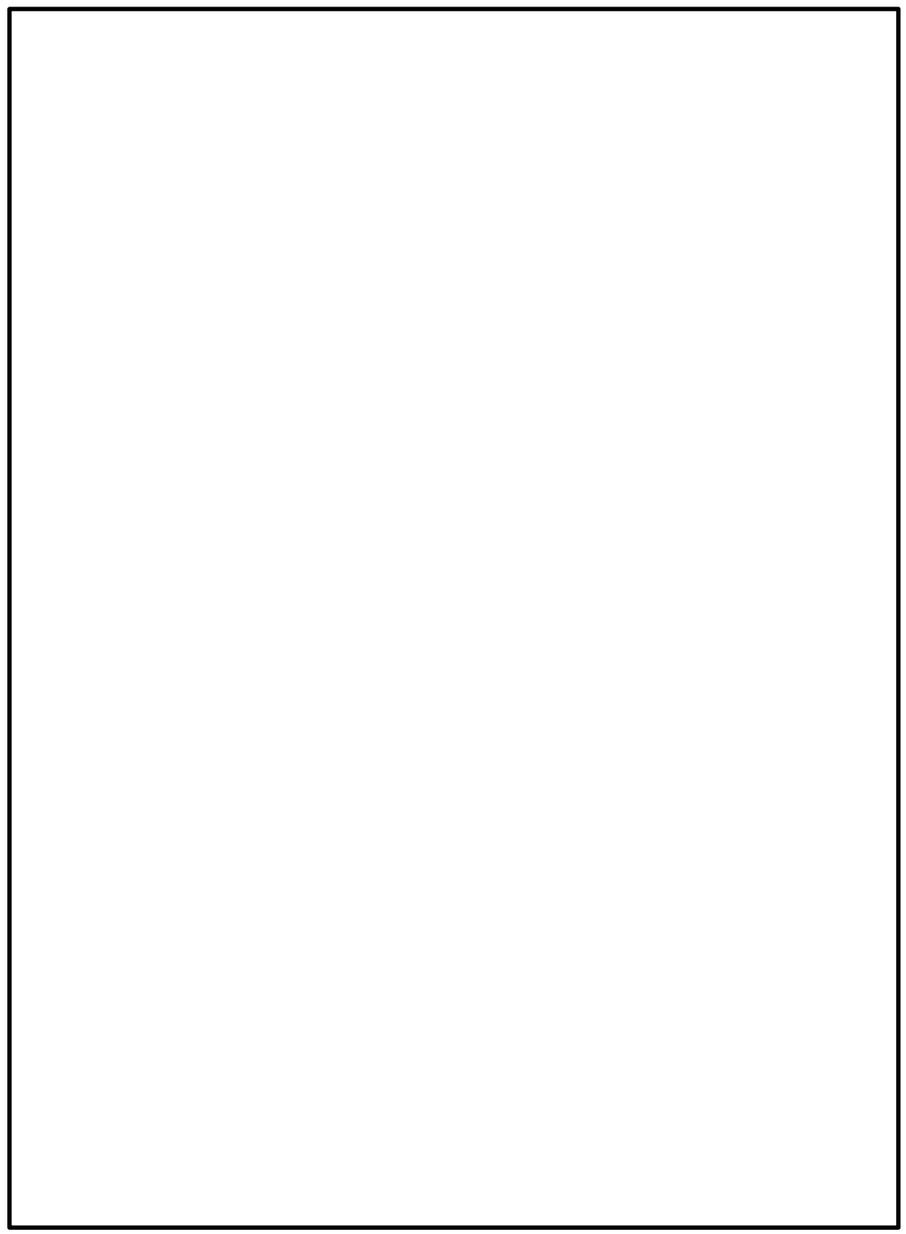
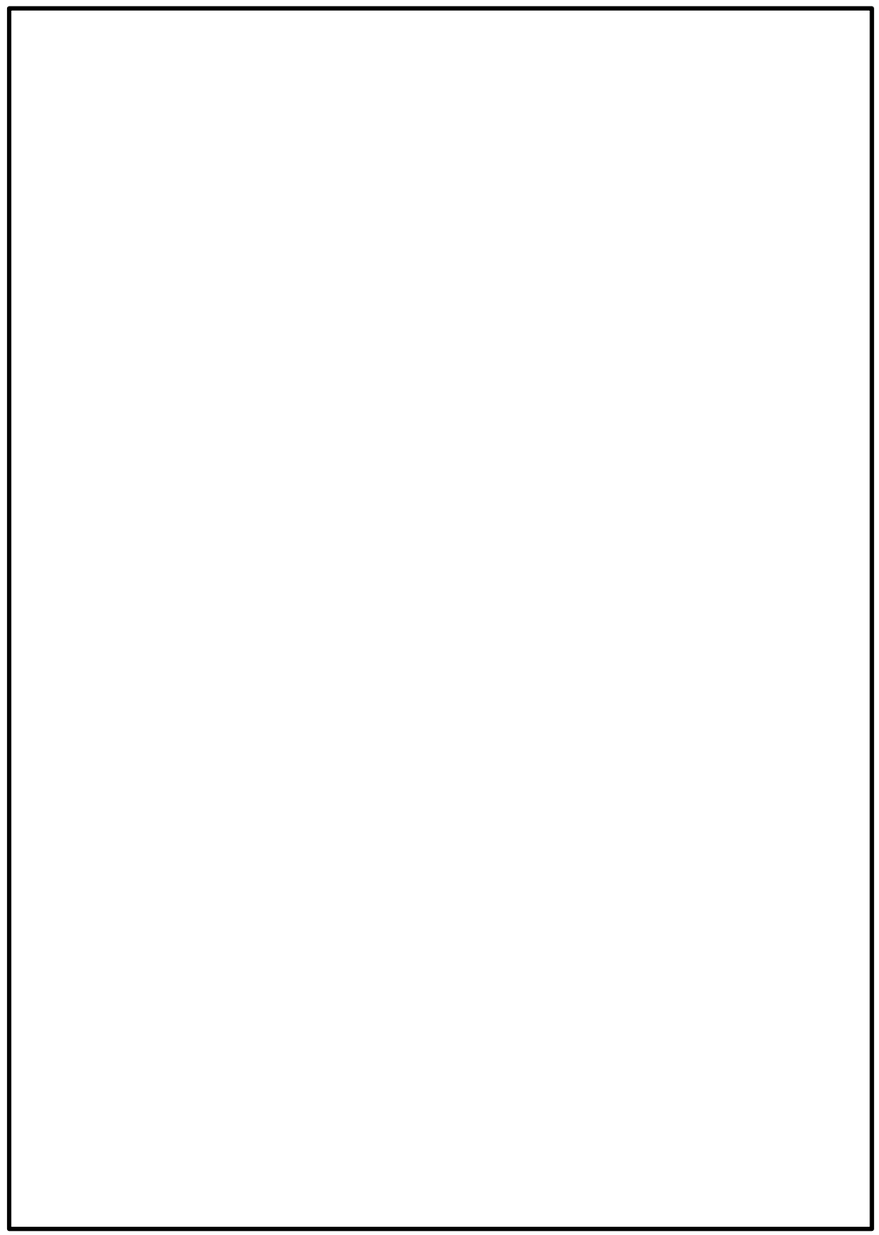
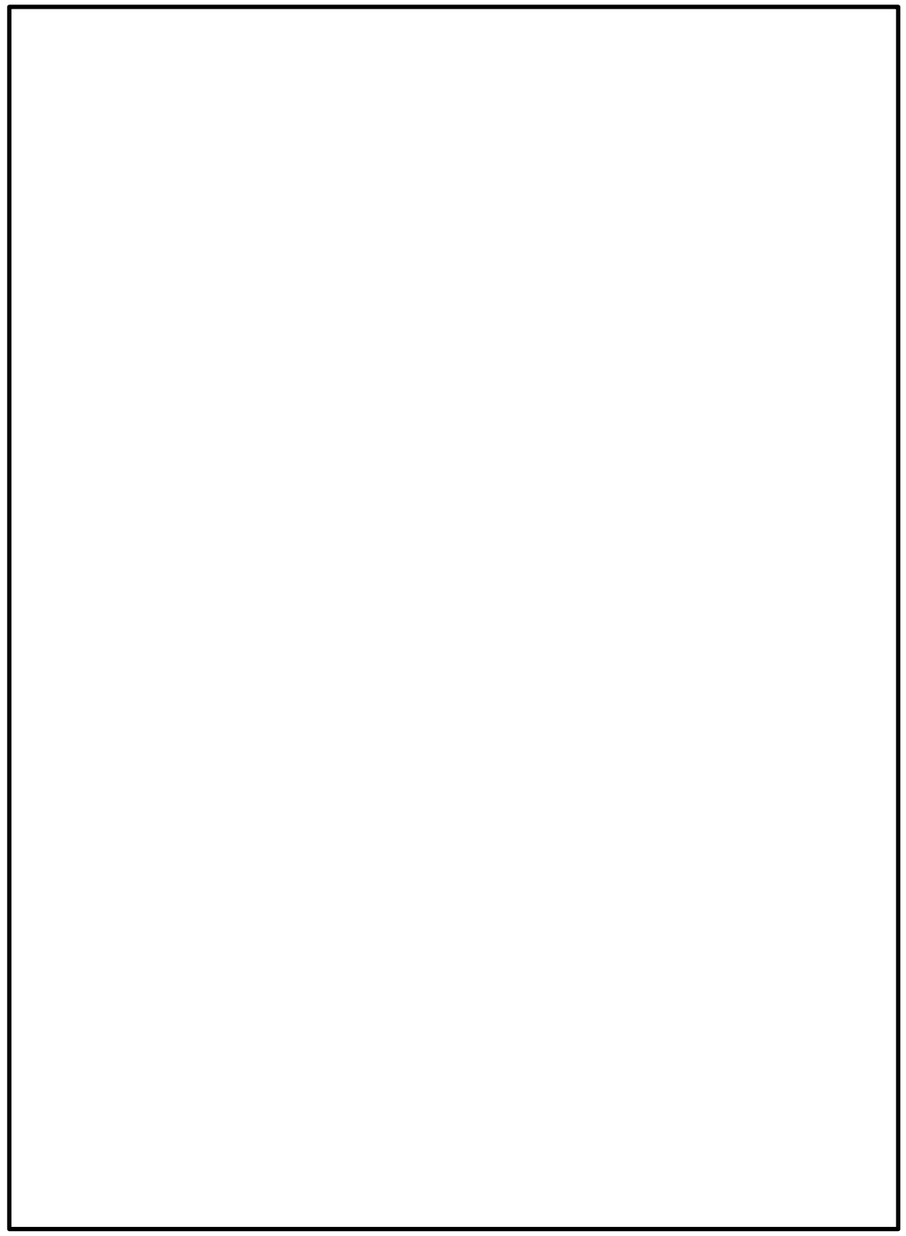
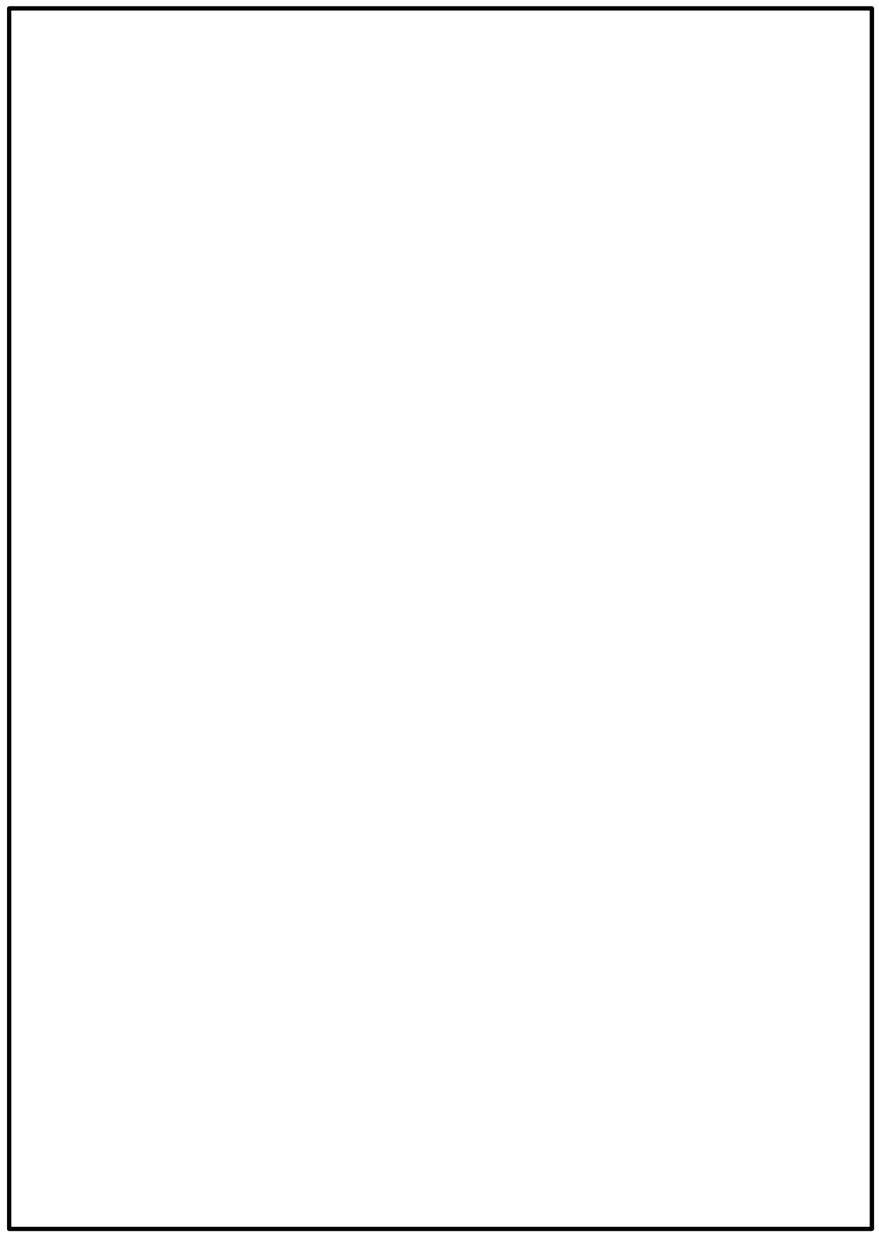
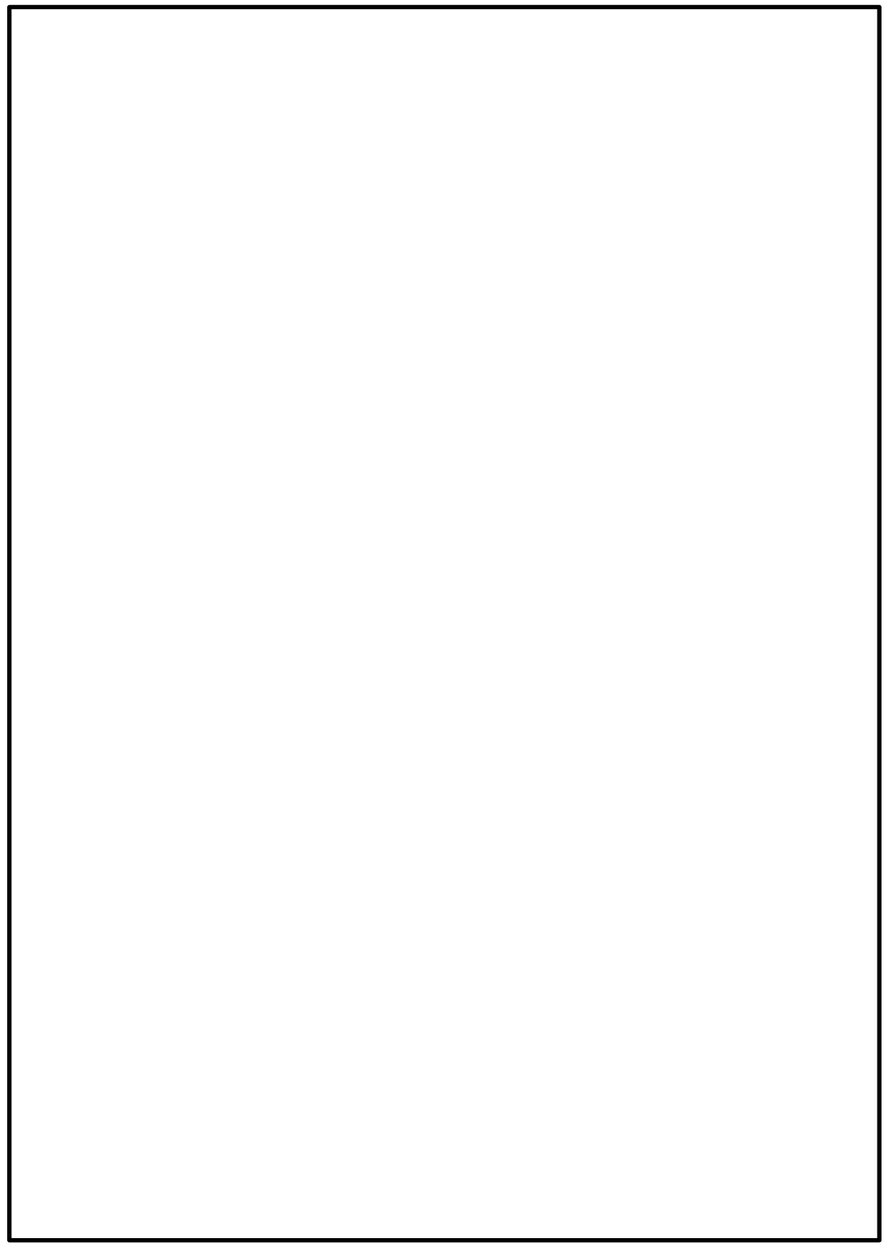

	

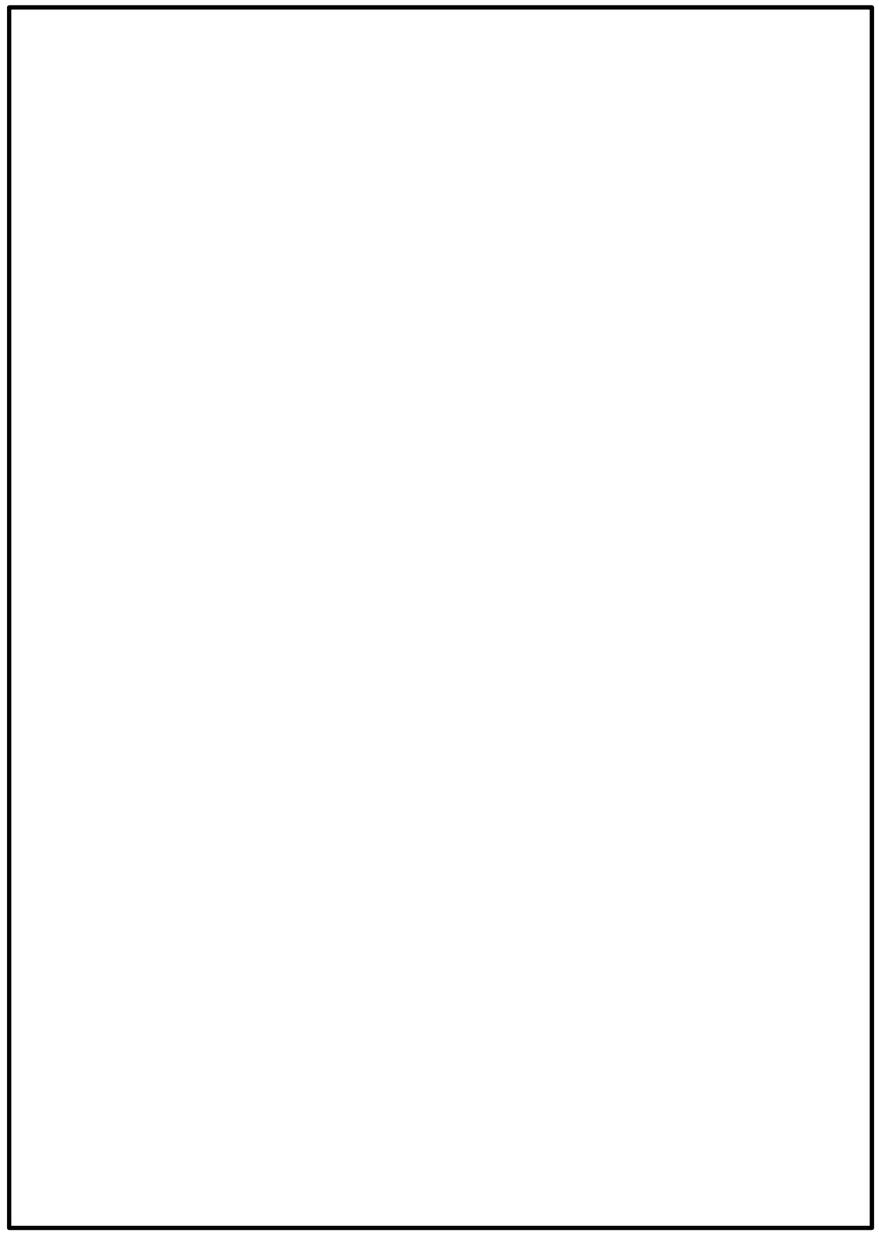
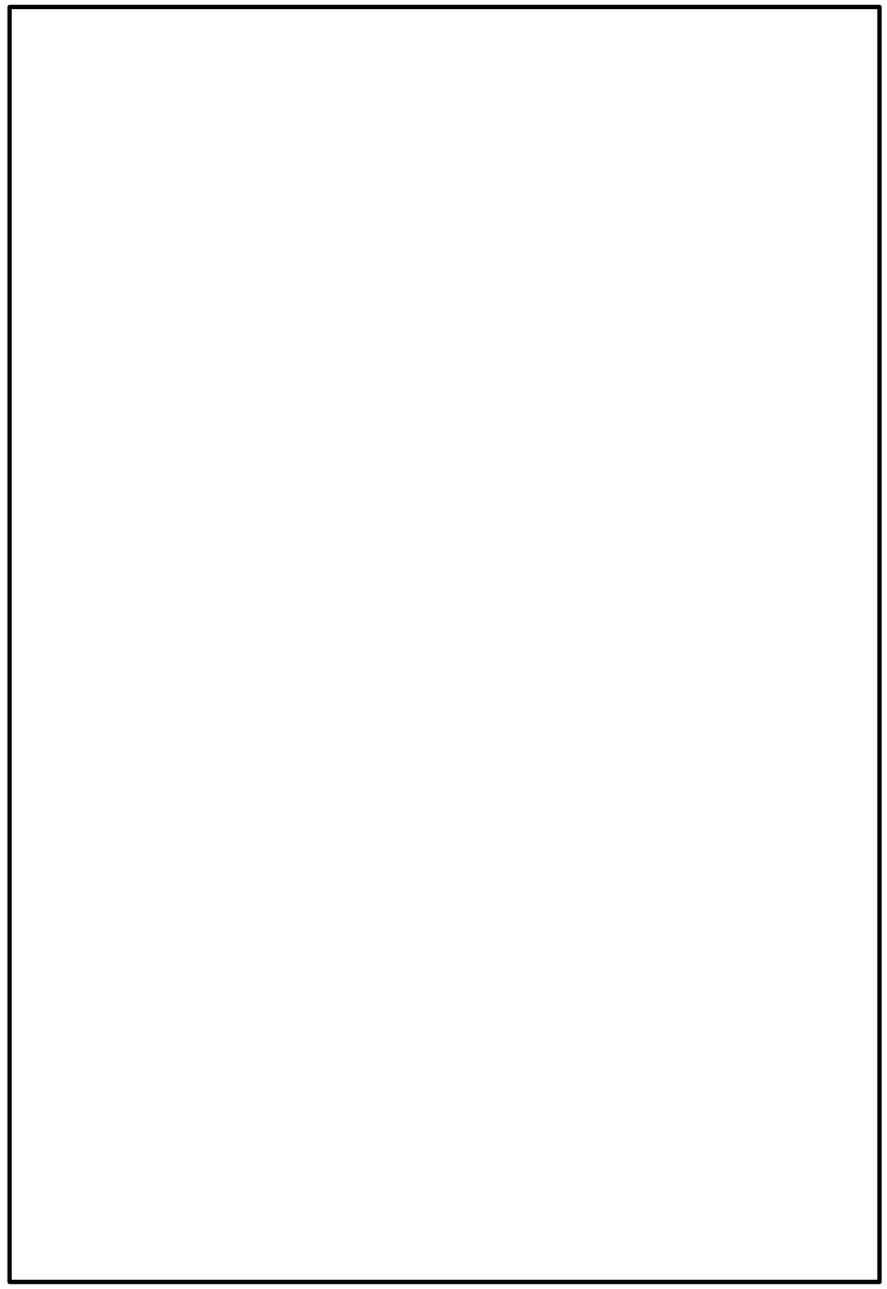
図11 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地下3 階）	図 11　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物３階）	

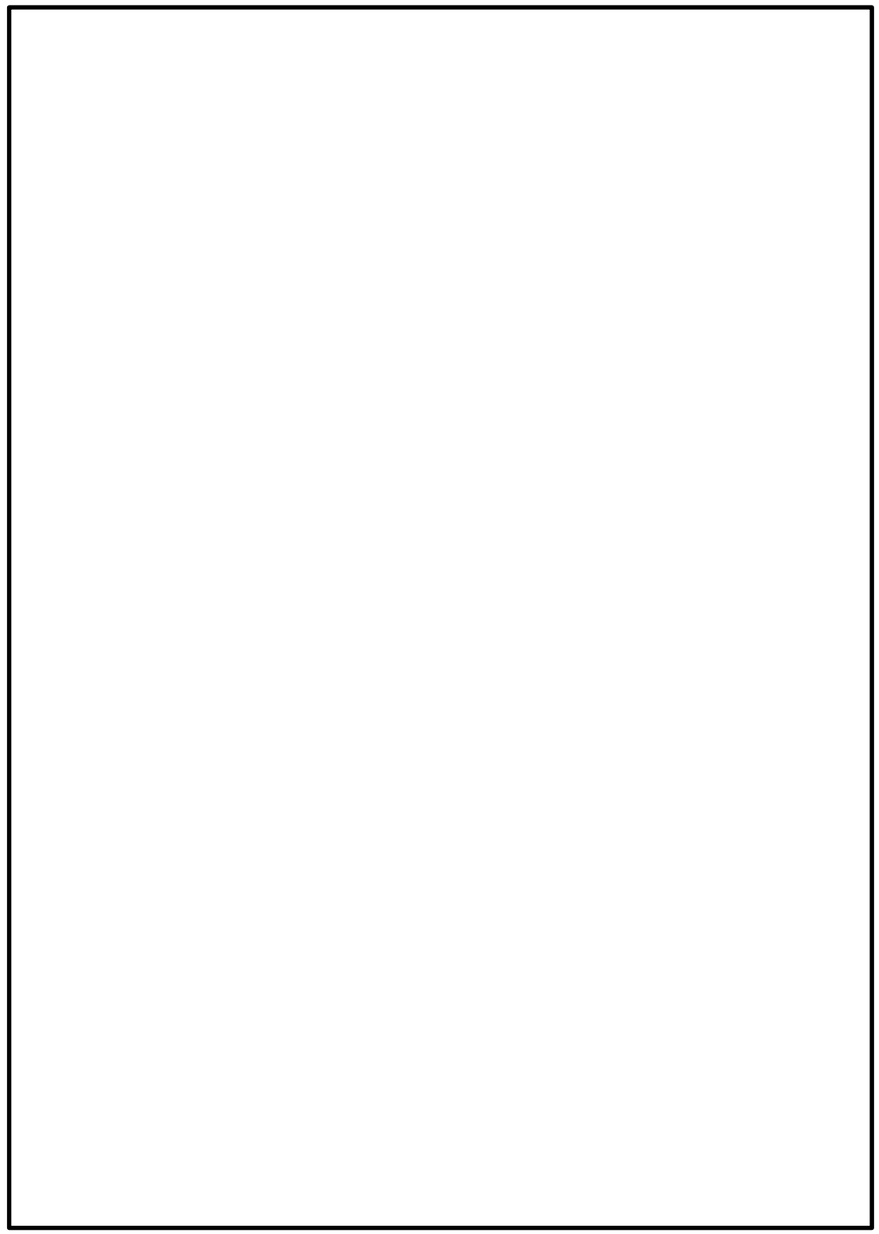
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図12 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉タービン建屋地上1 階）	 図 12　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物４階）	

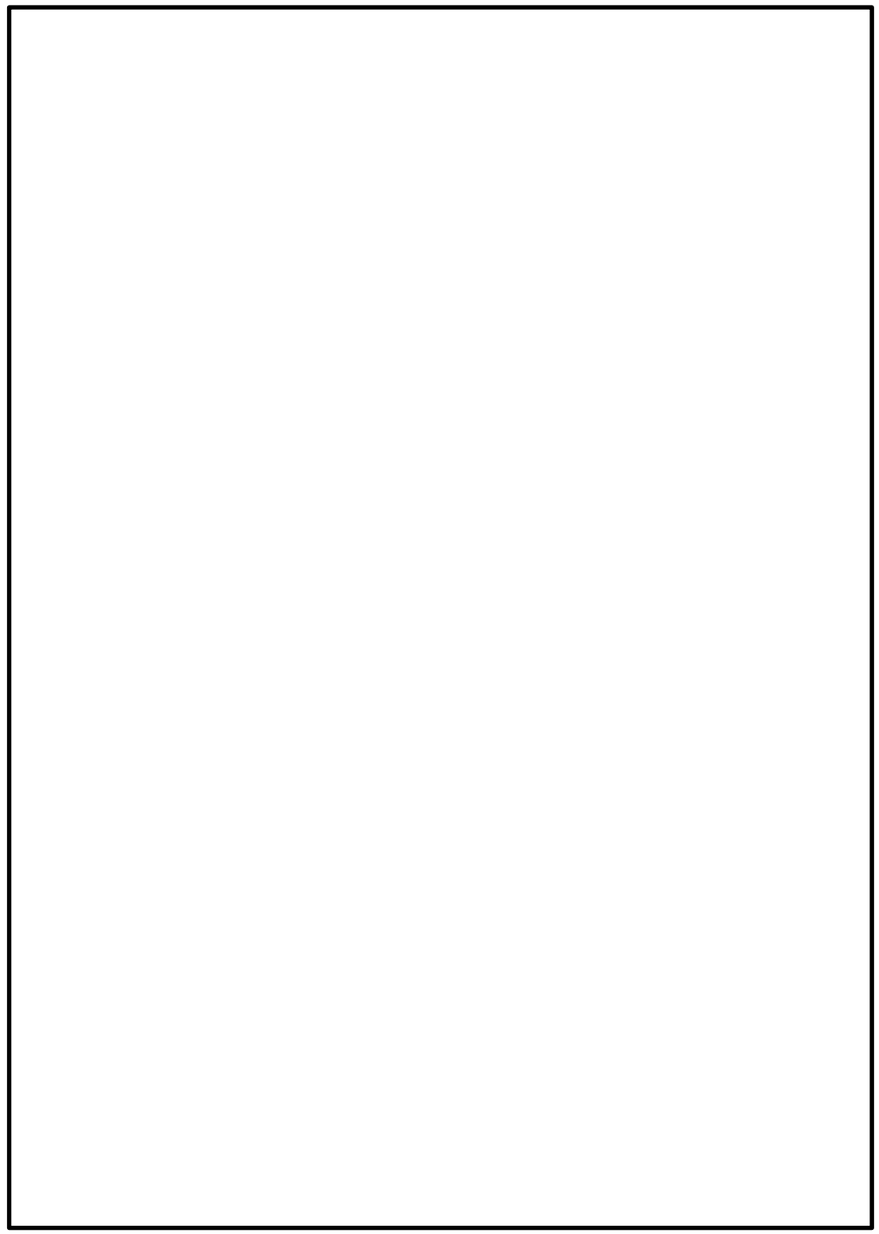
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図13 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉タービン建屋地下1 階）	 図 13　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（廃棄物処理建物２階）	

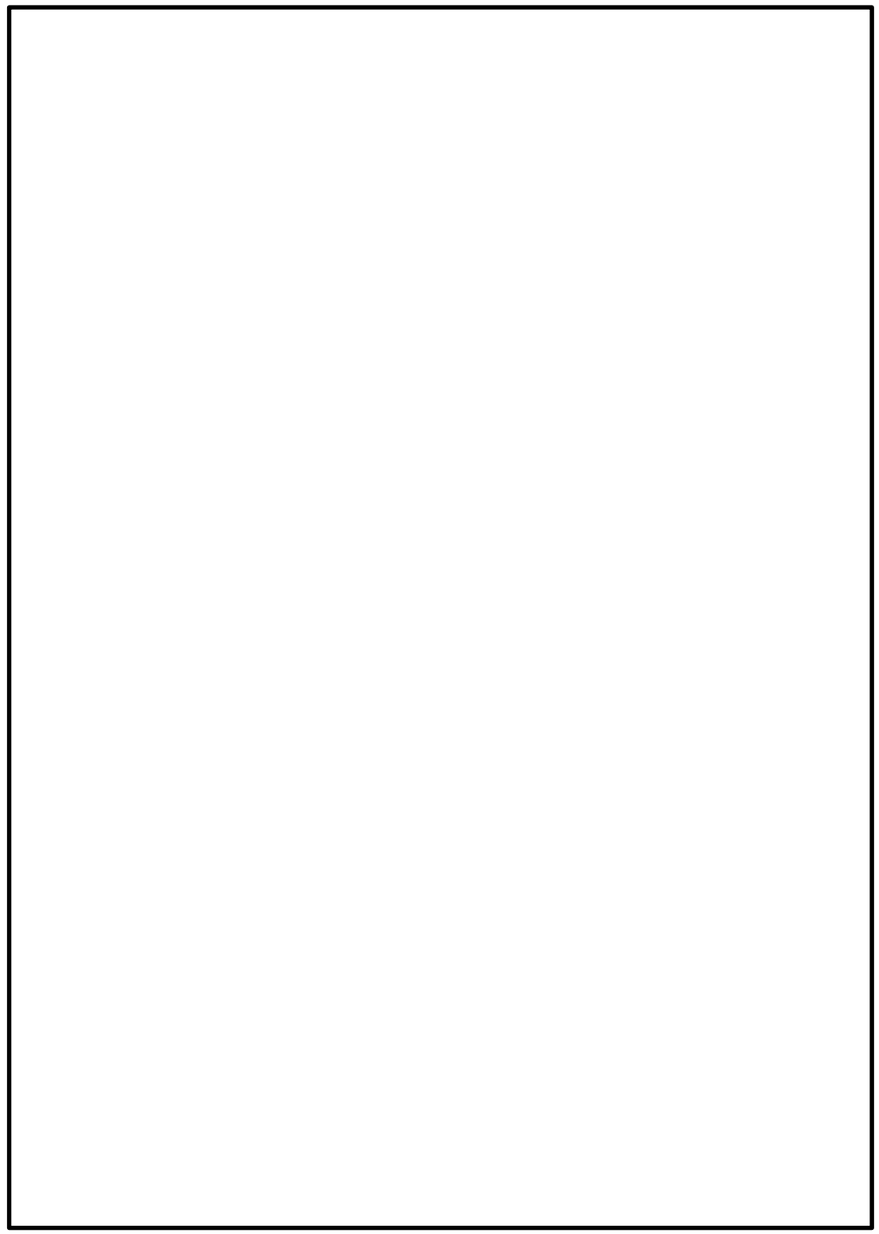
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図14 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上4 階）	 図 14　燃料プール監視設備の機器配置図（原子炉建物４階）	

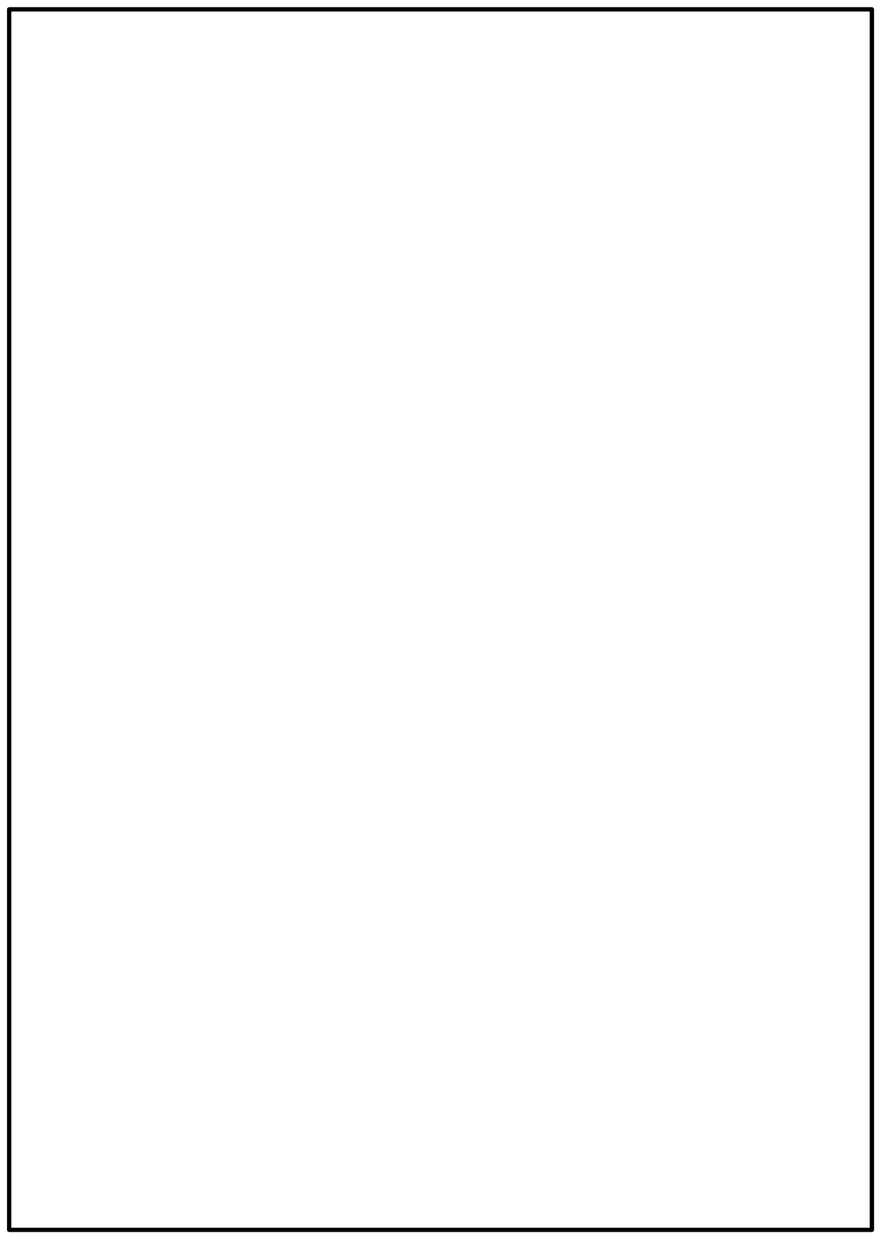
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図15 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上中3 階）	 図 15　燃料プール監視設備の機器配置図（原子炉建物３階）	

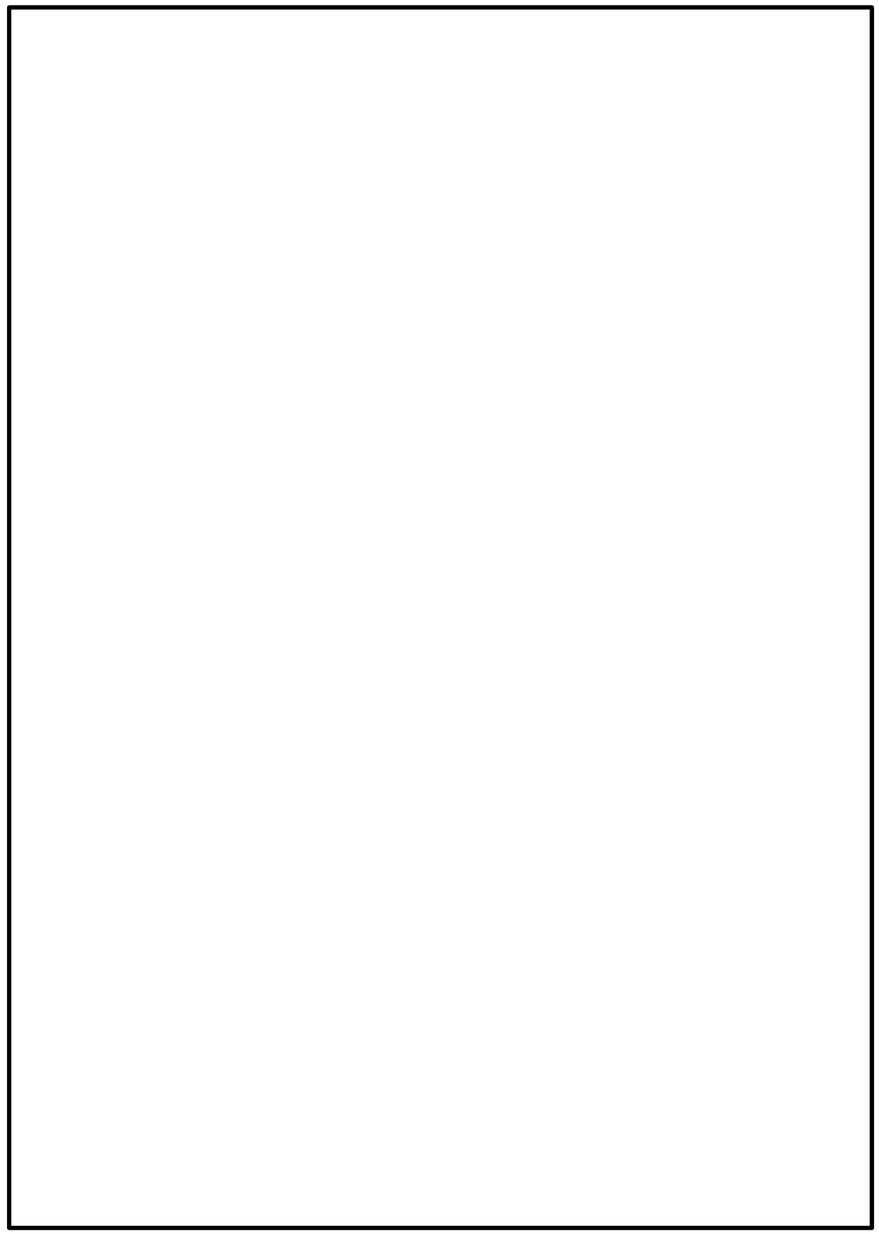
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図16 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上3 階）	 図 16　原子炉補機代替冷却系　接続口配置図	

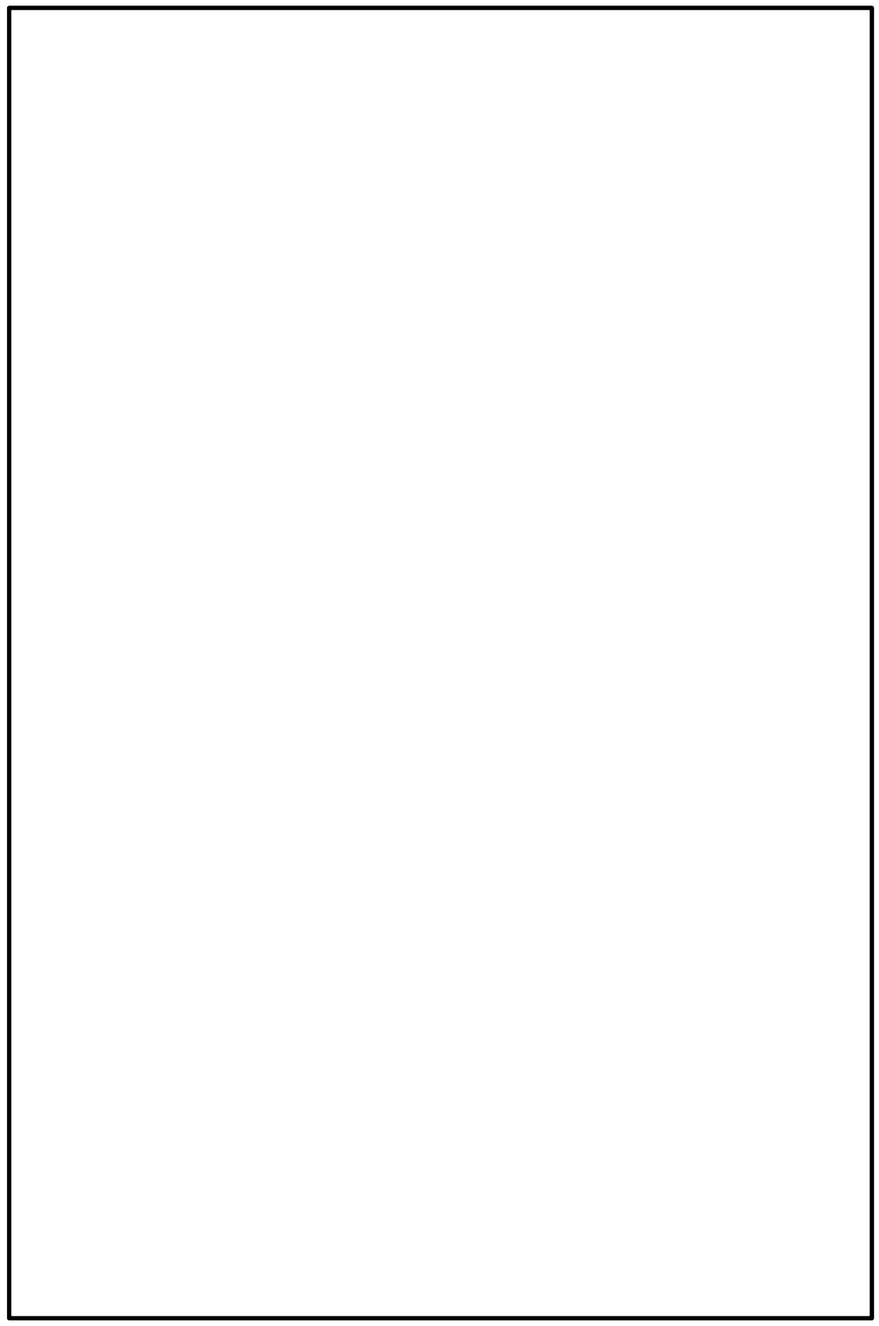
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図17 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上2 階）		

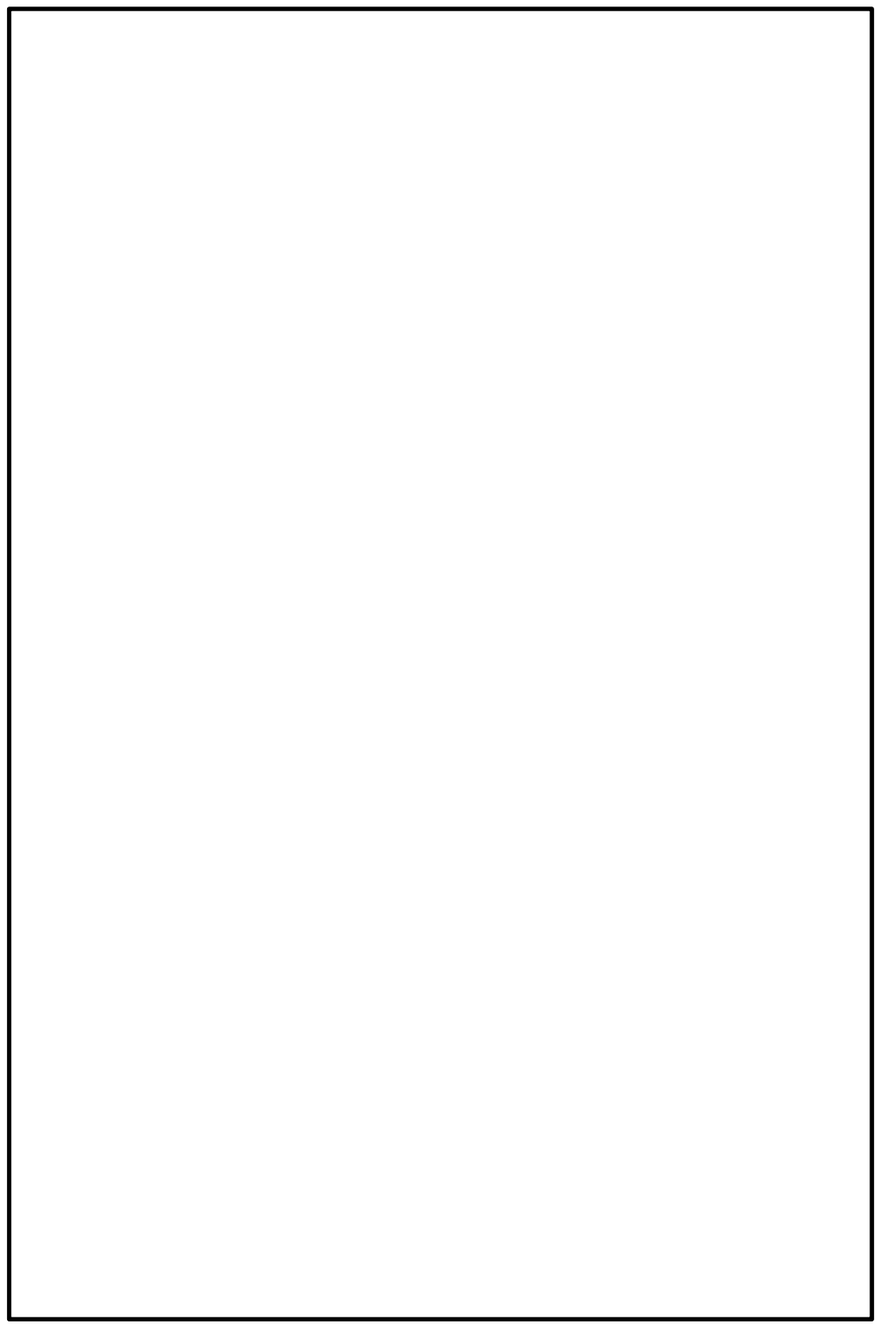
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図18 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上1 階）		

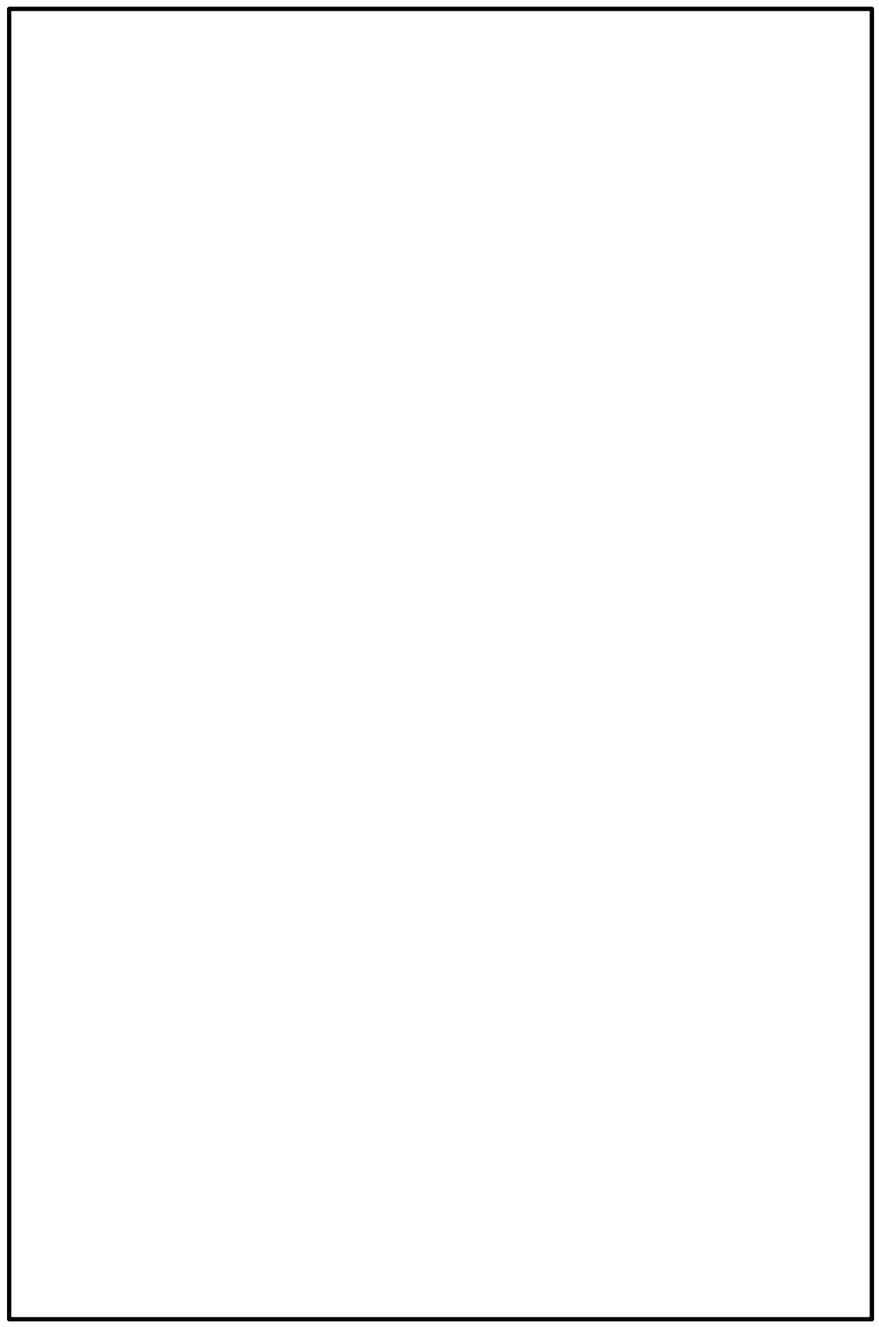
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図19 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地下2 階）		

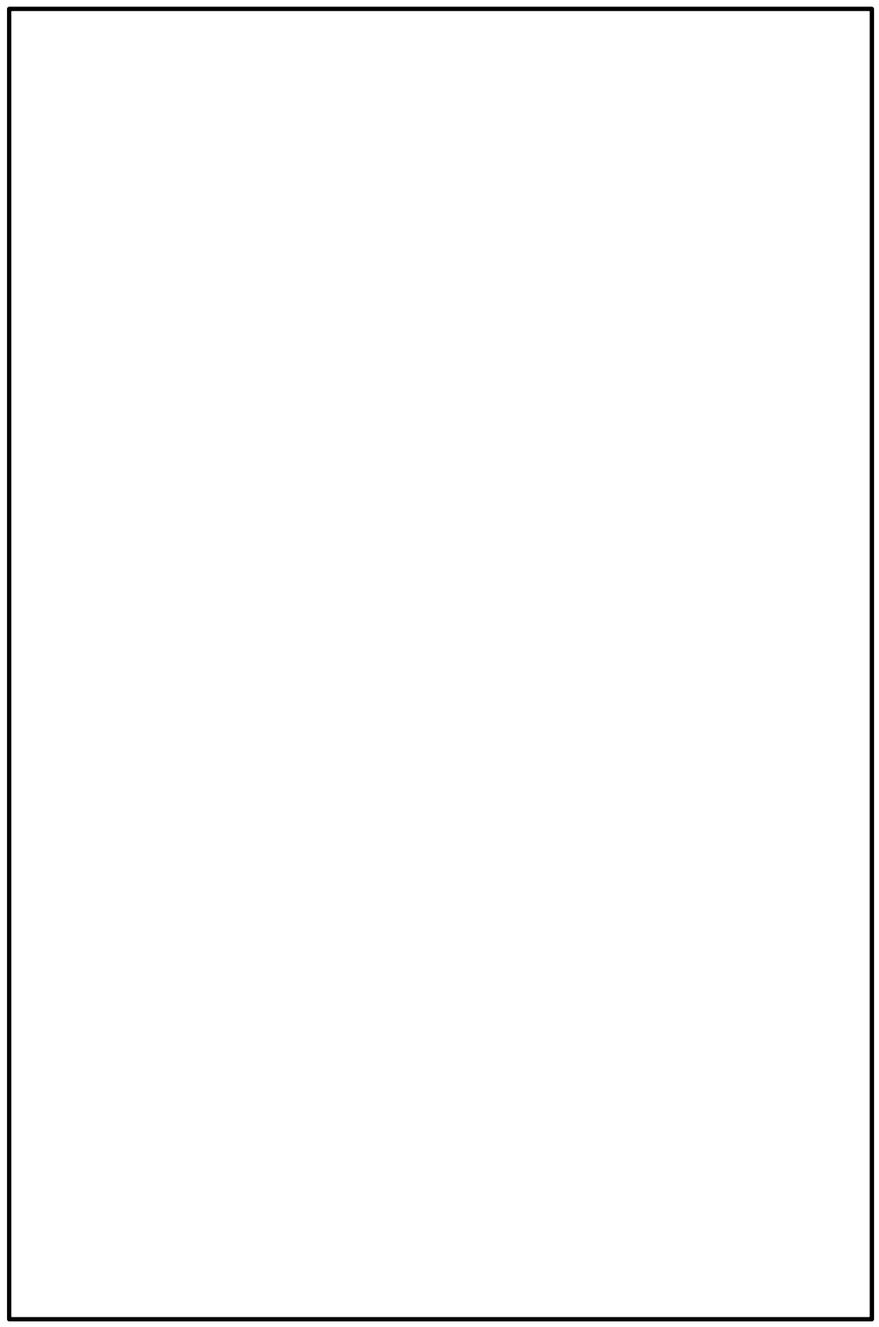
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図20 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地下3 階）		

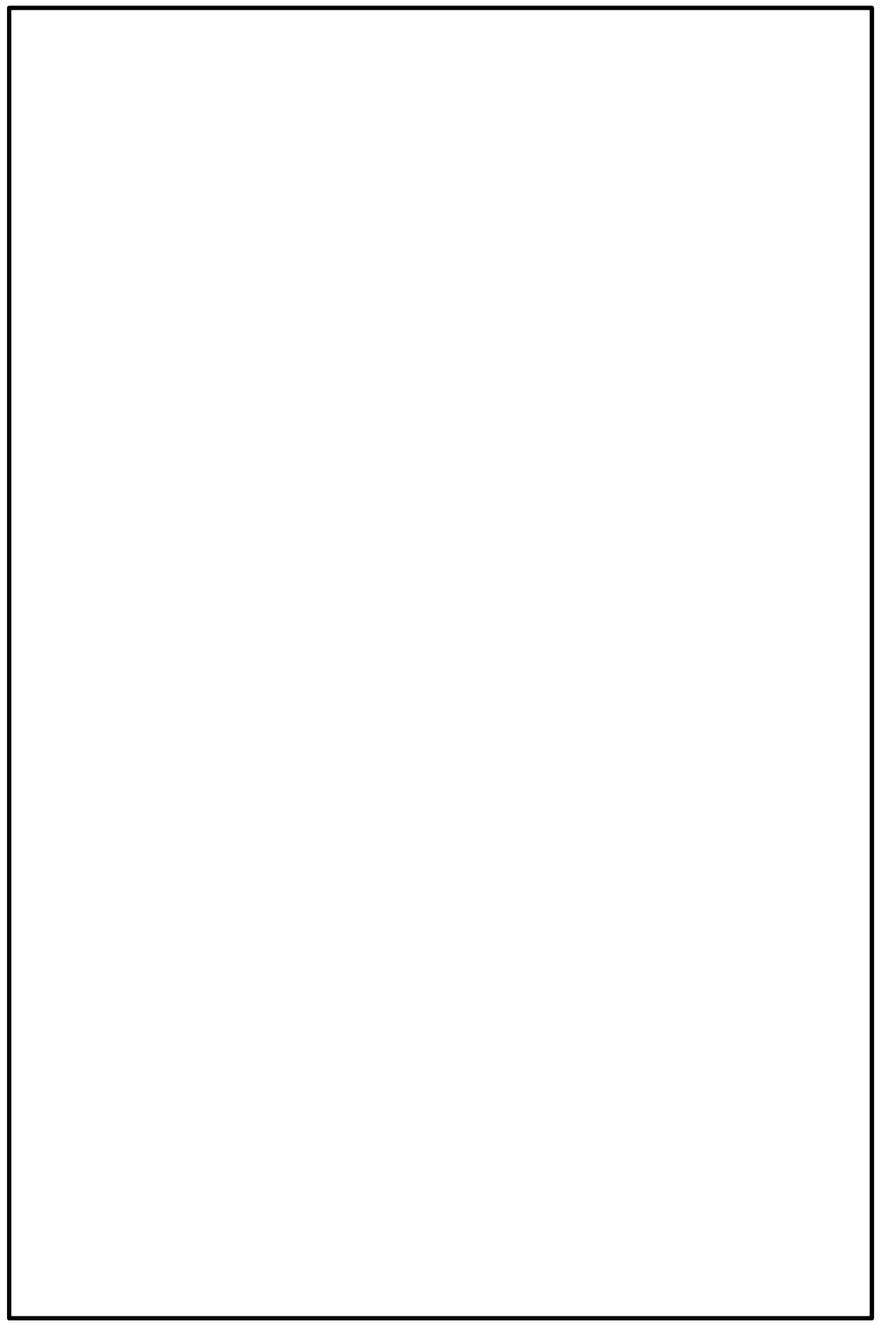
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図21 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉タービン建屋地上1 階）		

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22 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（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23 代替原子炉補機冷却系の機器配置図（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24 使用済燃料プール監視設備の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上4 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25 使用済燃料プール監視設備の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上4 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26 代替原子炉補機冷却系 接続口配置図（6/7 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
54-4　系統図	54-4　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

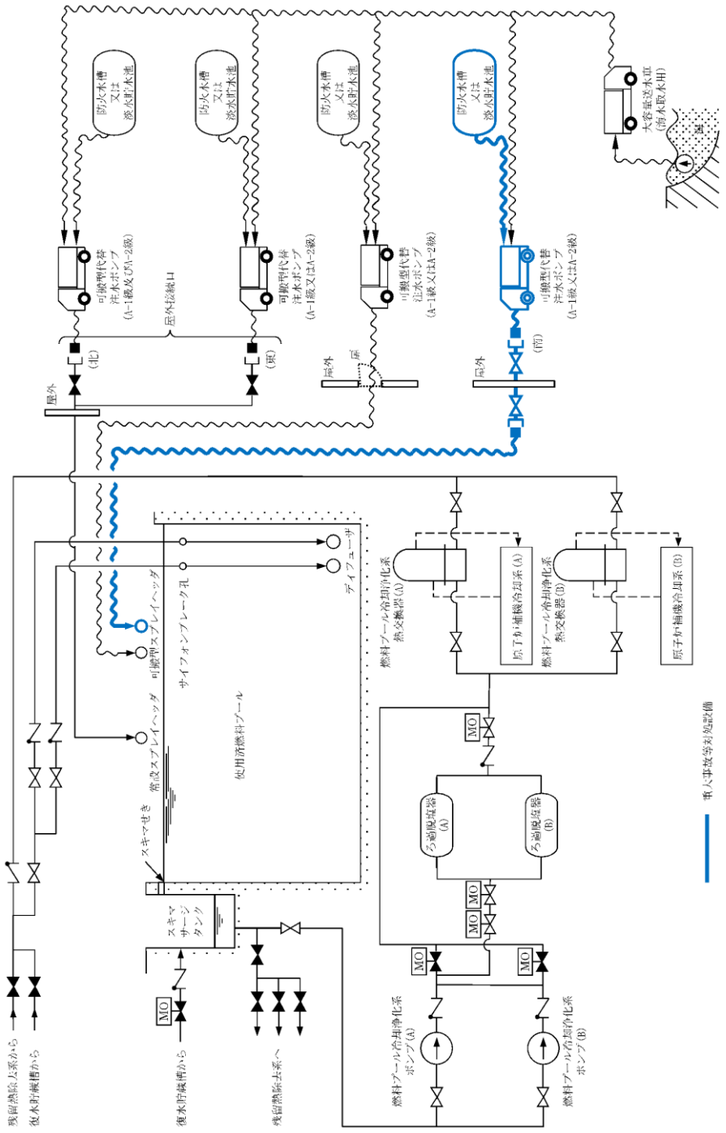


図1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）
使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図

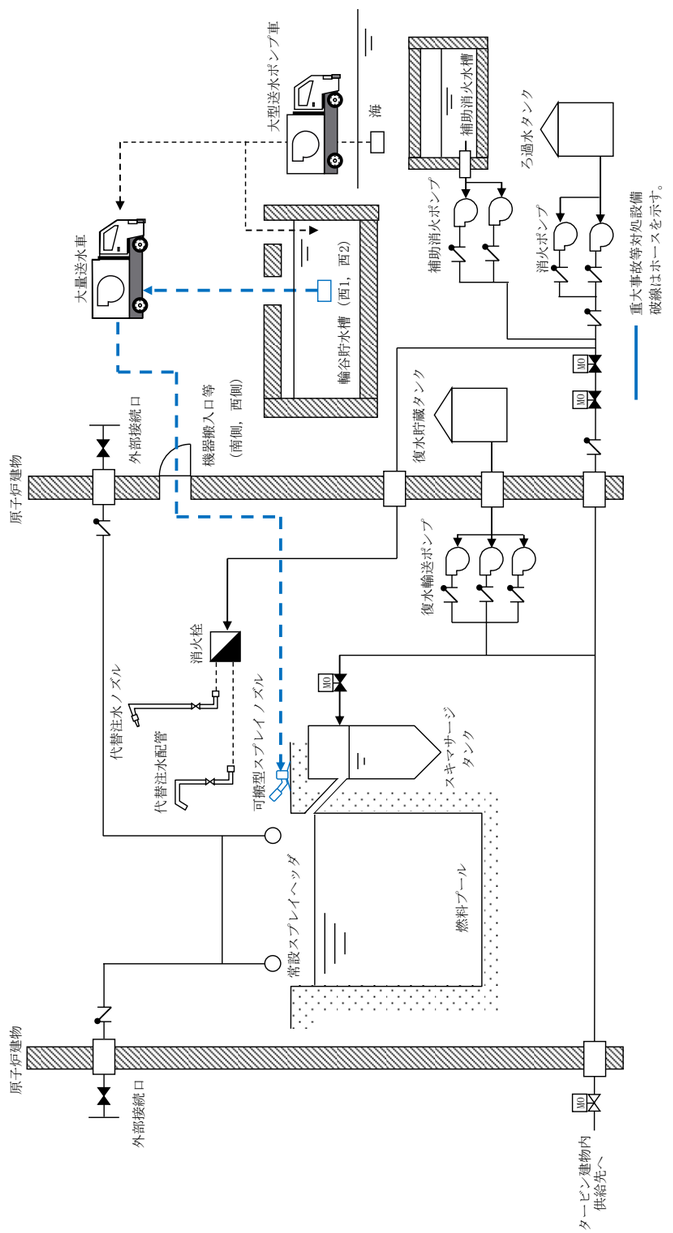
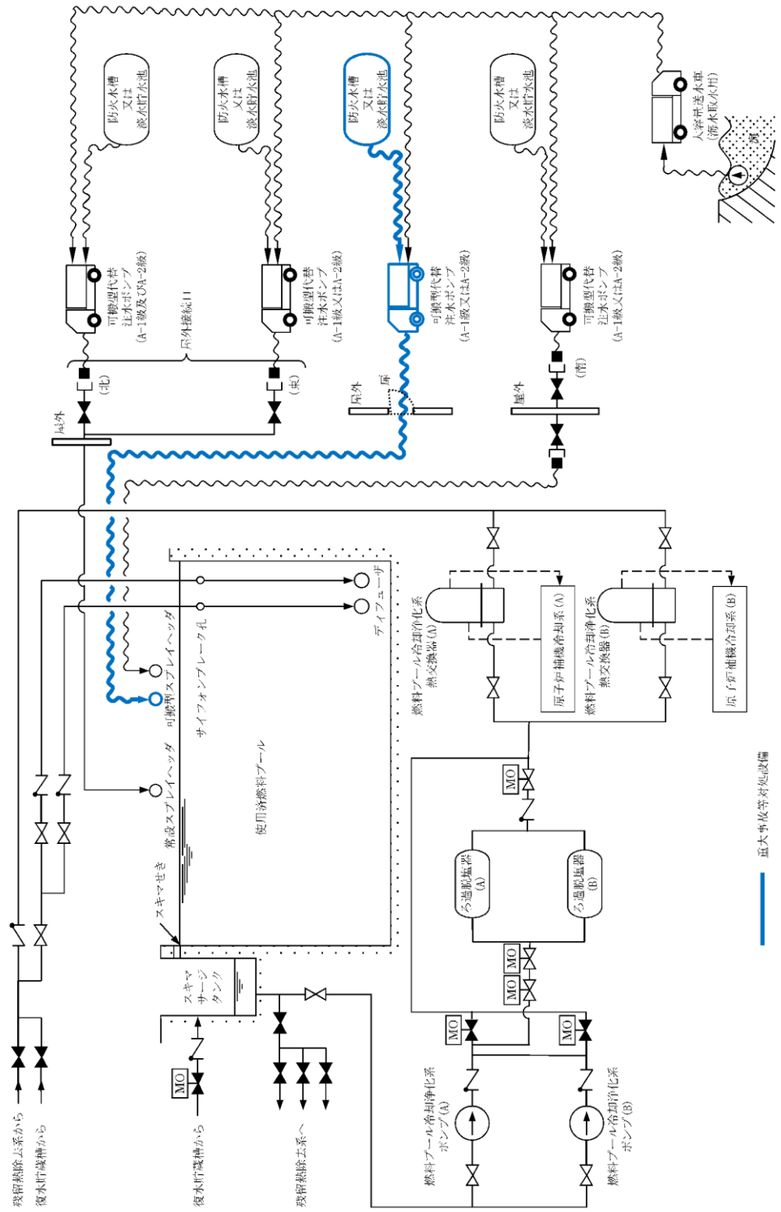
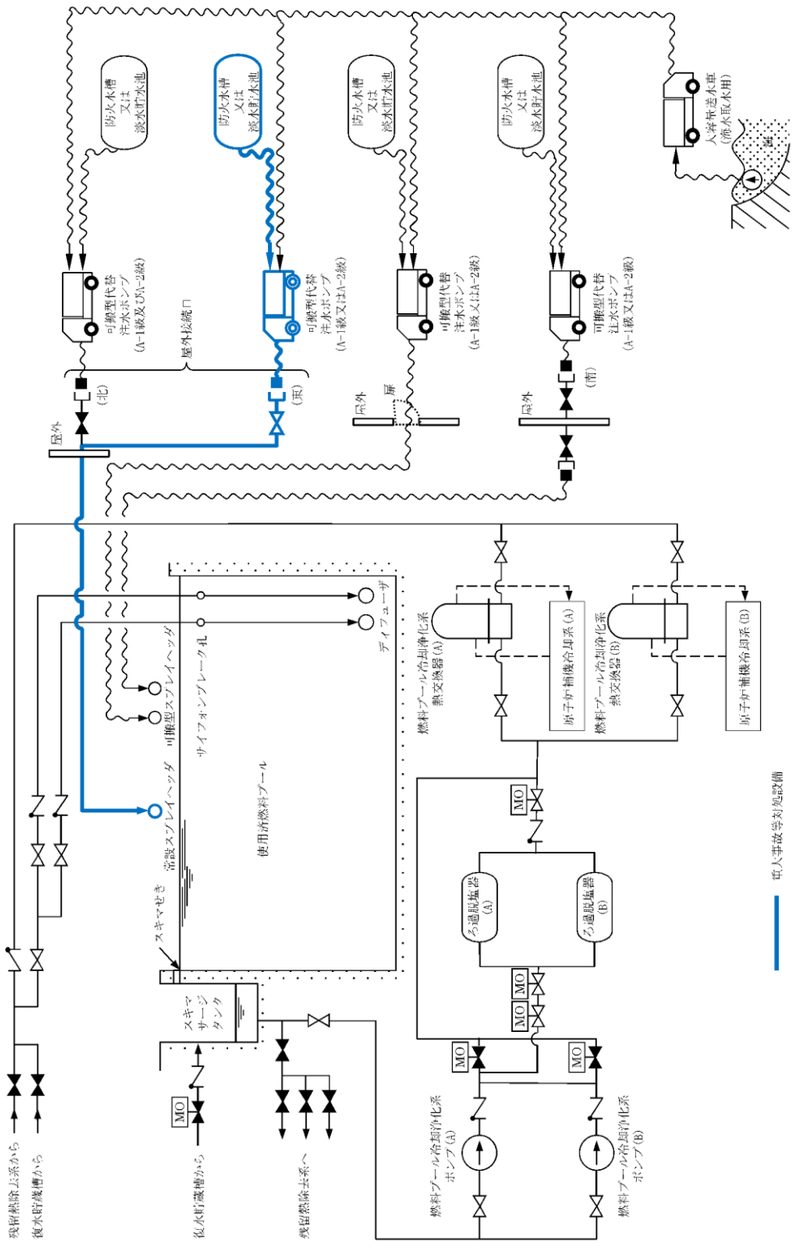
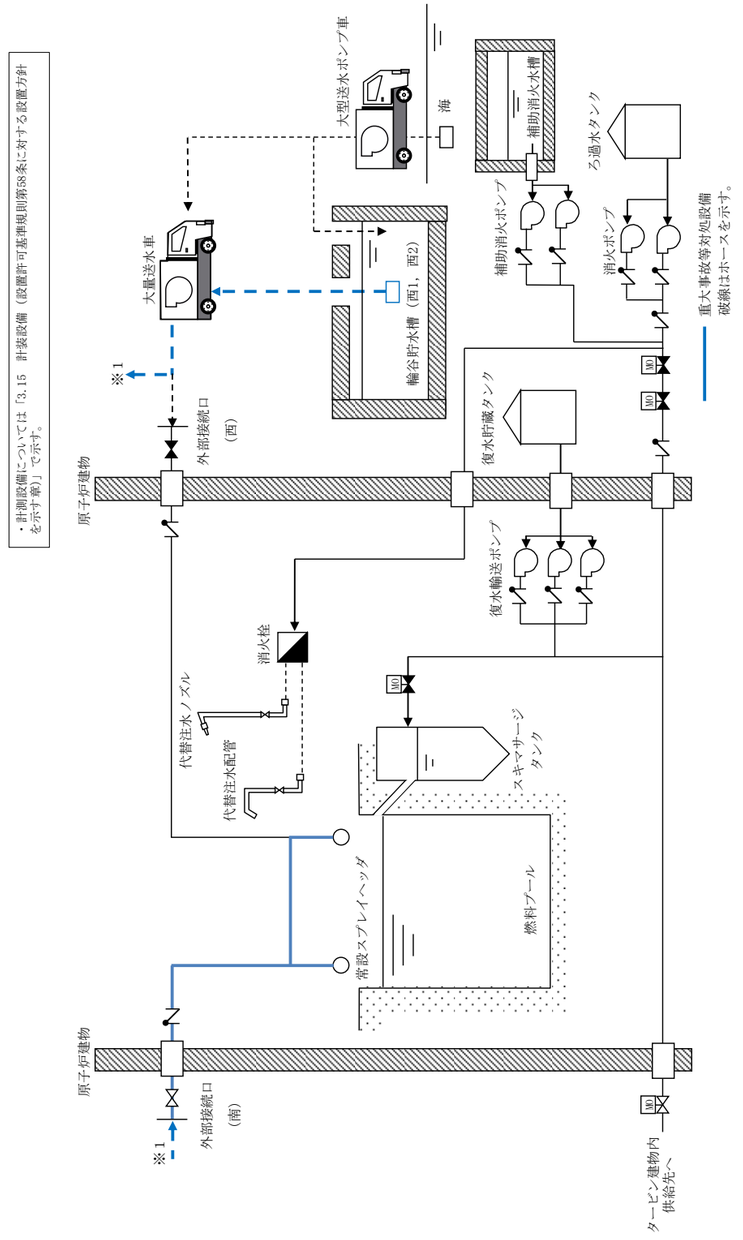


図１　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図

・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
 図2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ） 使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図		・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
 図3 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ） 使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図	 図２　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ） 燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図（A 系）	・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

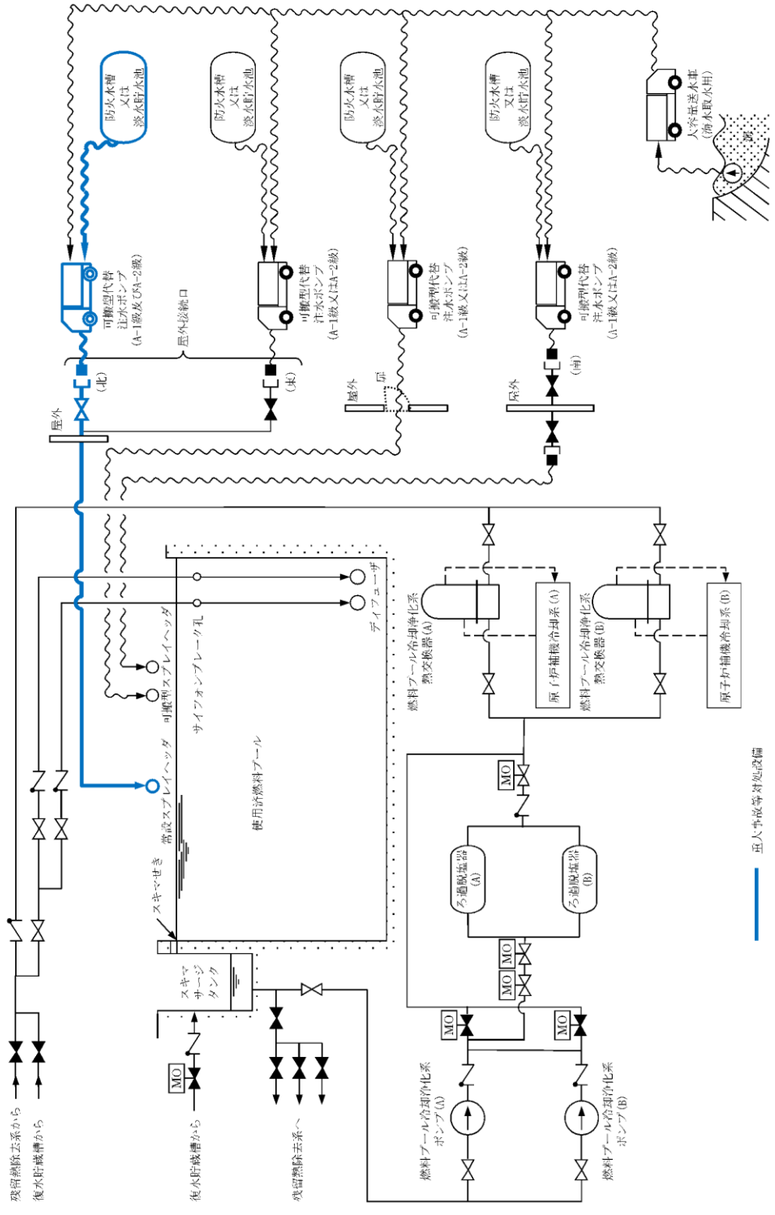


図4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）
使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図

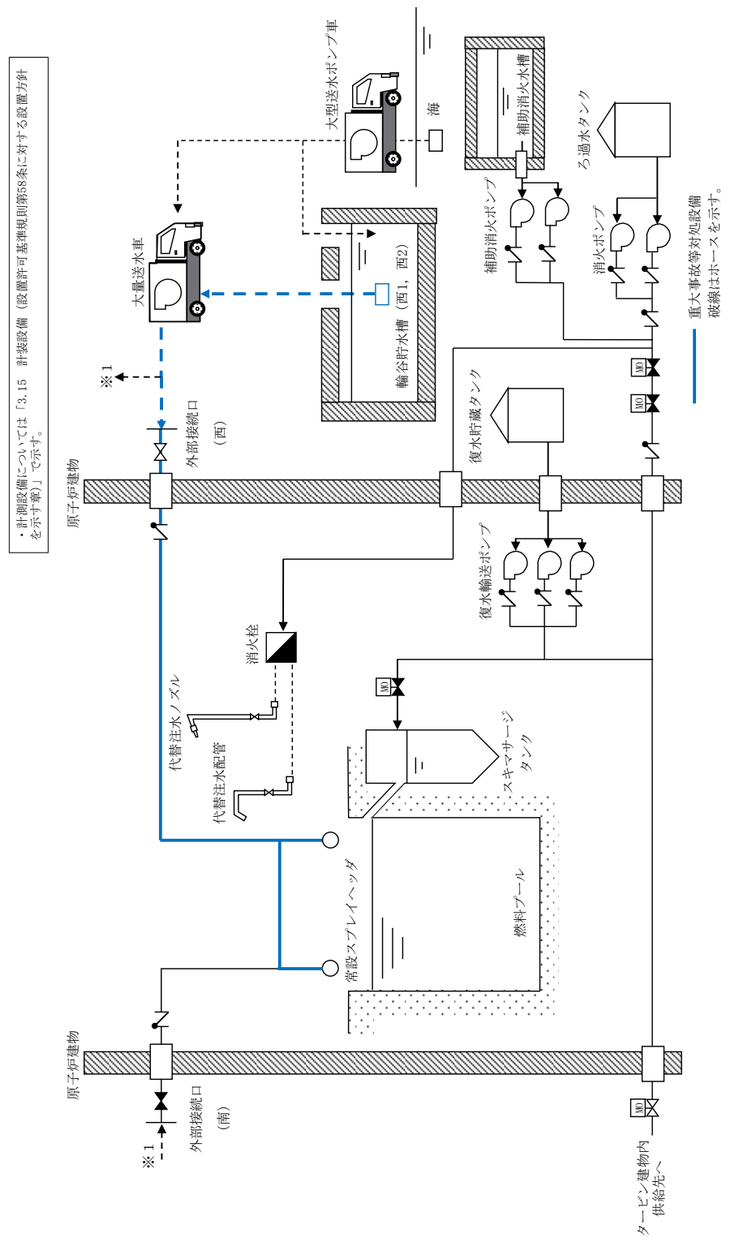


図３　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）
燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図（B 系）

・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

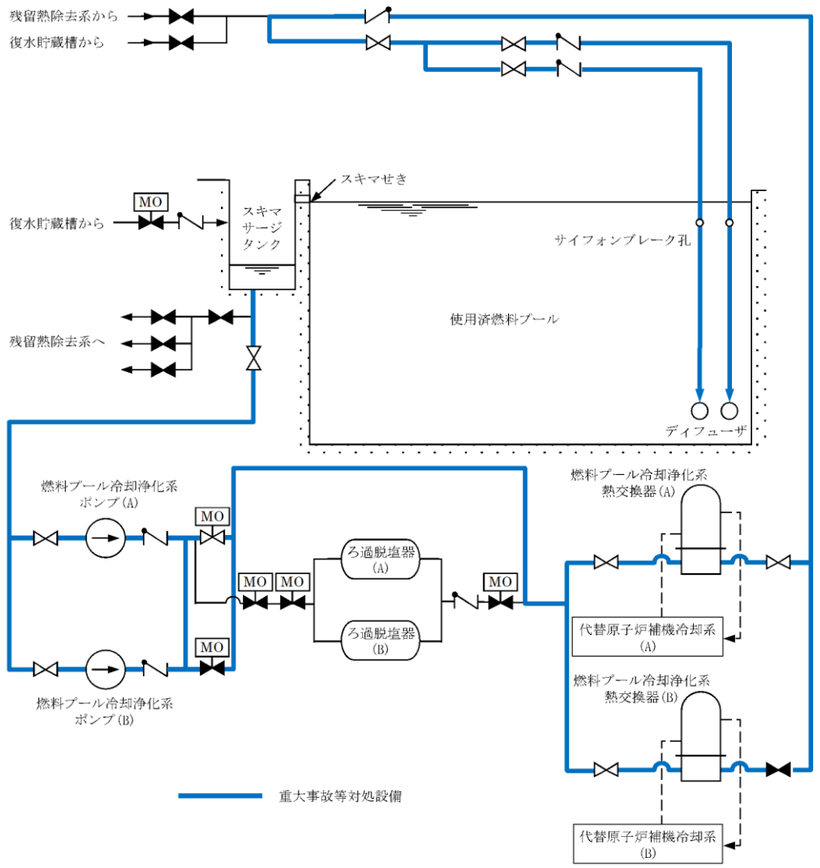
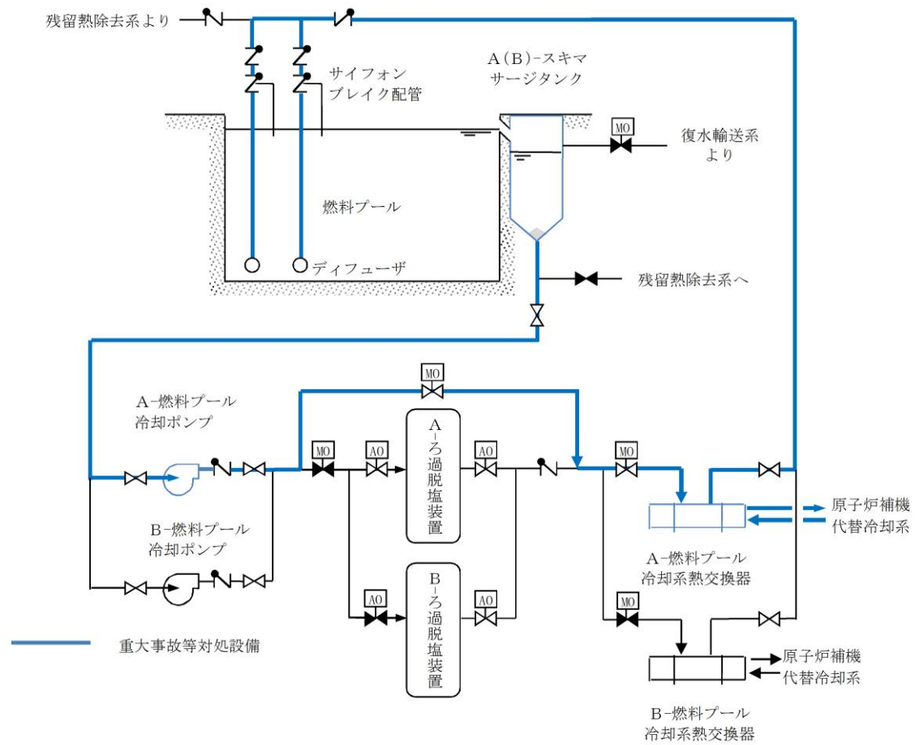
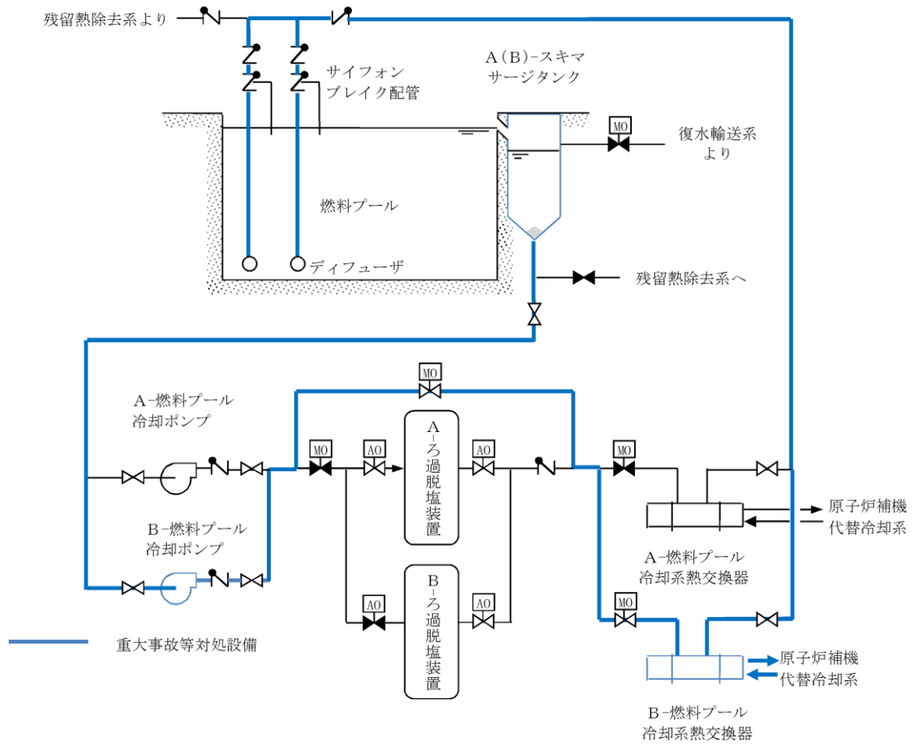

	

図5 燃料プール冷却浄化系 系統概要図(A 系を使用した場合)	図４　燃料プール冷却系　系統概要図（A系を使用した場合）	・設備の相違

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５　燃料プール冷却系　系統概要図（Ｂ系を使用した場合）	・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

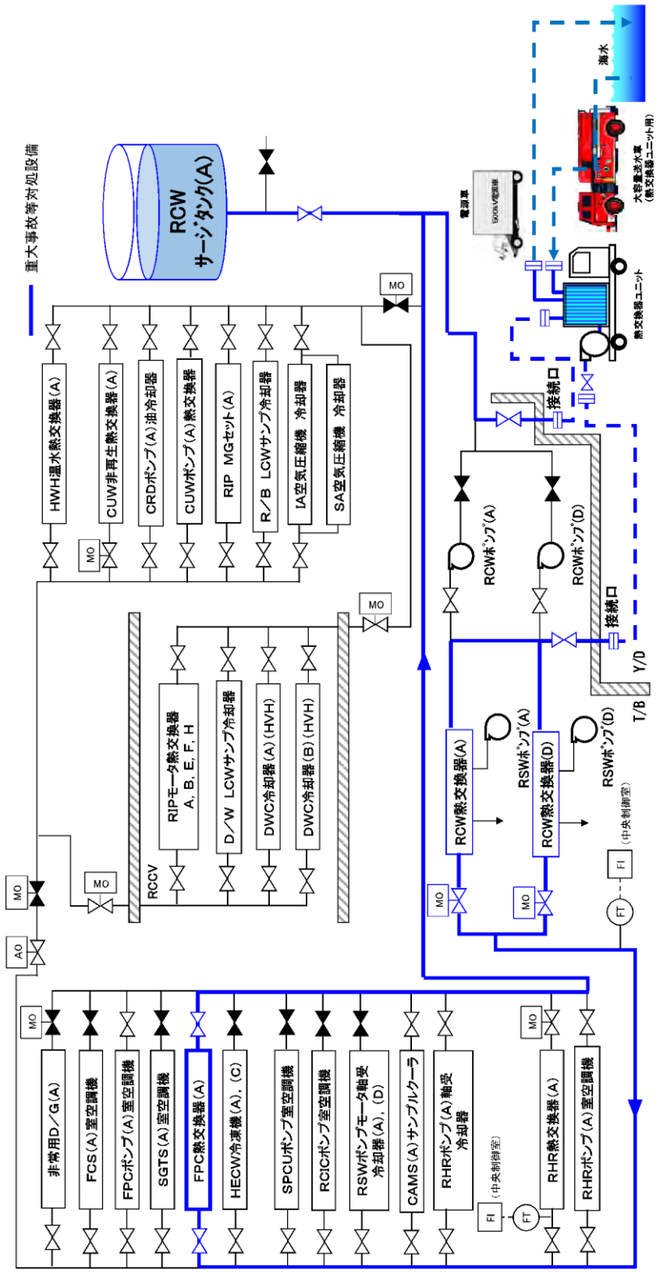


図6 代替原子炉補機冷却系 系統概要図(A 系を使用した場合)

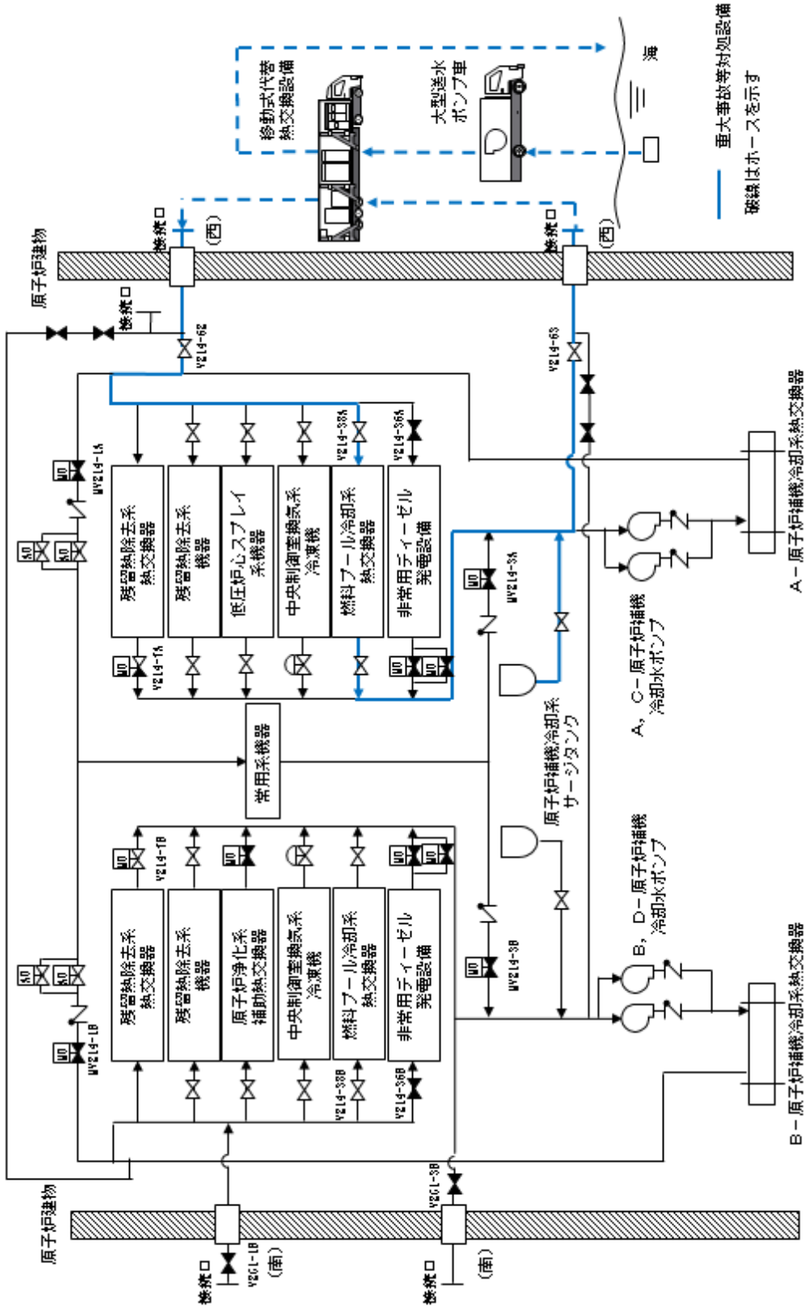


図６　原子炉補機代替冷却系　系統概要図（Ａ系を使用した場合）

・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

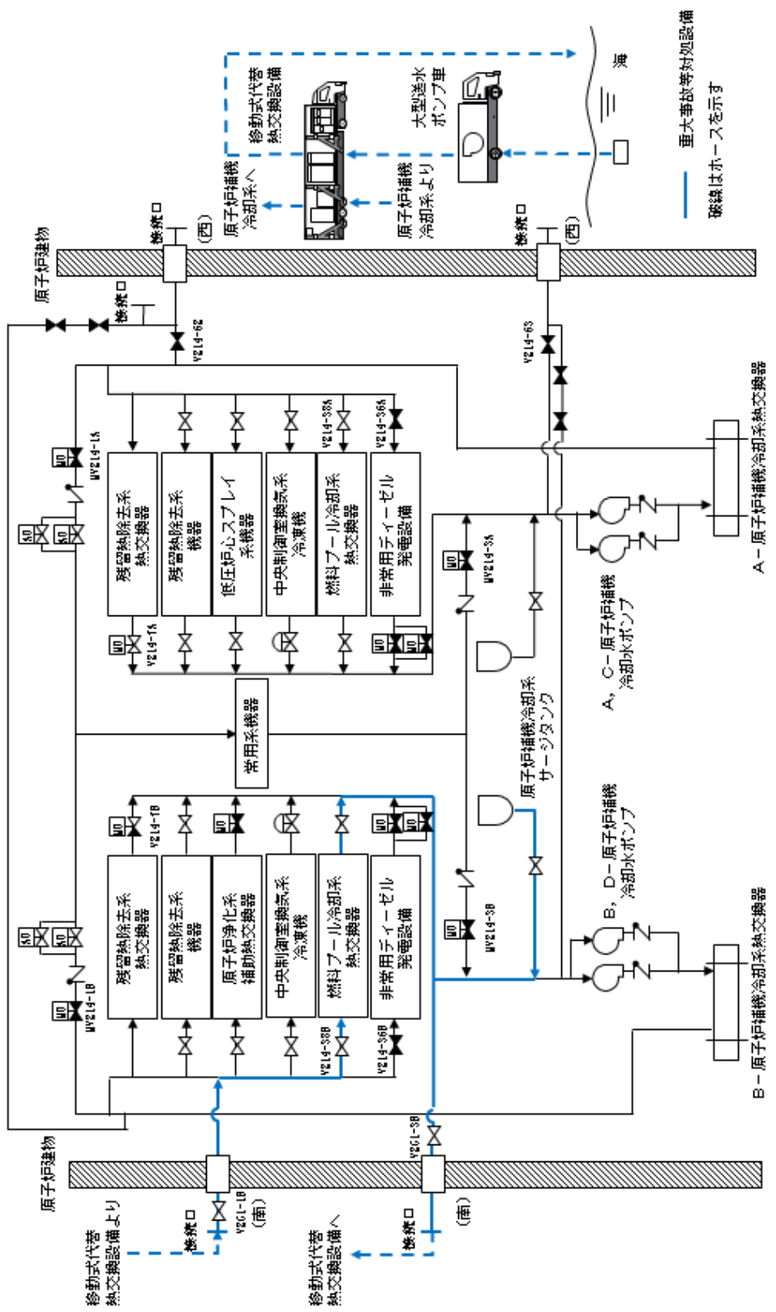


図７　原子炉補機代替冷却系　系統概要図（Ｂ系を使用した場合）

・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

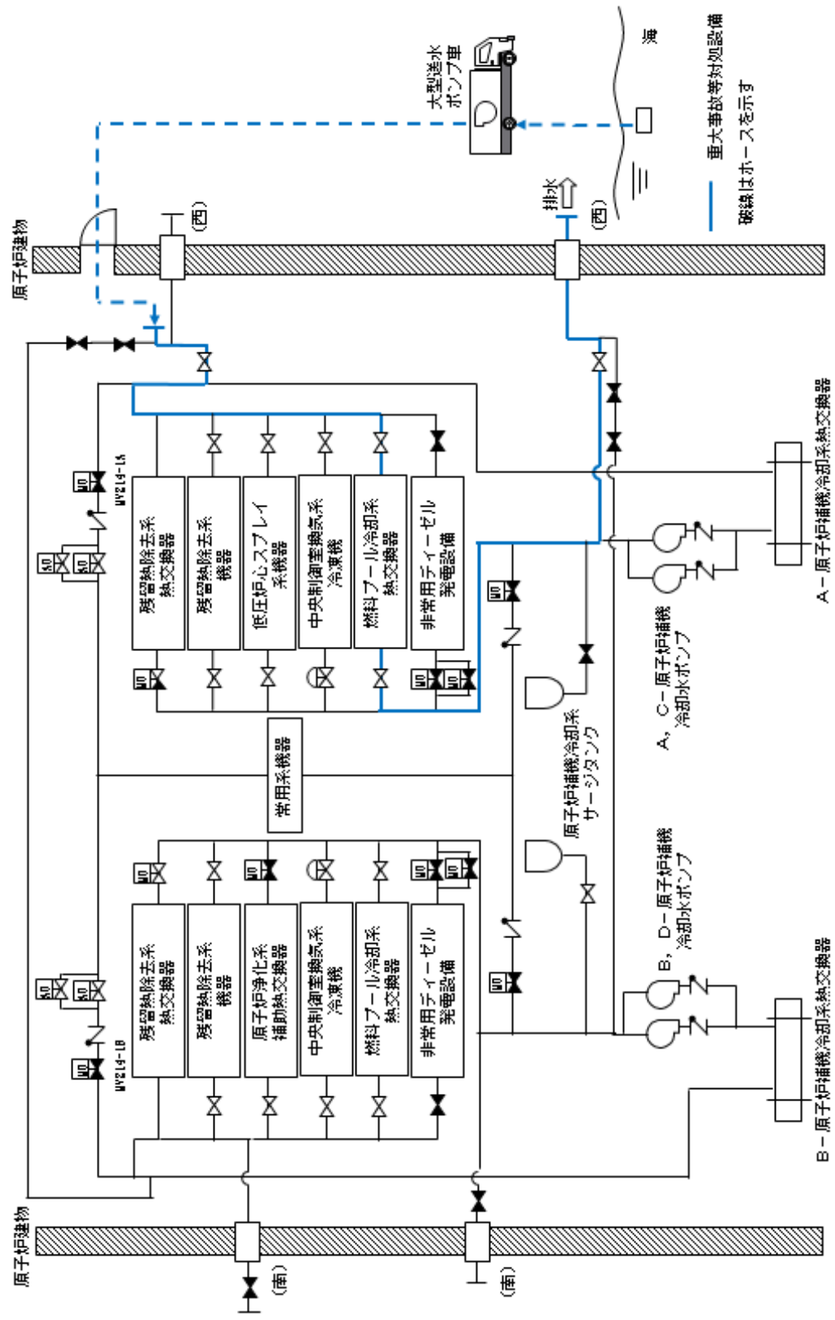


図８　原子炉補機代替冷却系　系統概要図（屋内の接続口を使用した場合）

・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

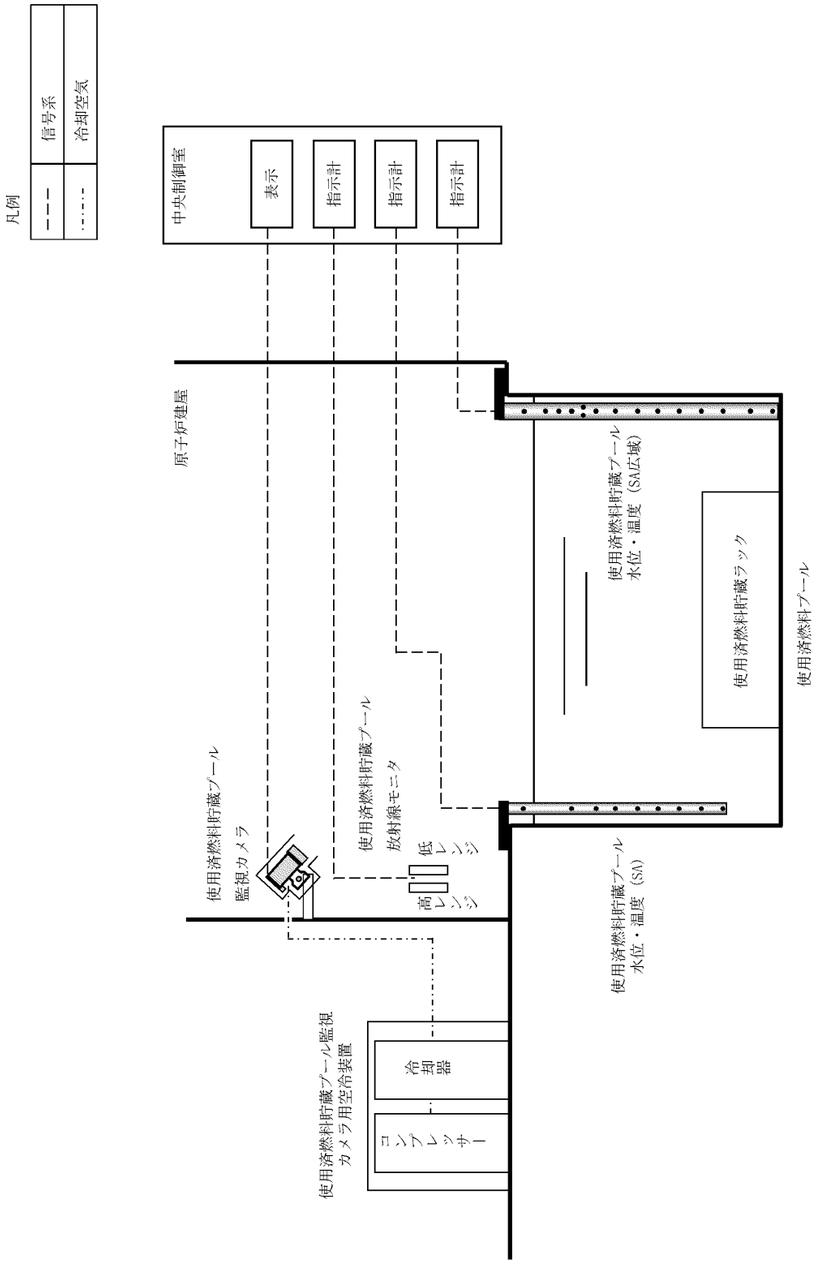
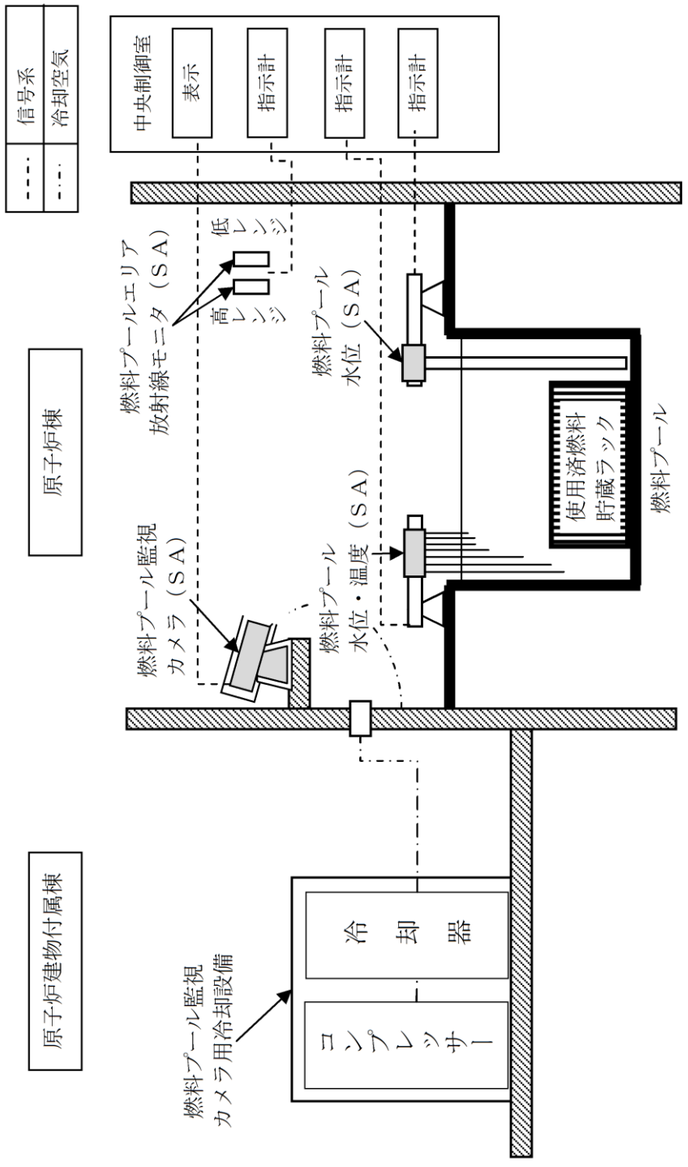
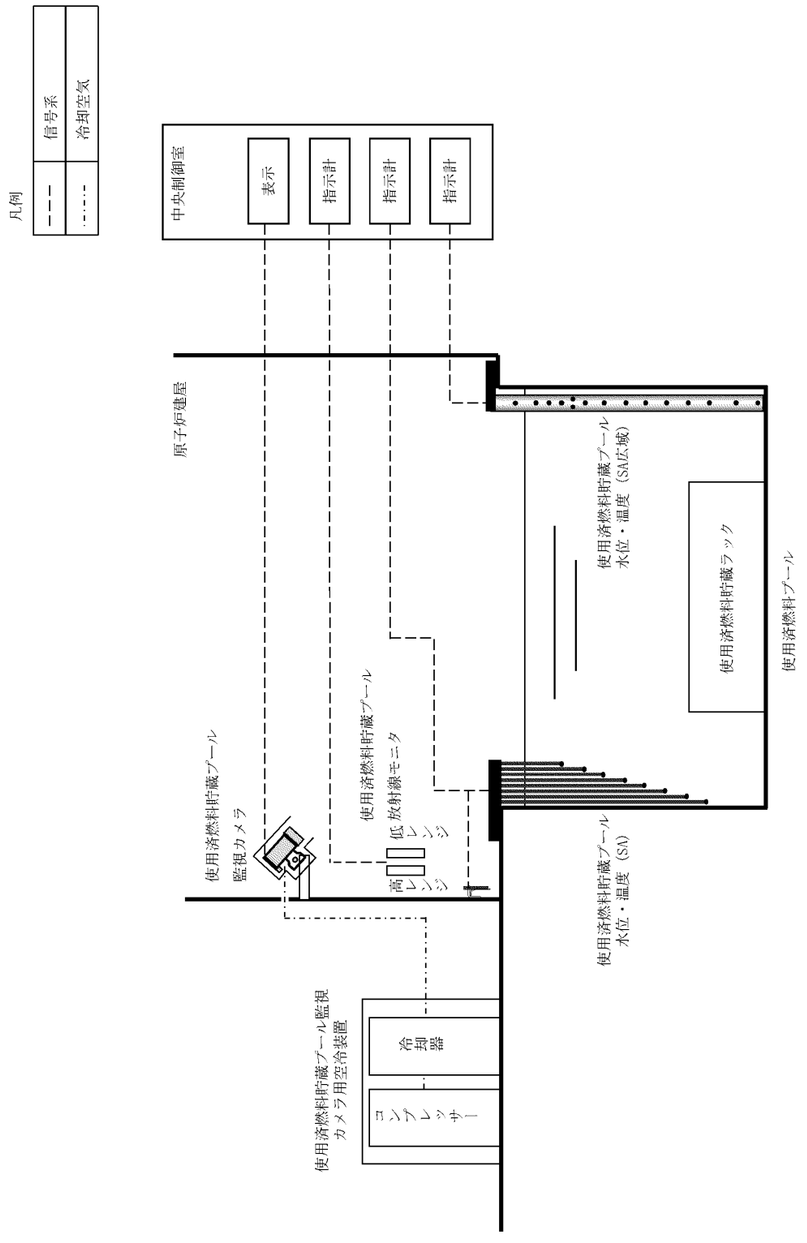
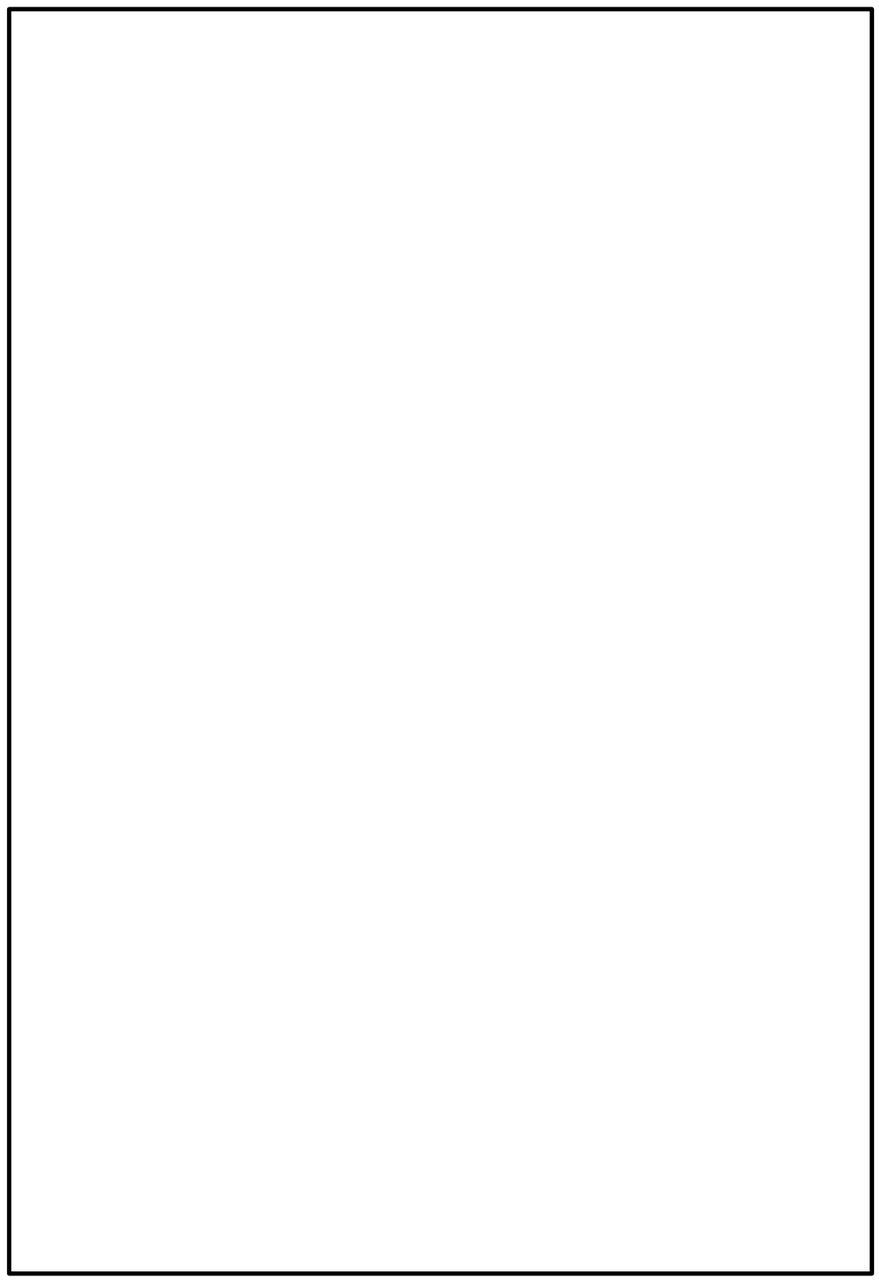
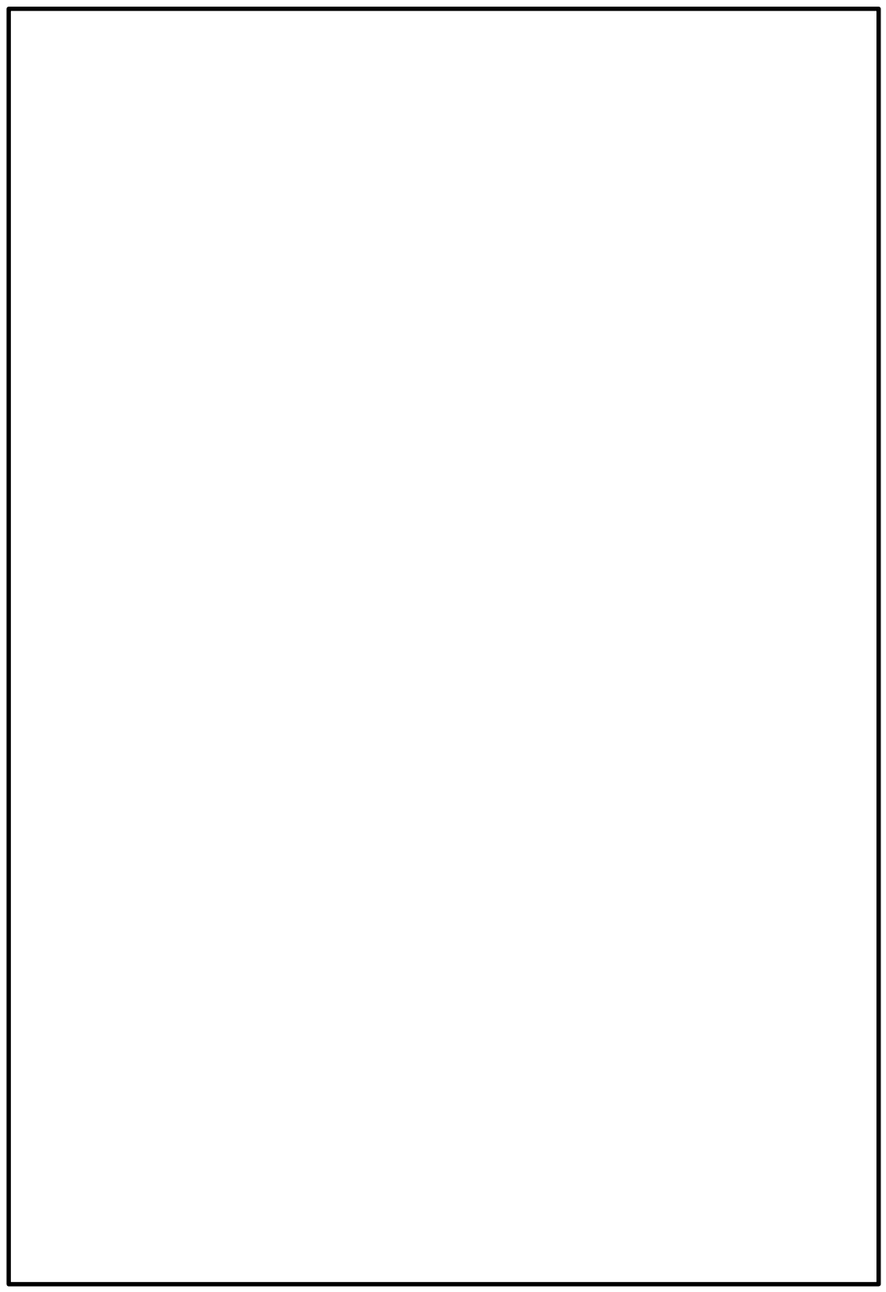
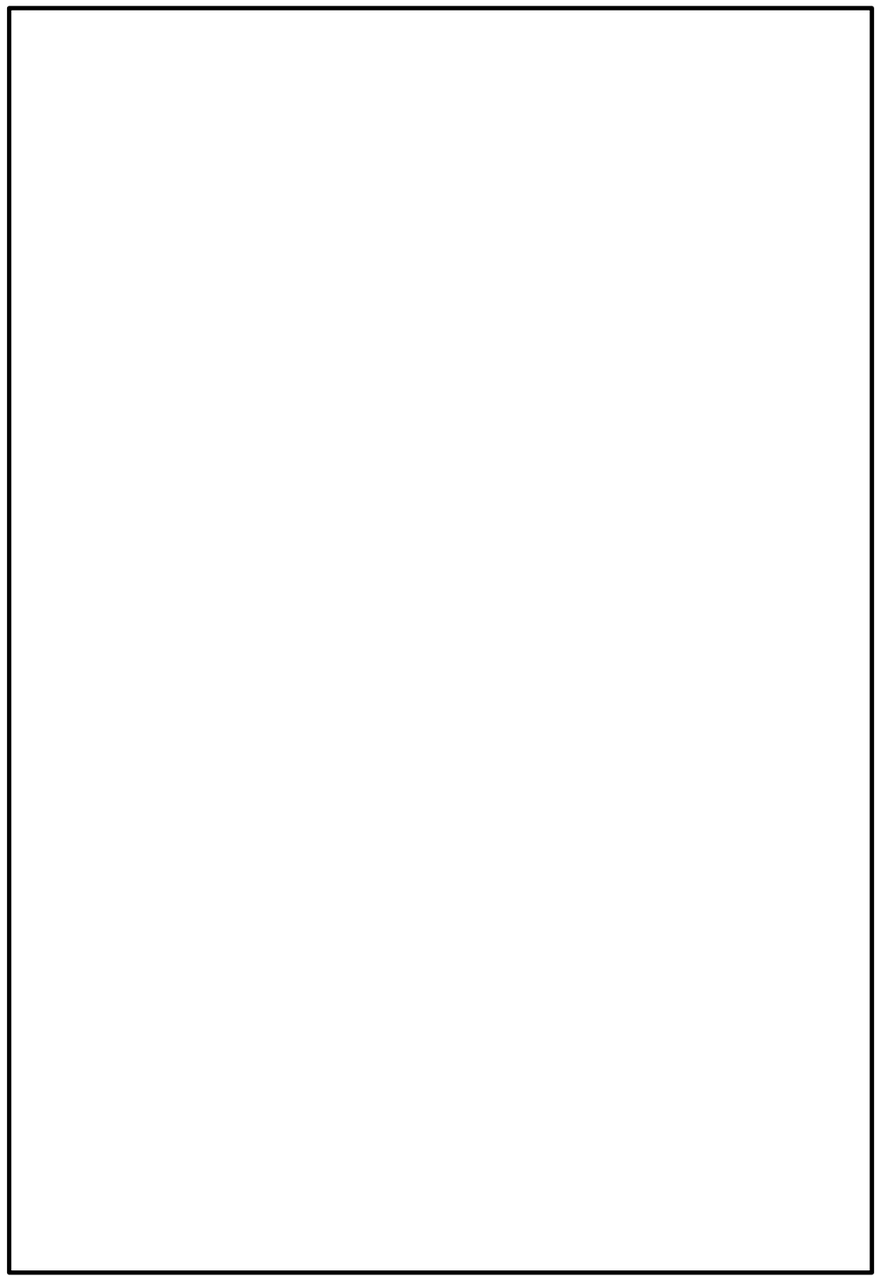
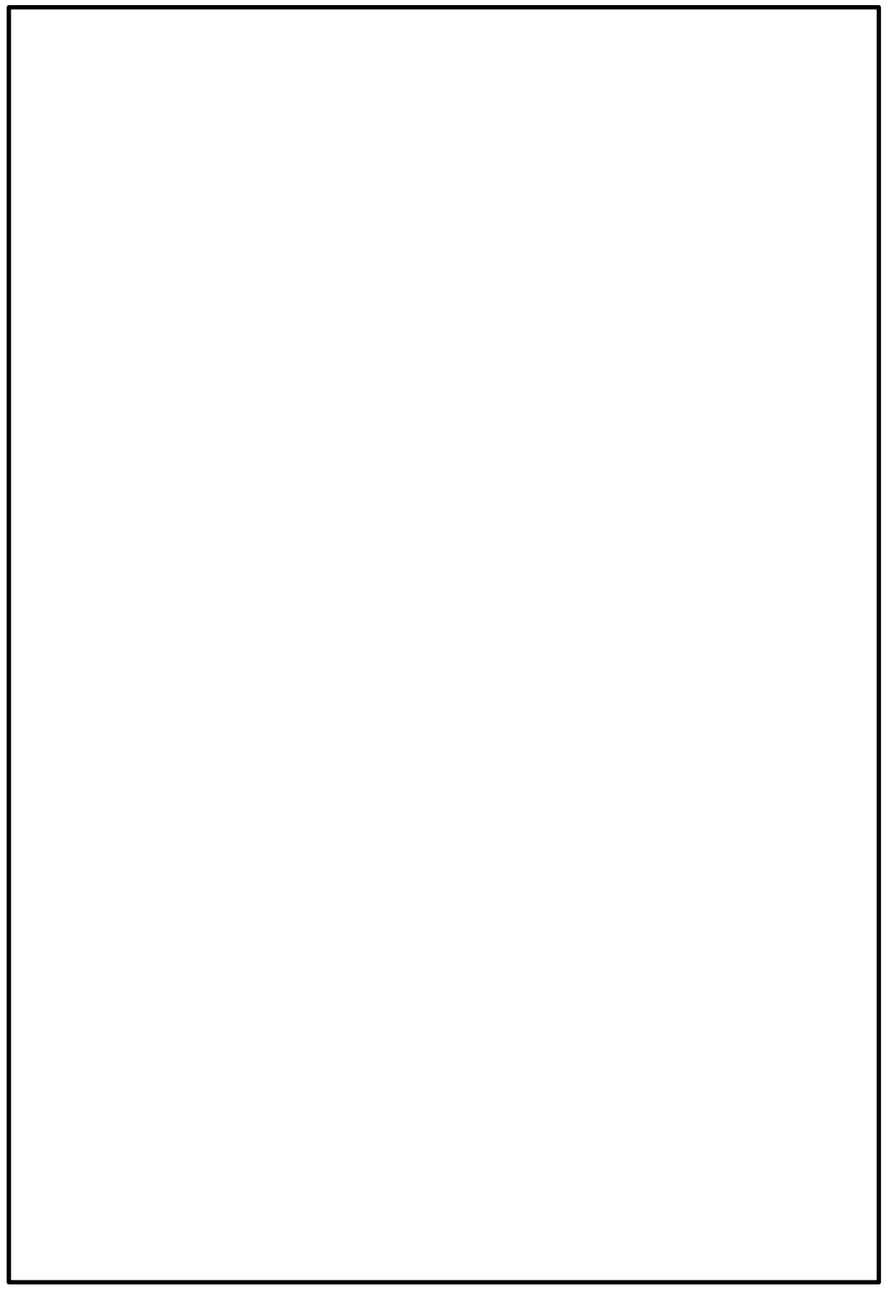

	

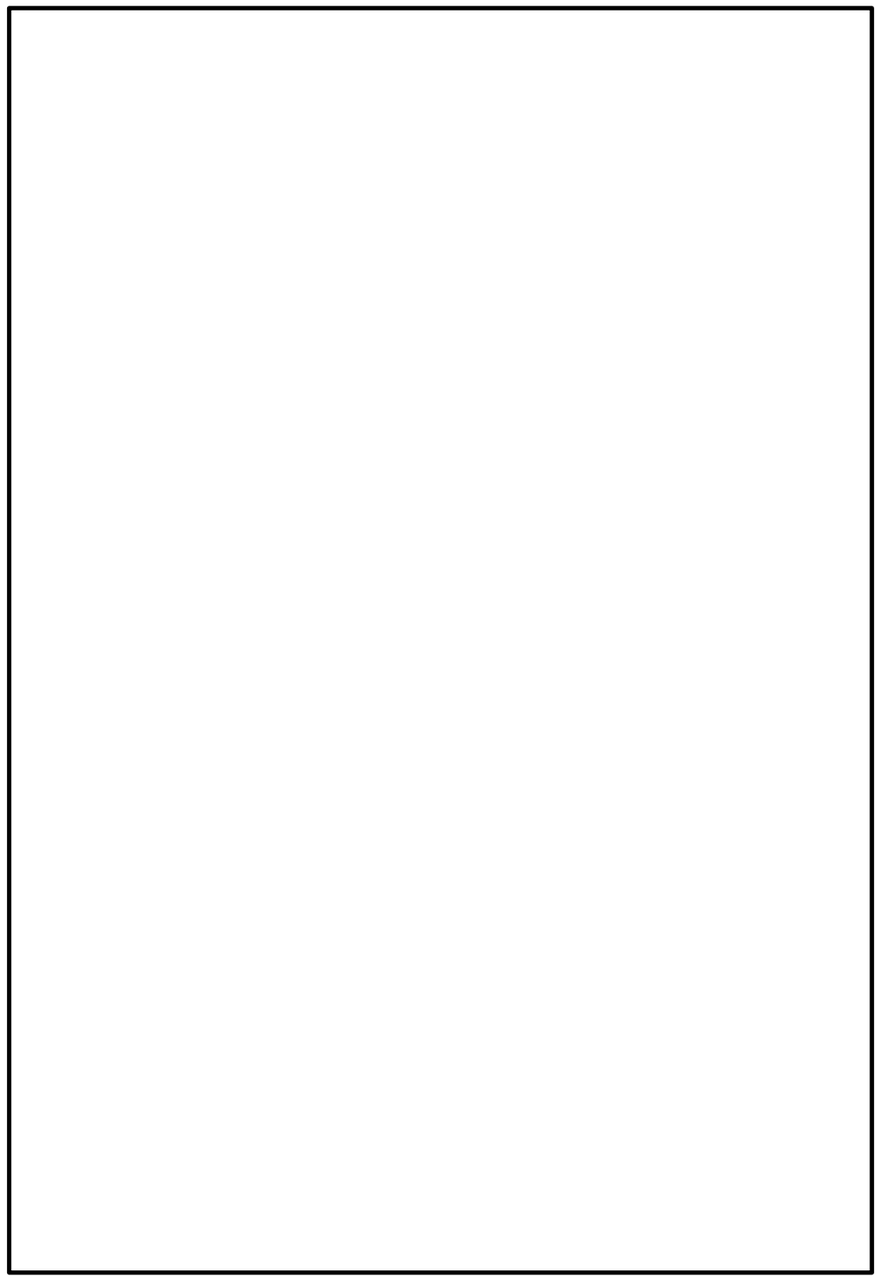
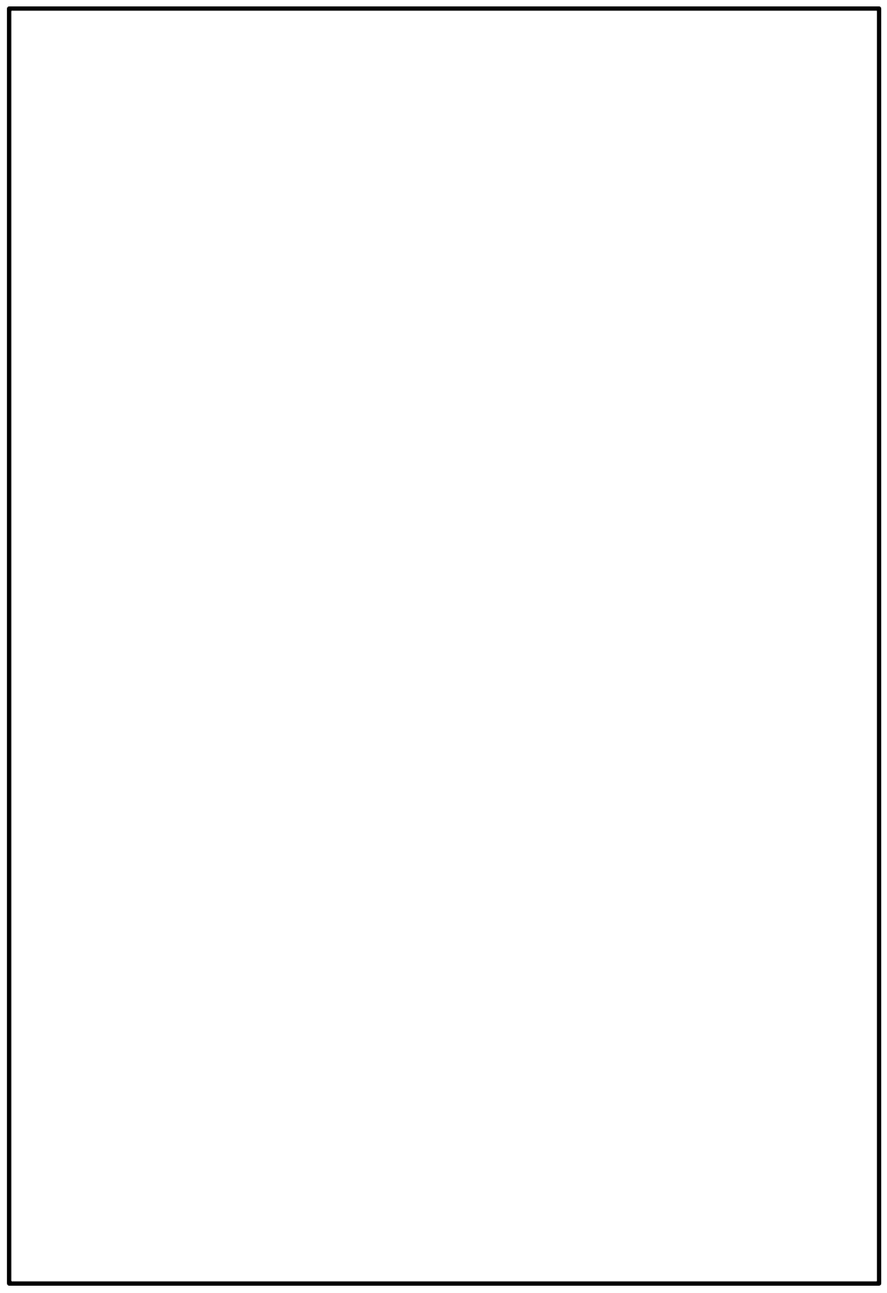
図7 6 号炉 使用済燃料プール監視設備の系統概要図	図９　燃料プール監視設備の全体系統図	・設備の相違

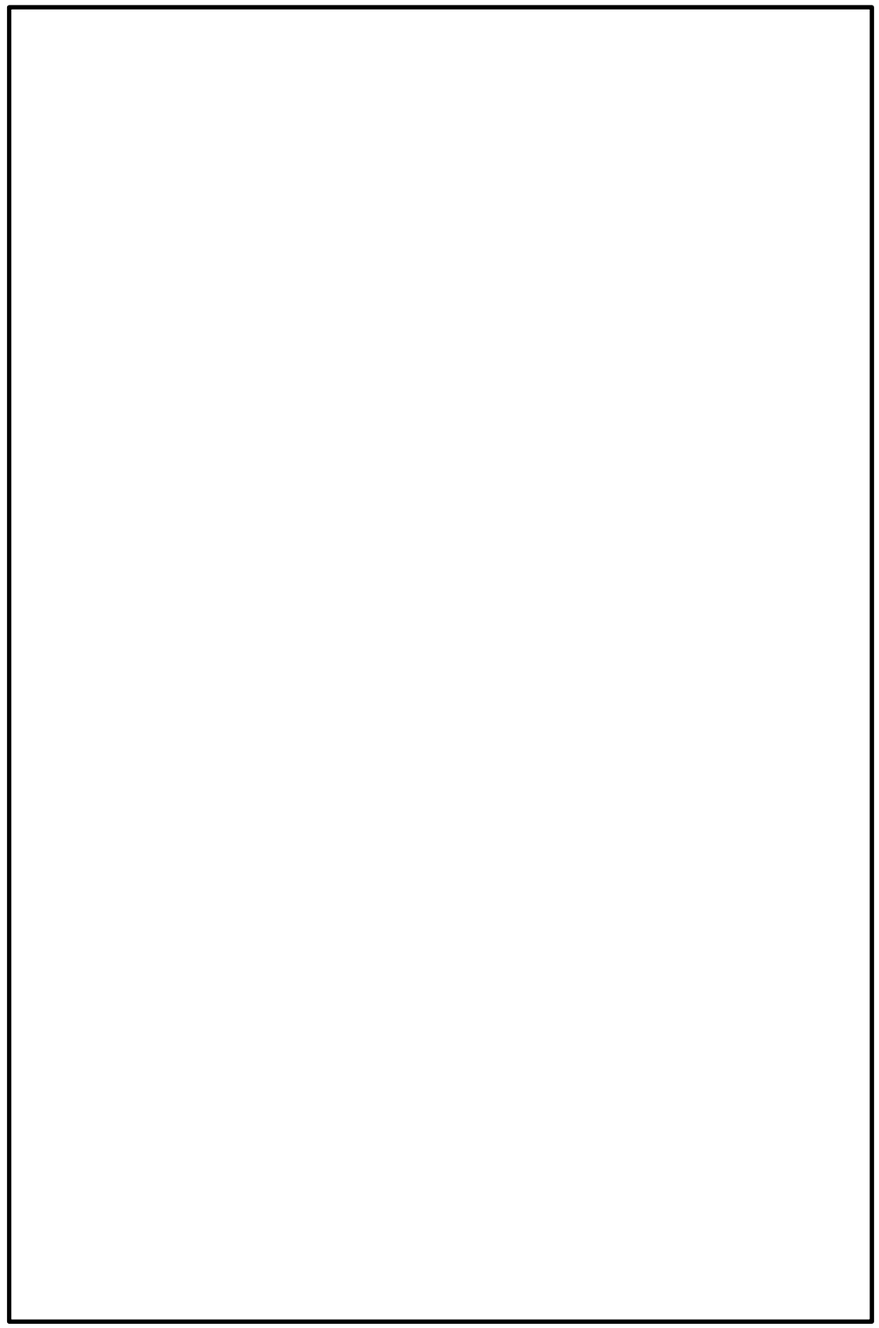
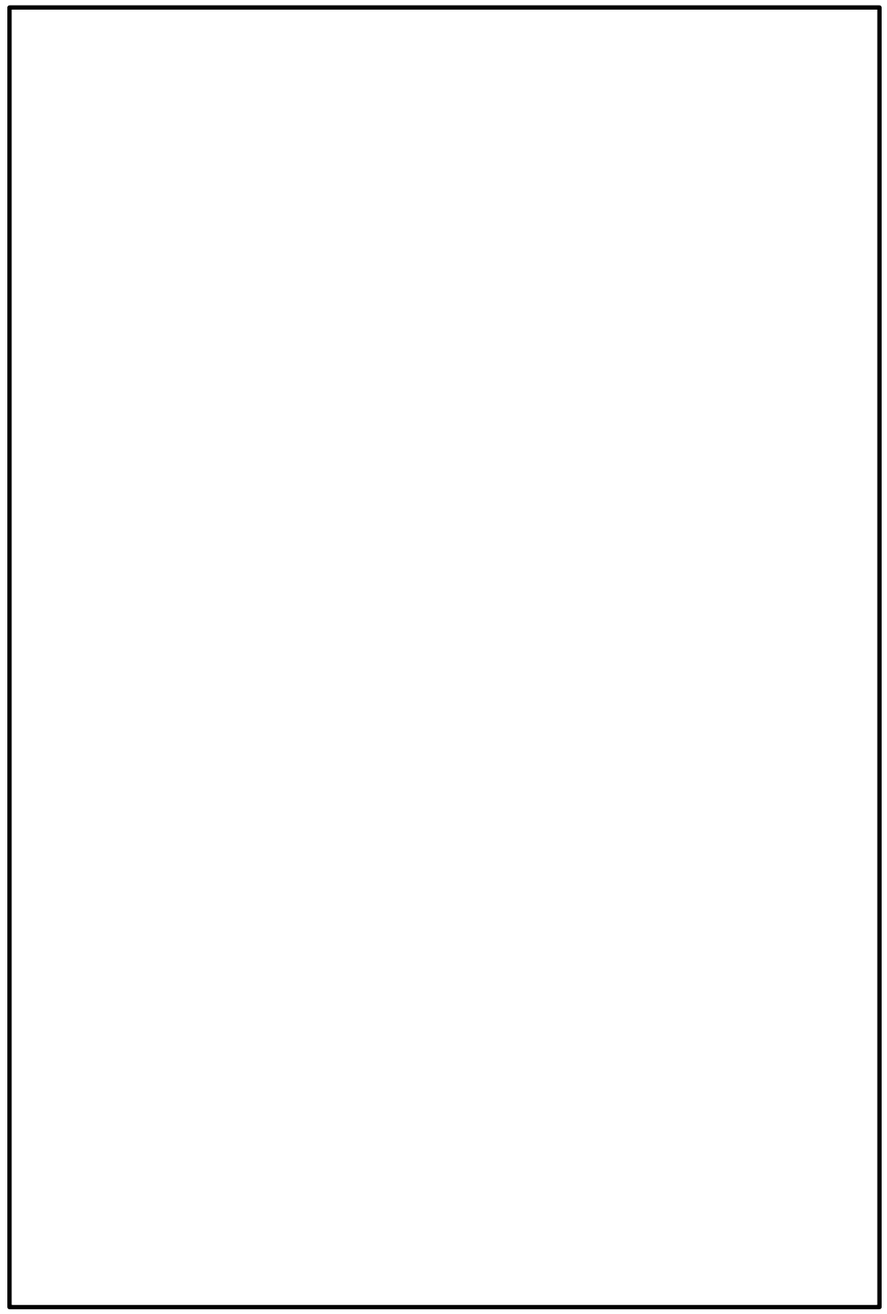
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図8 7 号炉 使用済燃料プール監視設備の系統概要図		・設備の相違

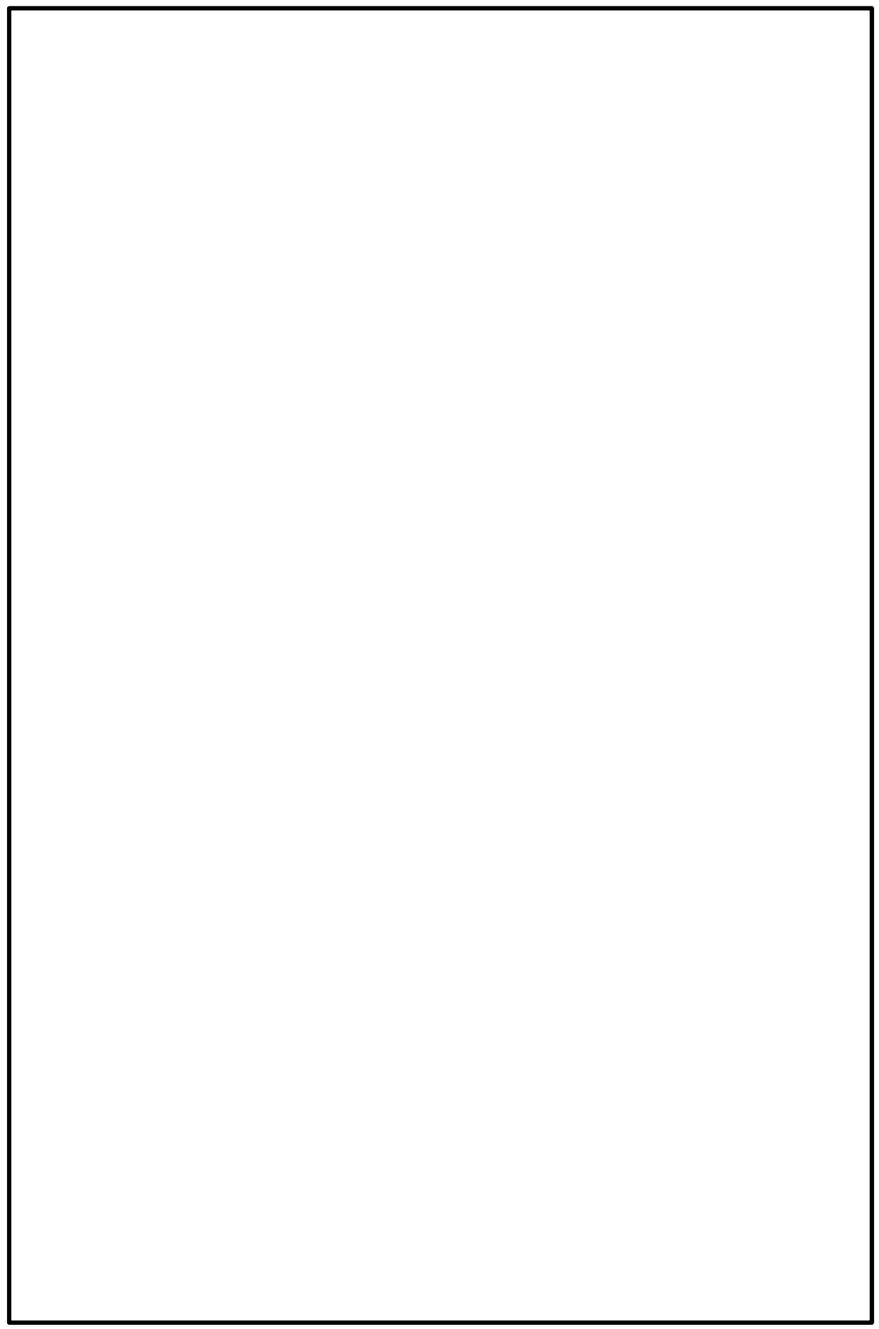
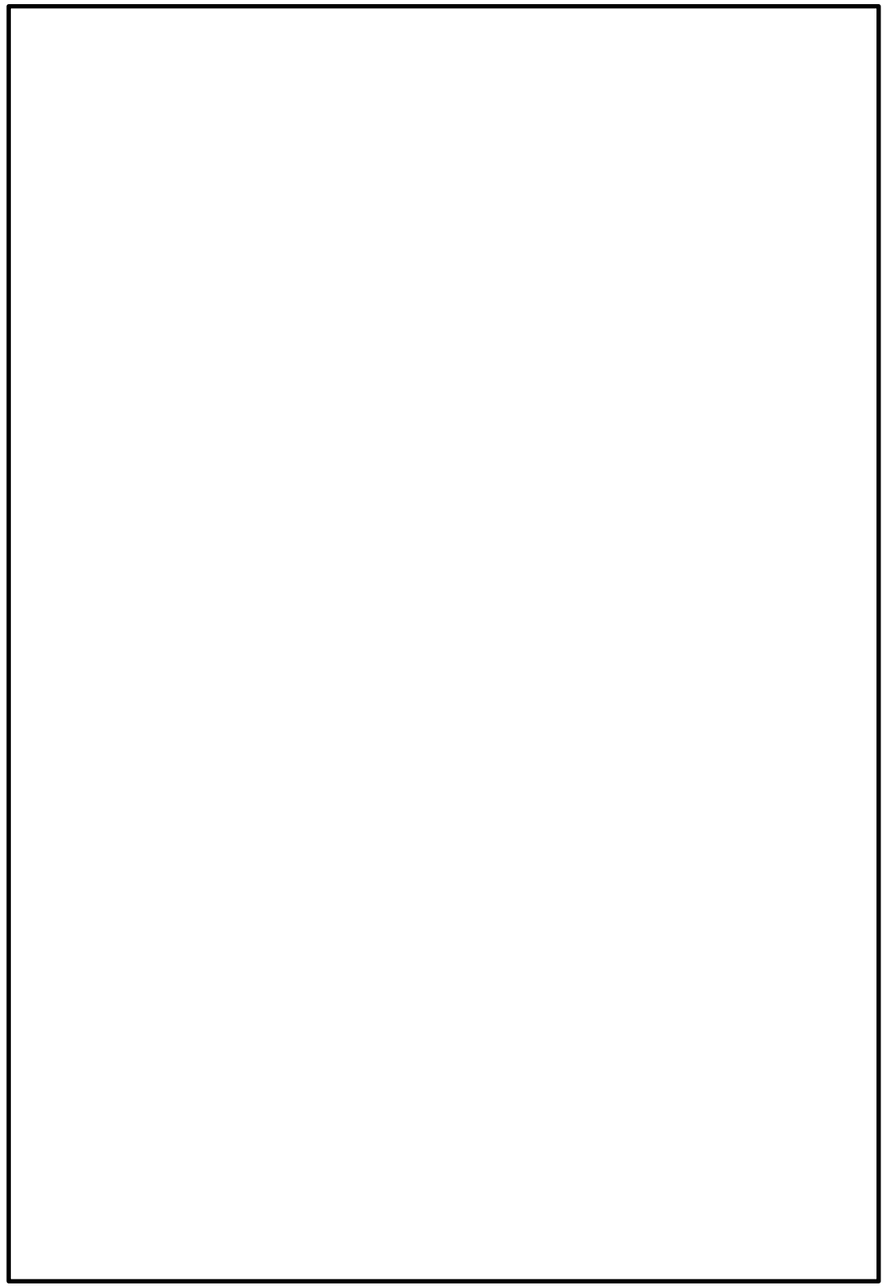
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
54-5　試験及び検査	54-5　試験・検査説明資料	

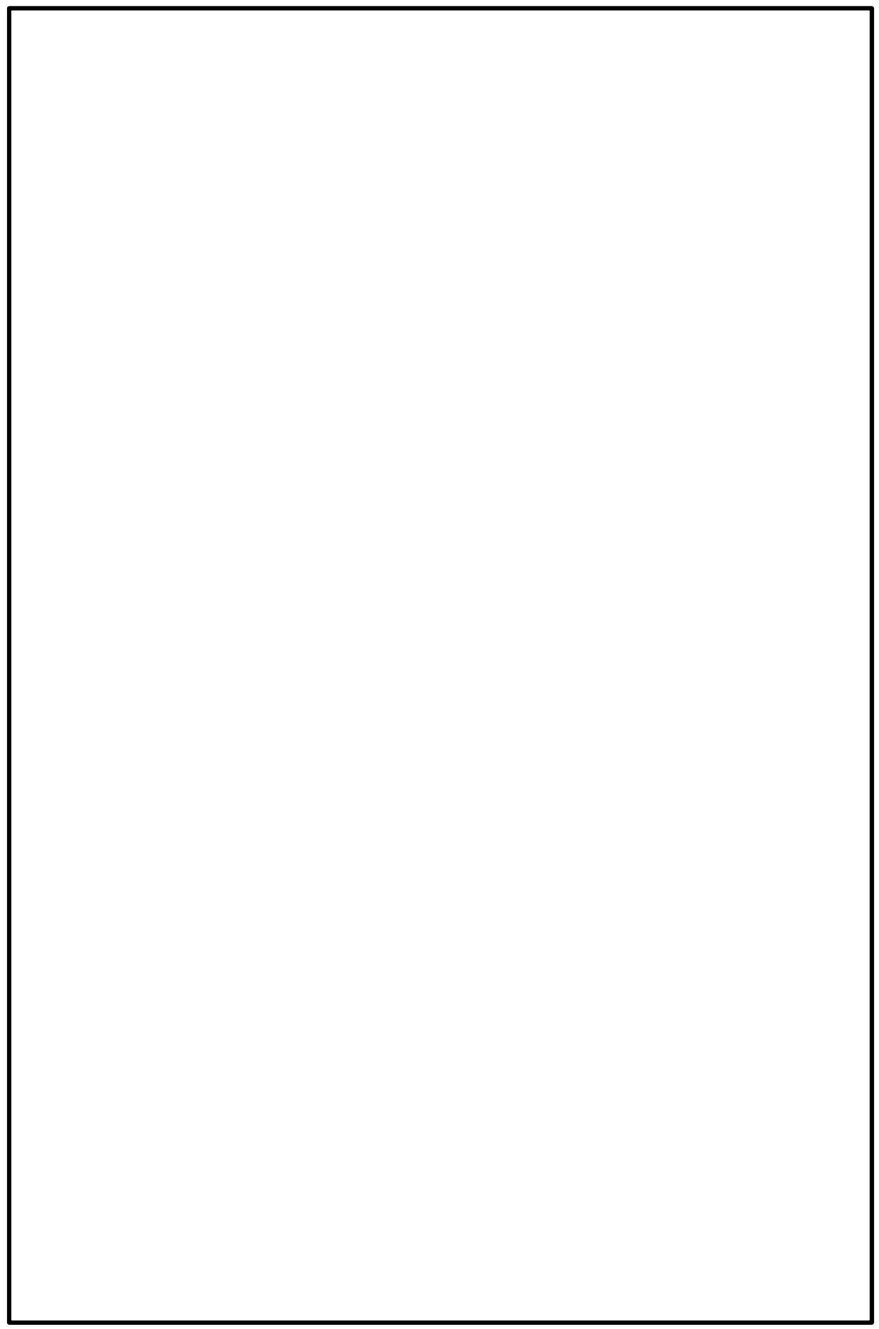
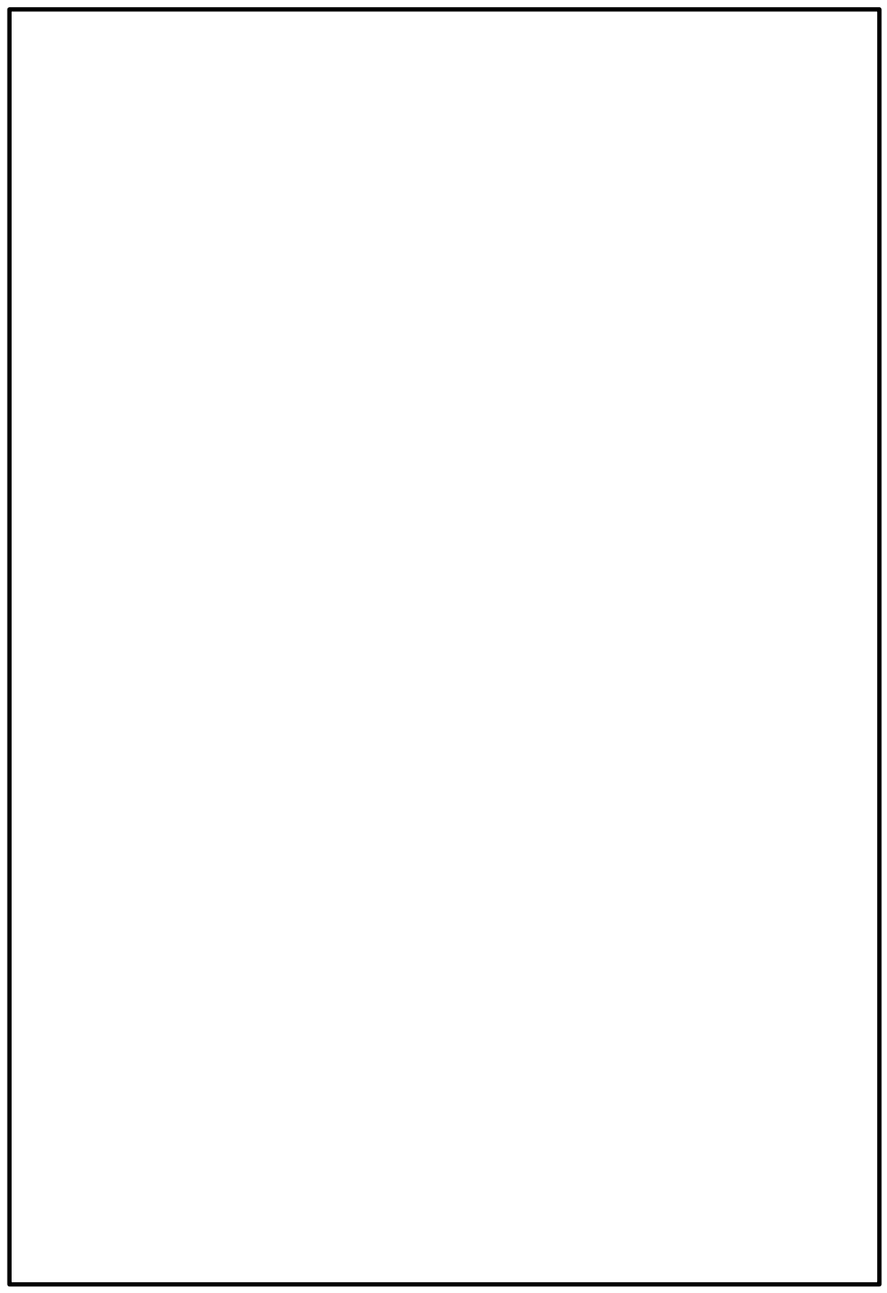
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図1 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級及びA-2 級)の試験及び検査概要図	 図１　大量送水車の試験及び検査概要図	

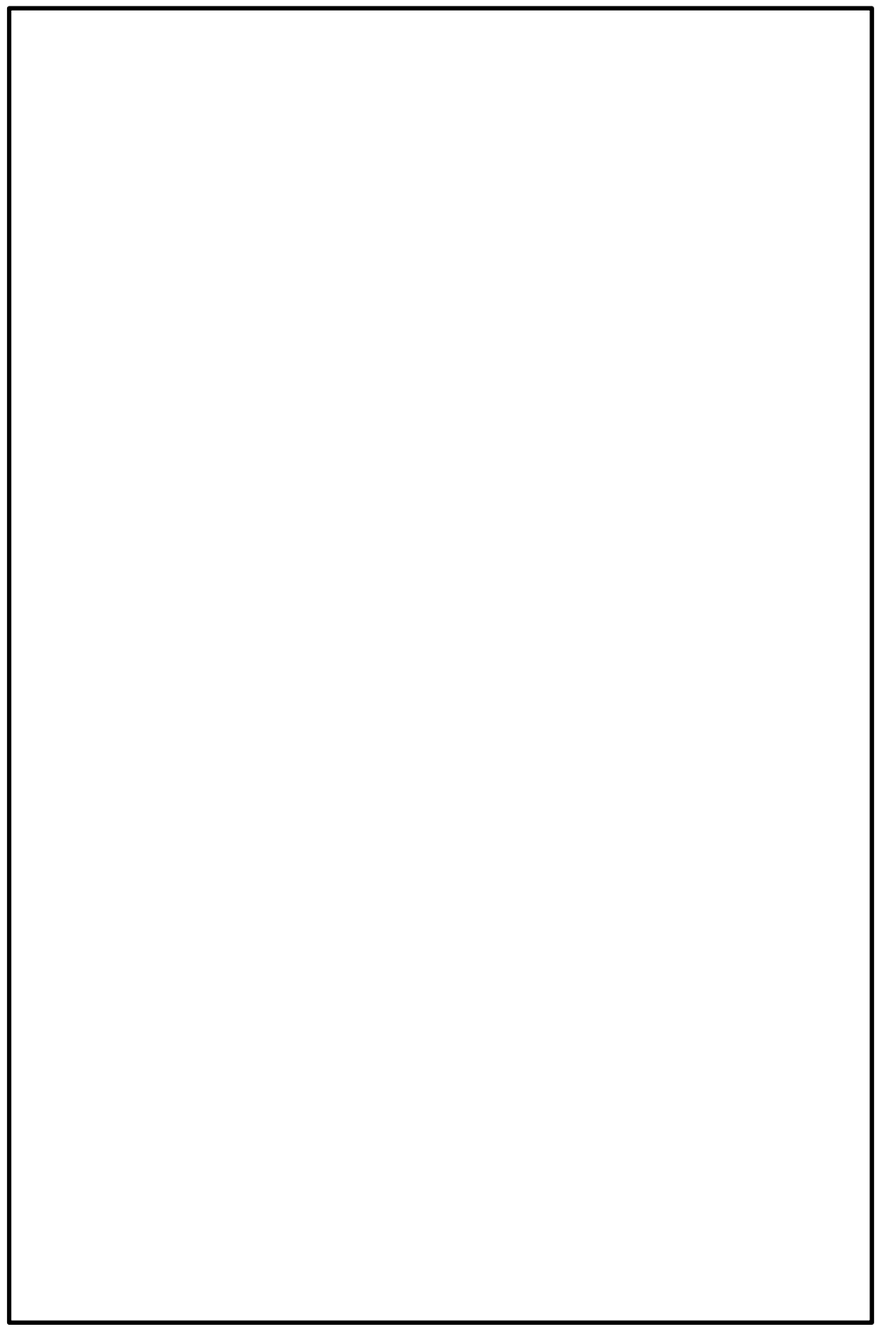
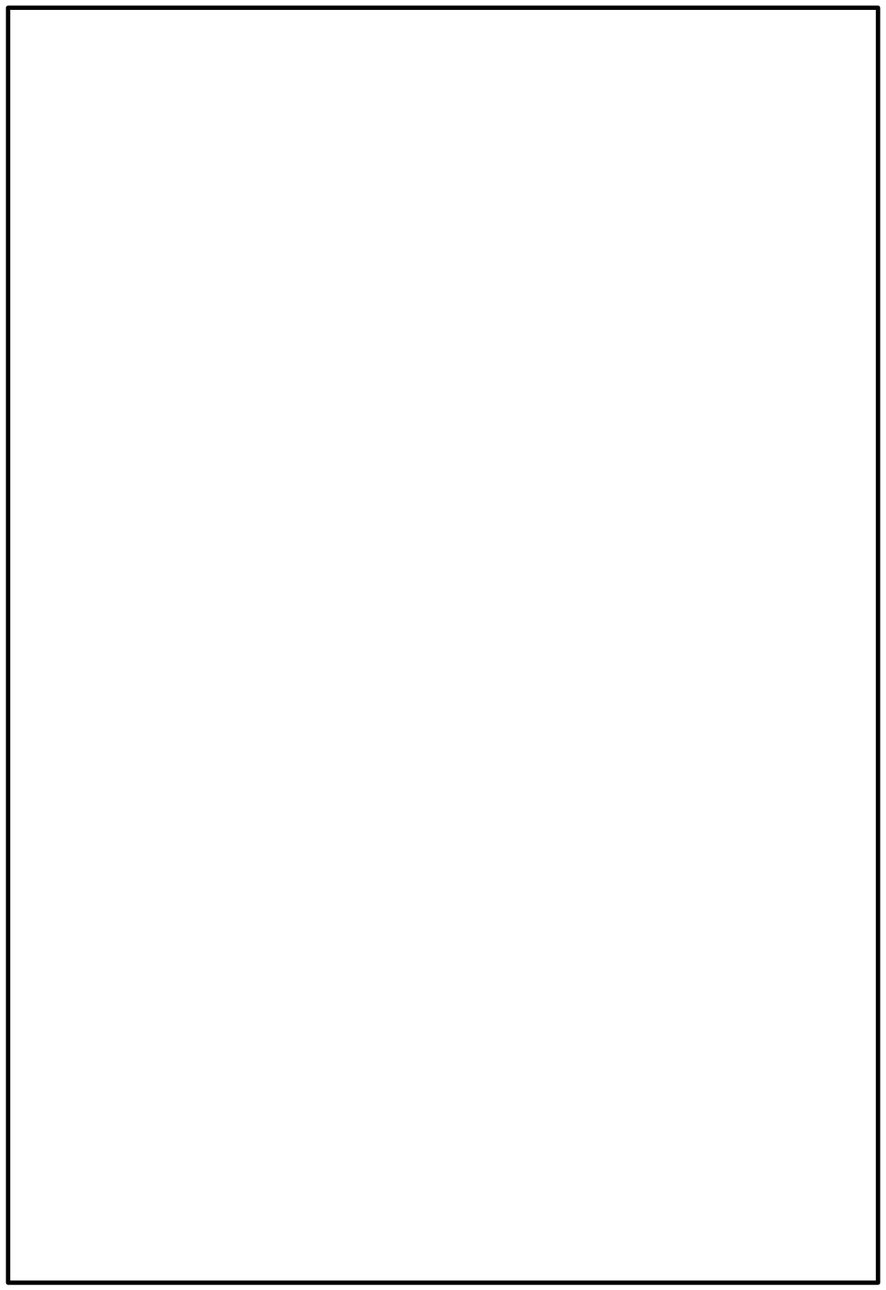
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図2 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）図	 図２　大量送水車構造図	

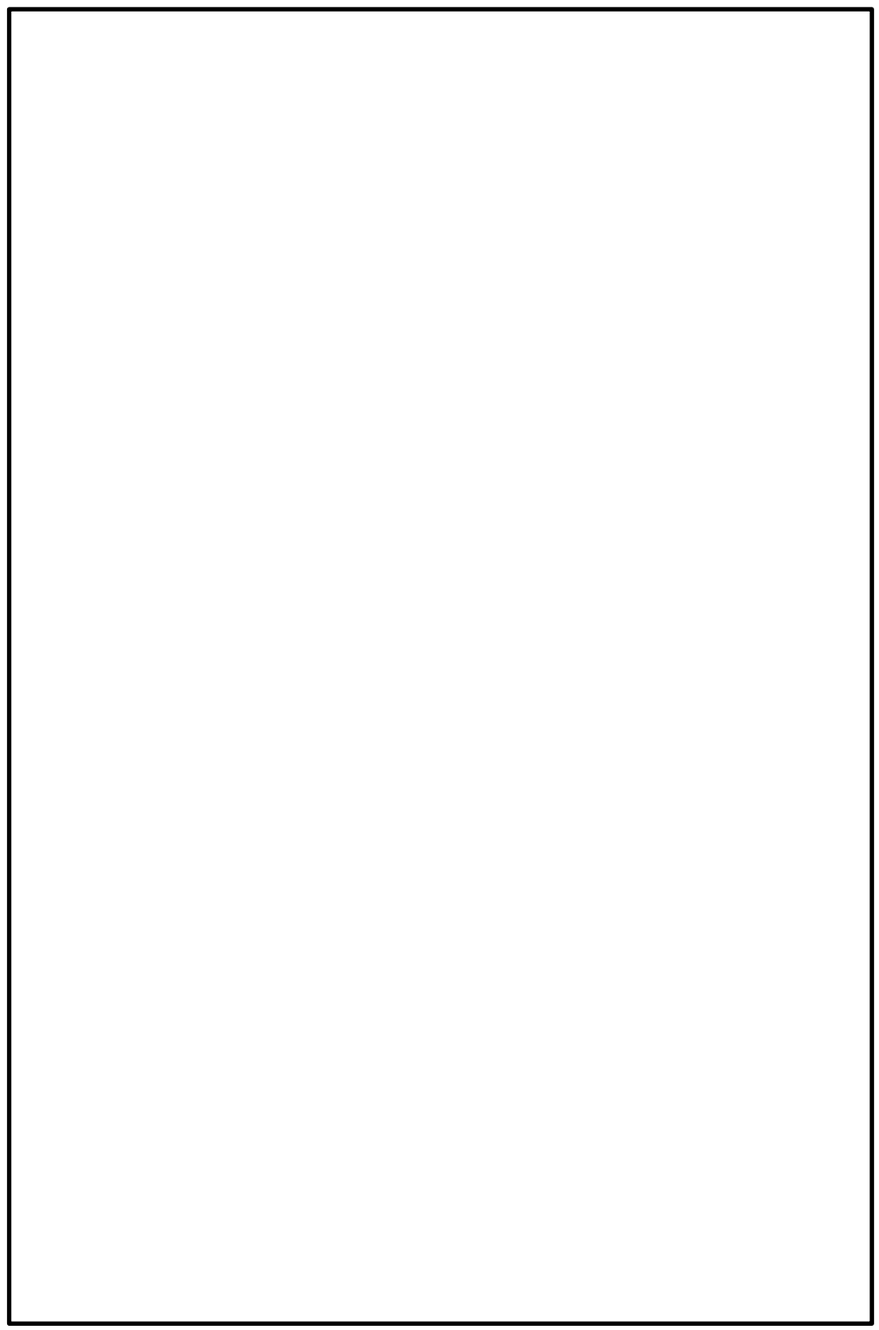
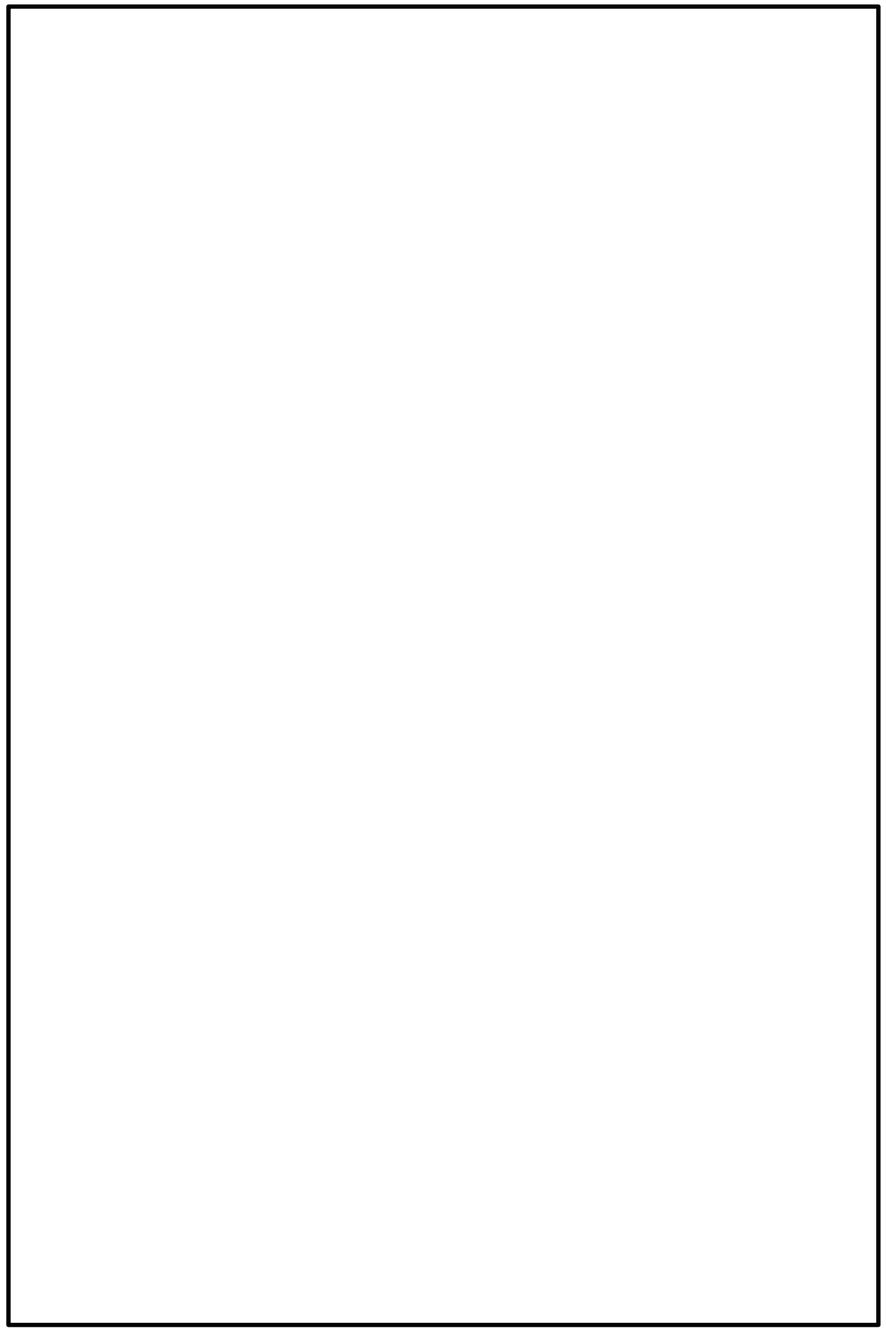
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図3 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）図	 図３　燃料プール冷却ポンプ図	

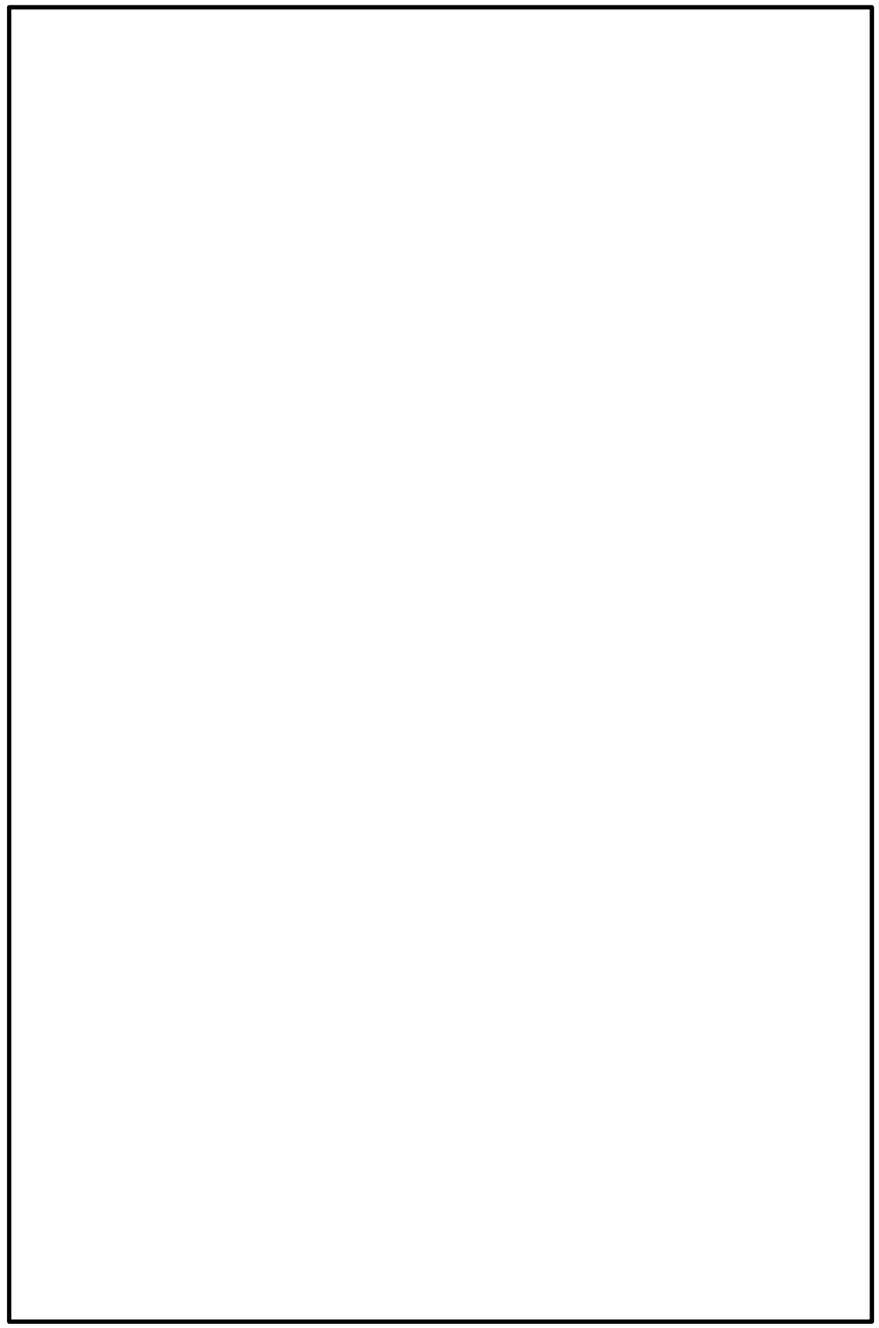
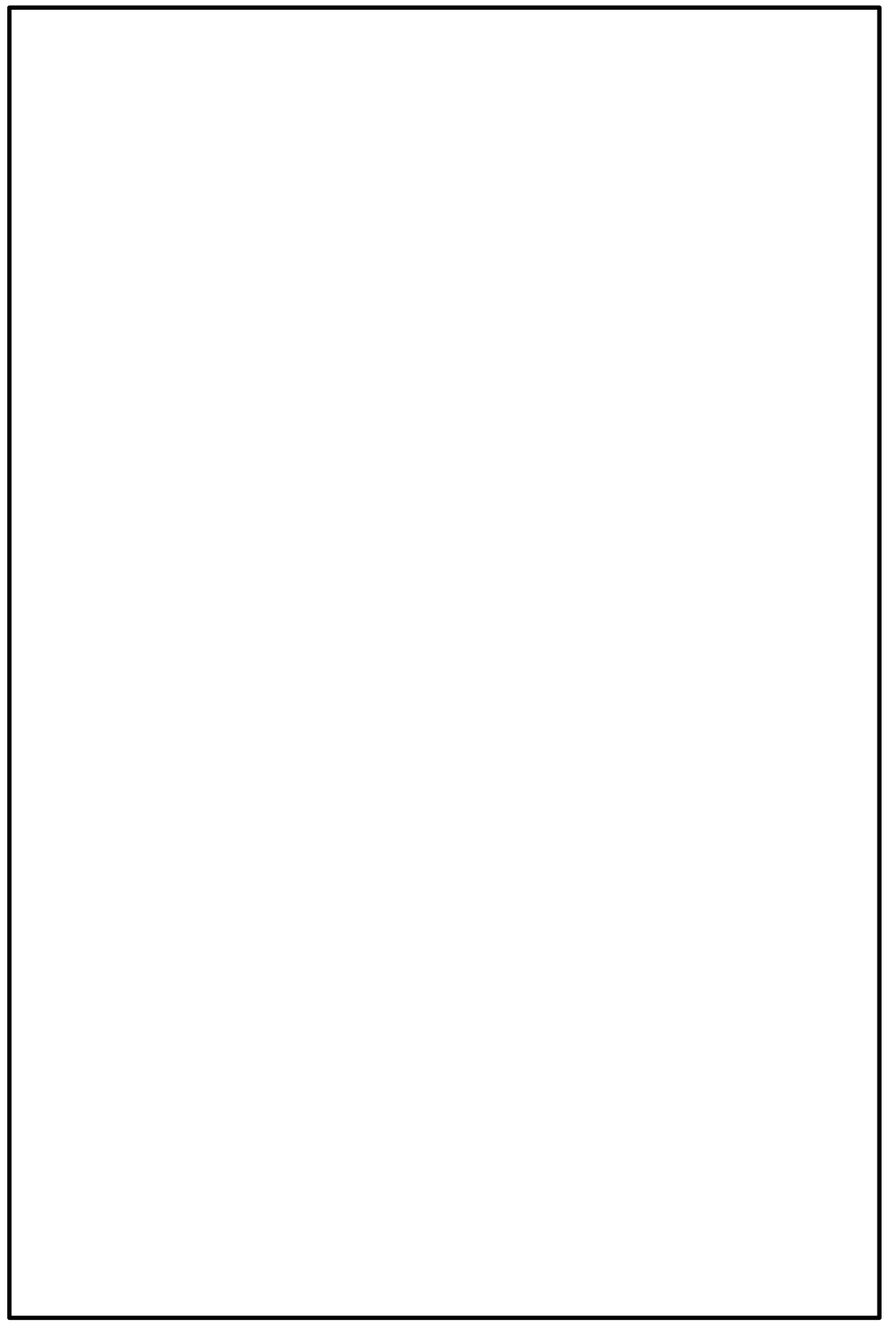
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図4 燃料プール冷却浄化系ポンプ図（6 号炉）	 図４　燃料プール冷却系熱交換器図	

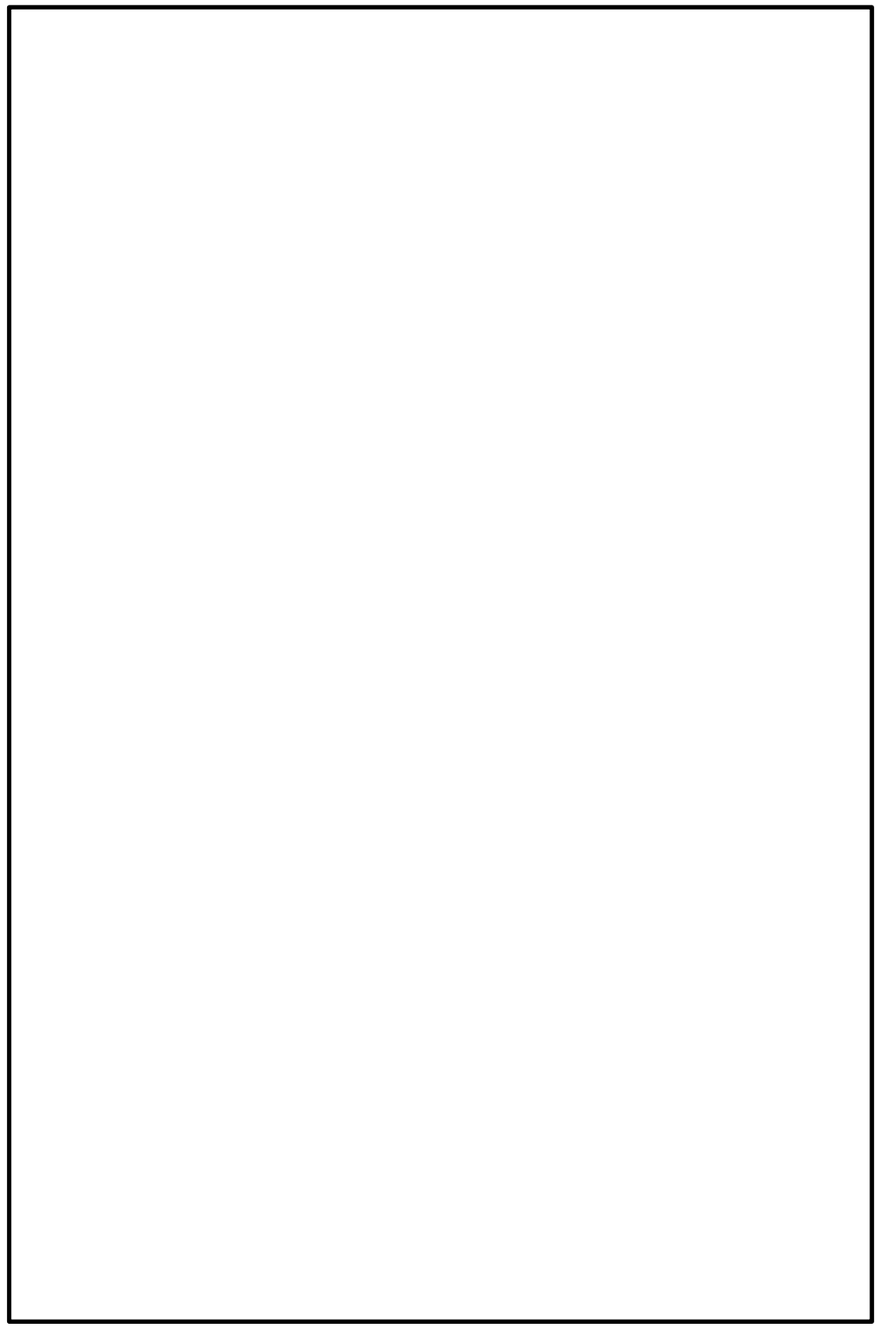
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図5 燃料プール冷却浄化系ポンプ図（7 号炉）	 図５　原子炉補機代替冷却系　移動式代替熱交換設備熱交換器図	

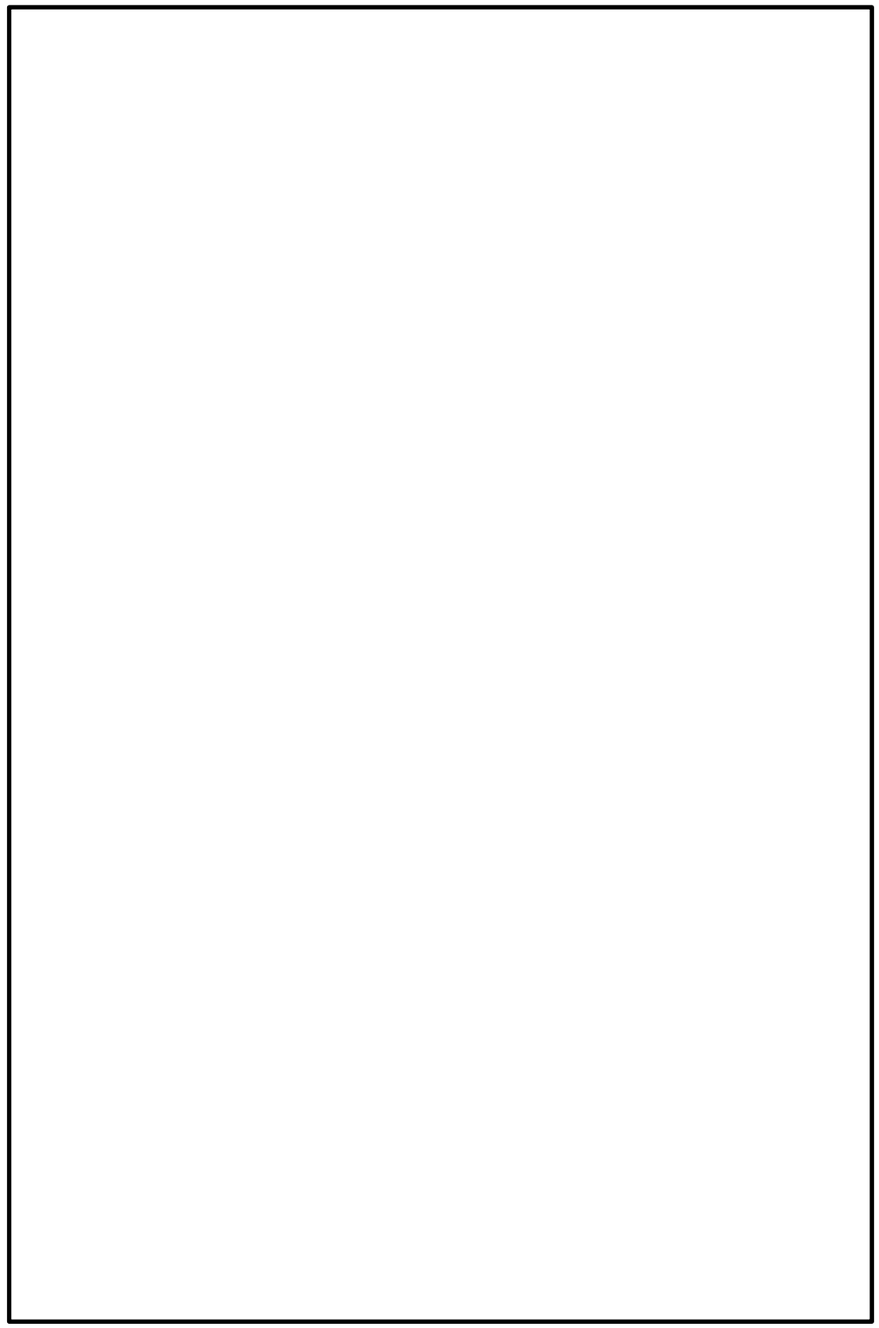
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図6 燃料プール冷却浄化系熱交換器図（6 号炉）	 図６　原子炉補機代替冷却系　移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図	

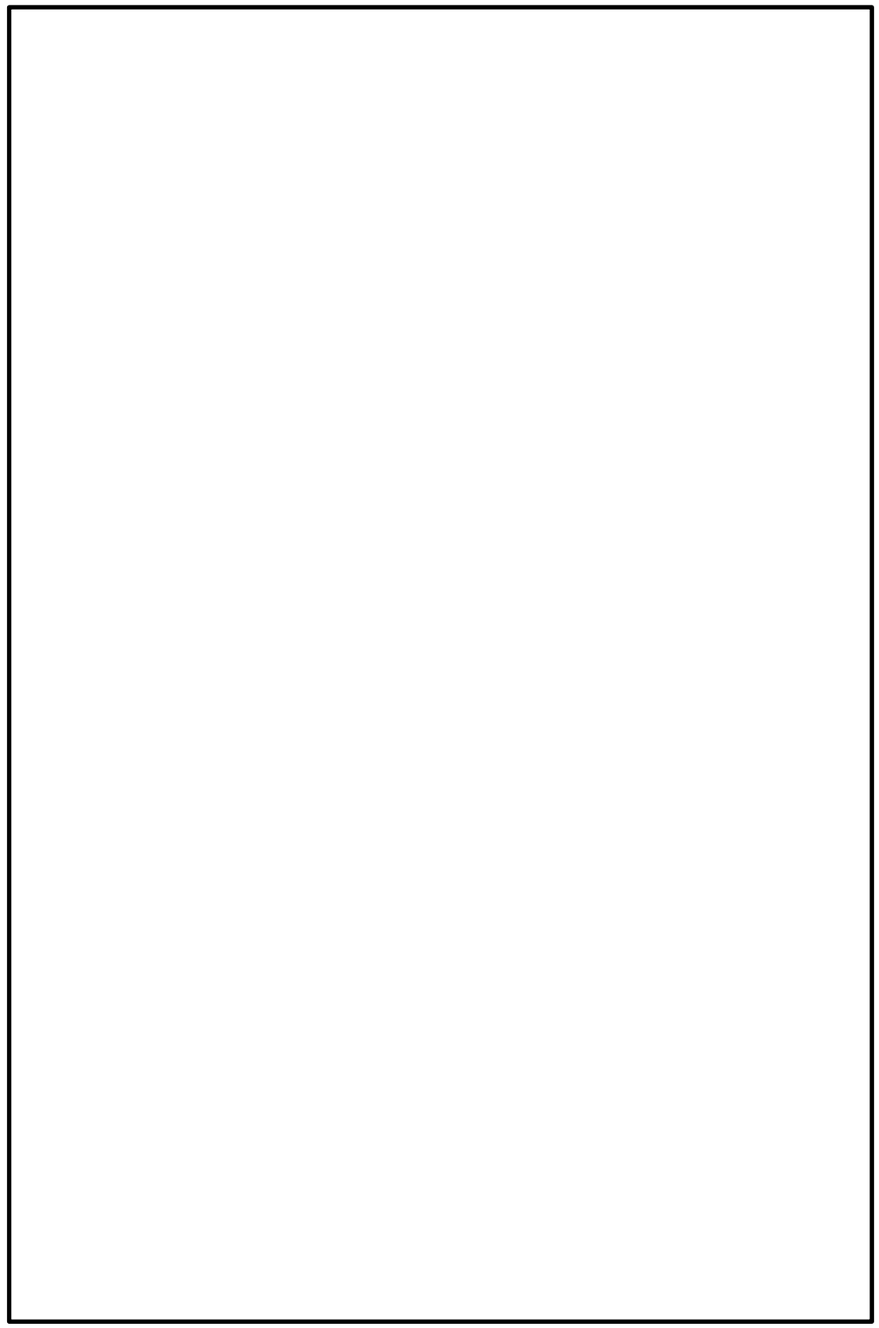
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図7 燃料プール冷却浄化系熱交換器図（7 号炉）	 図７　原子炉補機代替冷却系　大型送水ポンプ車ポンプ図	

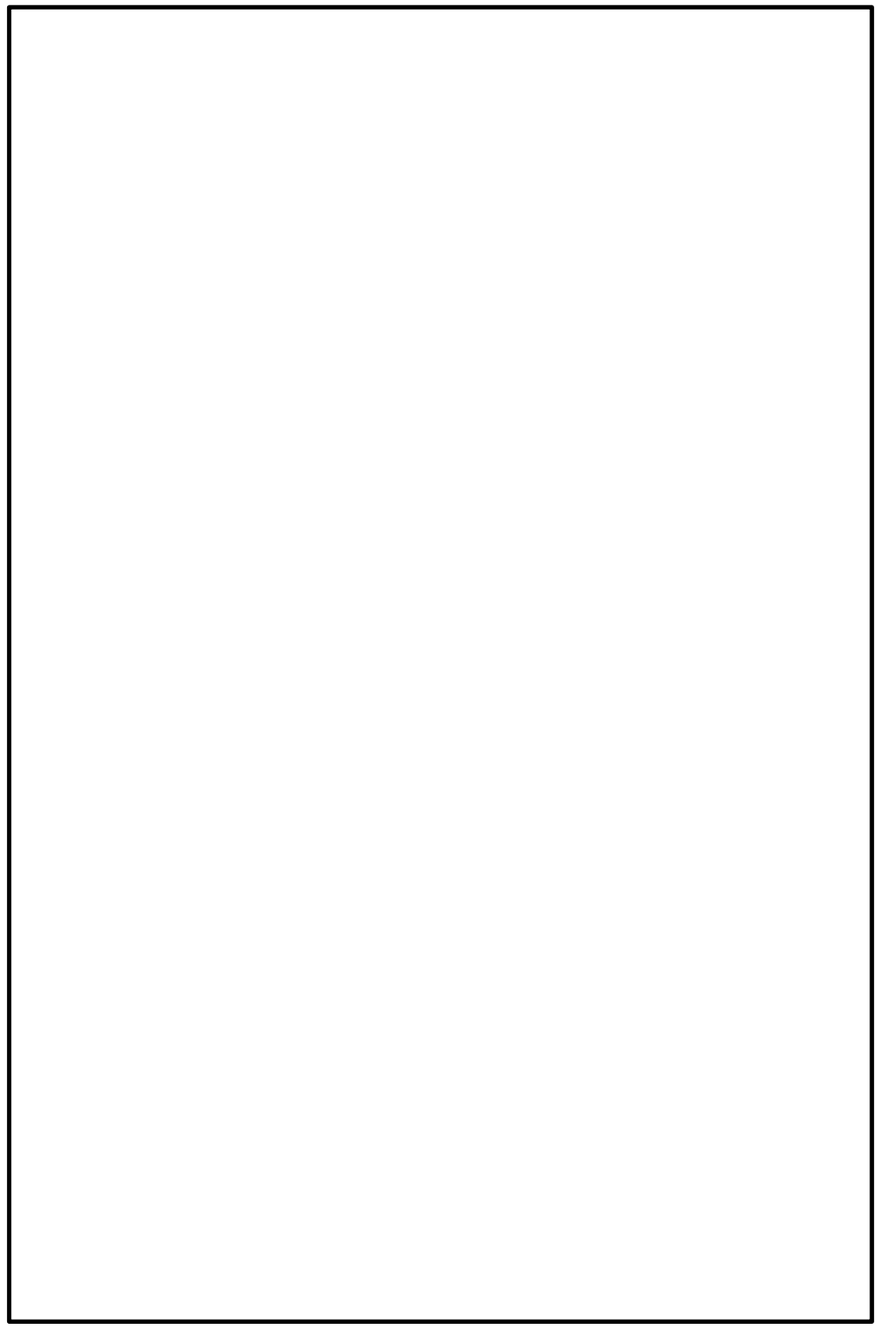
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図8 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 （熱交換器ユニット（その1））  図８　原子炉補機代替冷却系　移動式代替熱交換設備　運転性能検査		

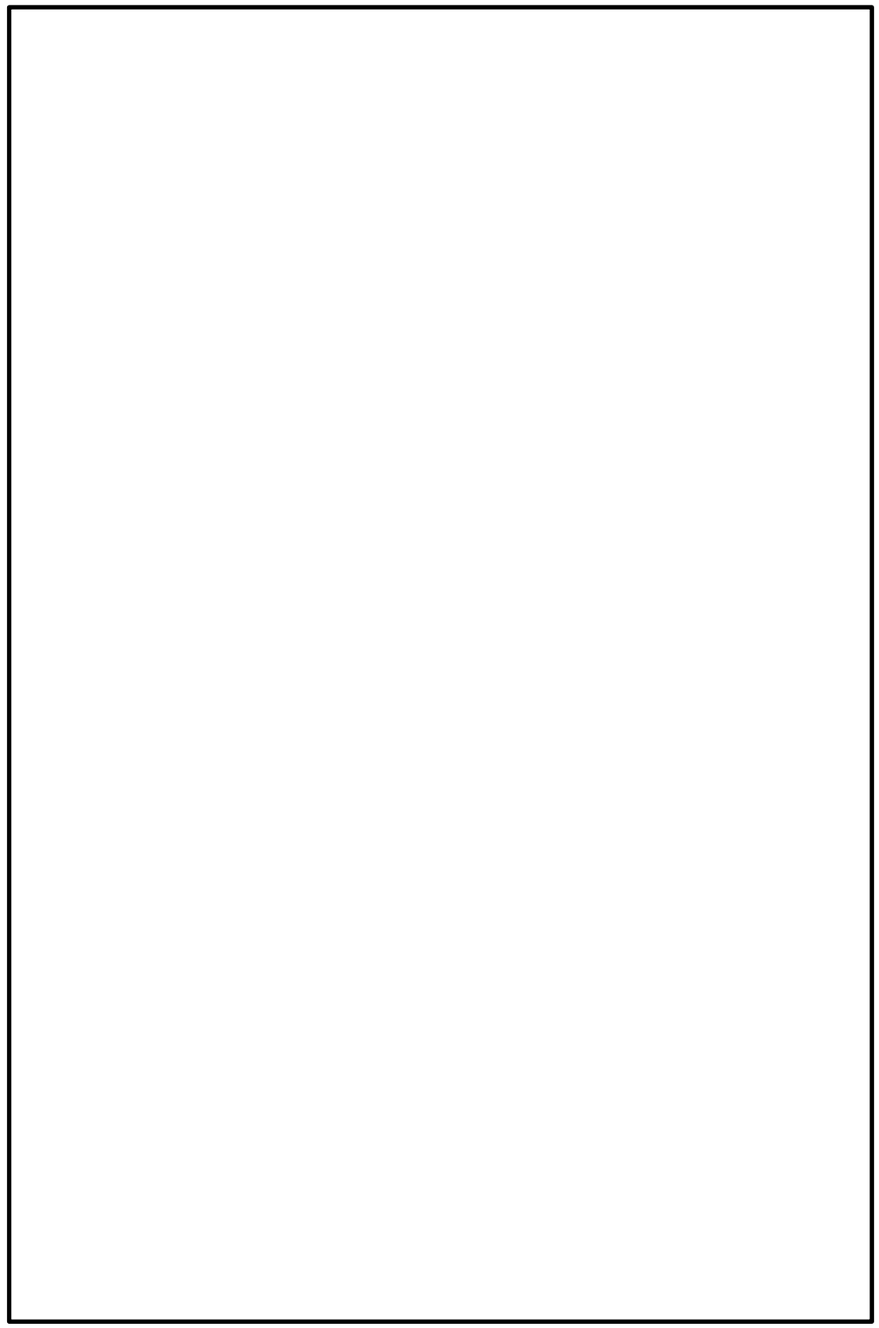
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 9 代替原子炉補機 冷却水ポンプ図（その 1）	 図９　原子炉補機代替冷却系　大型送水ポンプ車　運転性能検査	

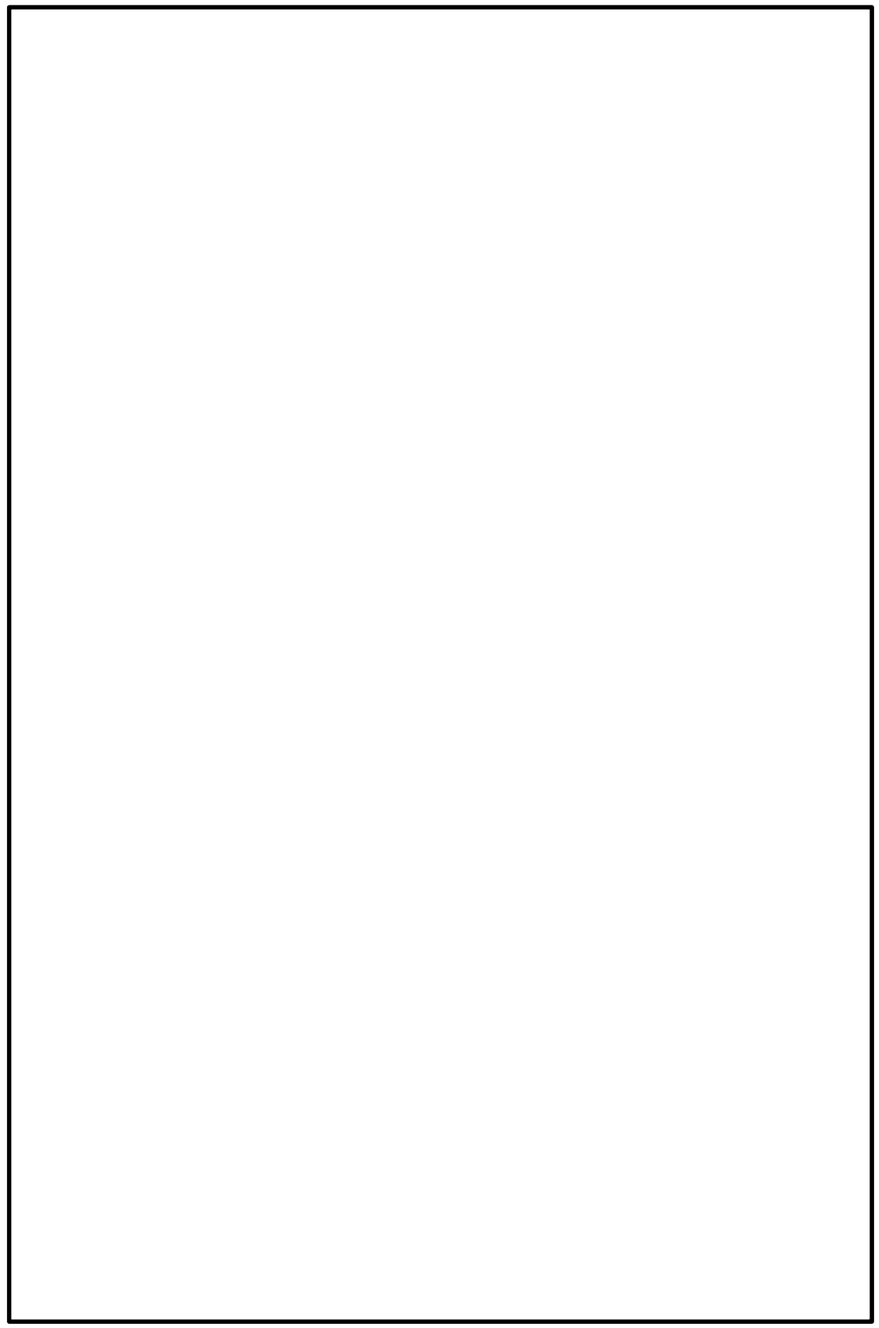
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図10 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 （熱交換器ユニット（その2）） 図 10　燃料プール冷却系　系統性能検査		

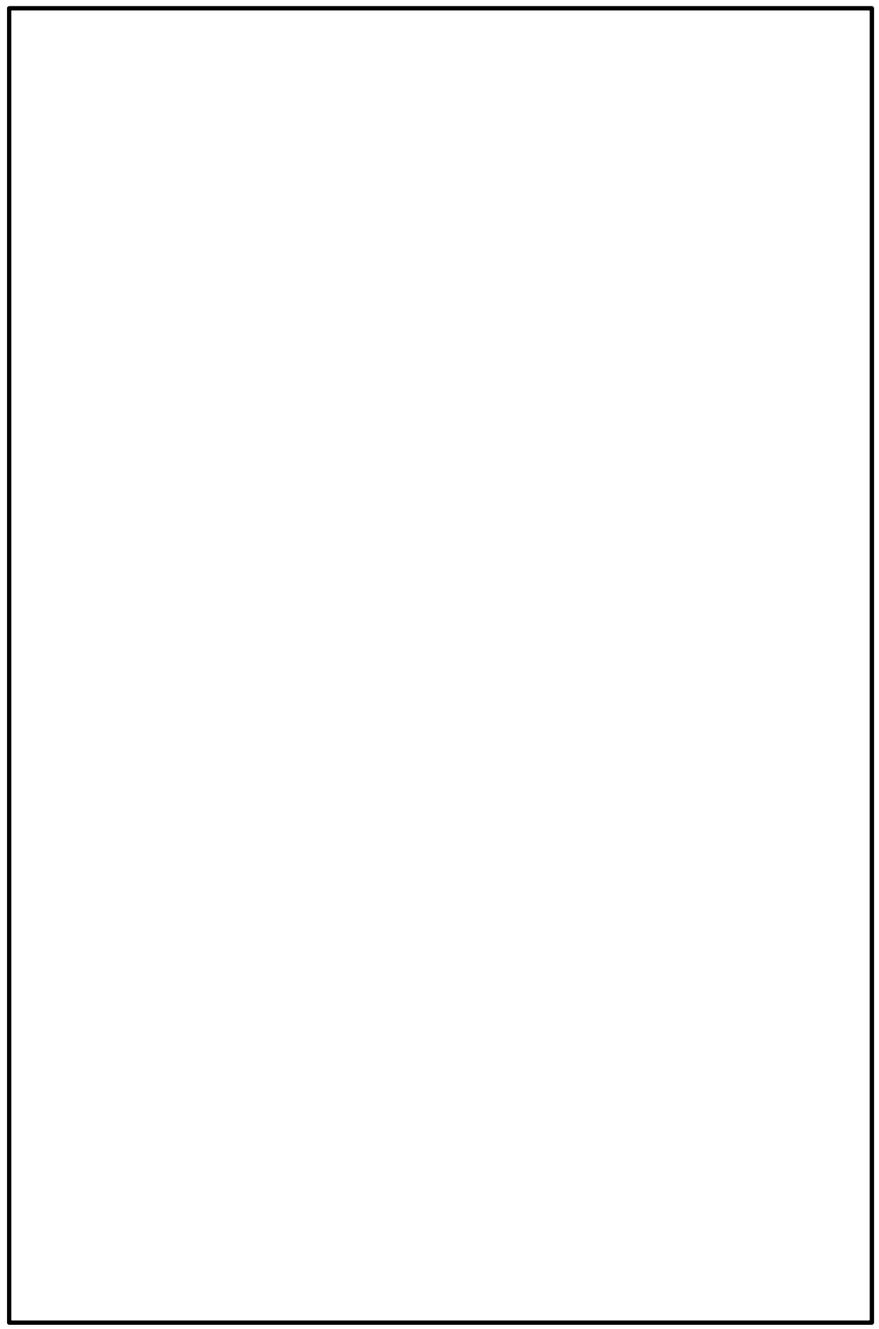
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図11 代替原子炉補機冷却水ポンプ図（その2）		

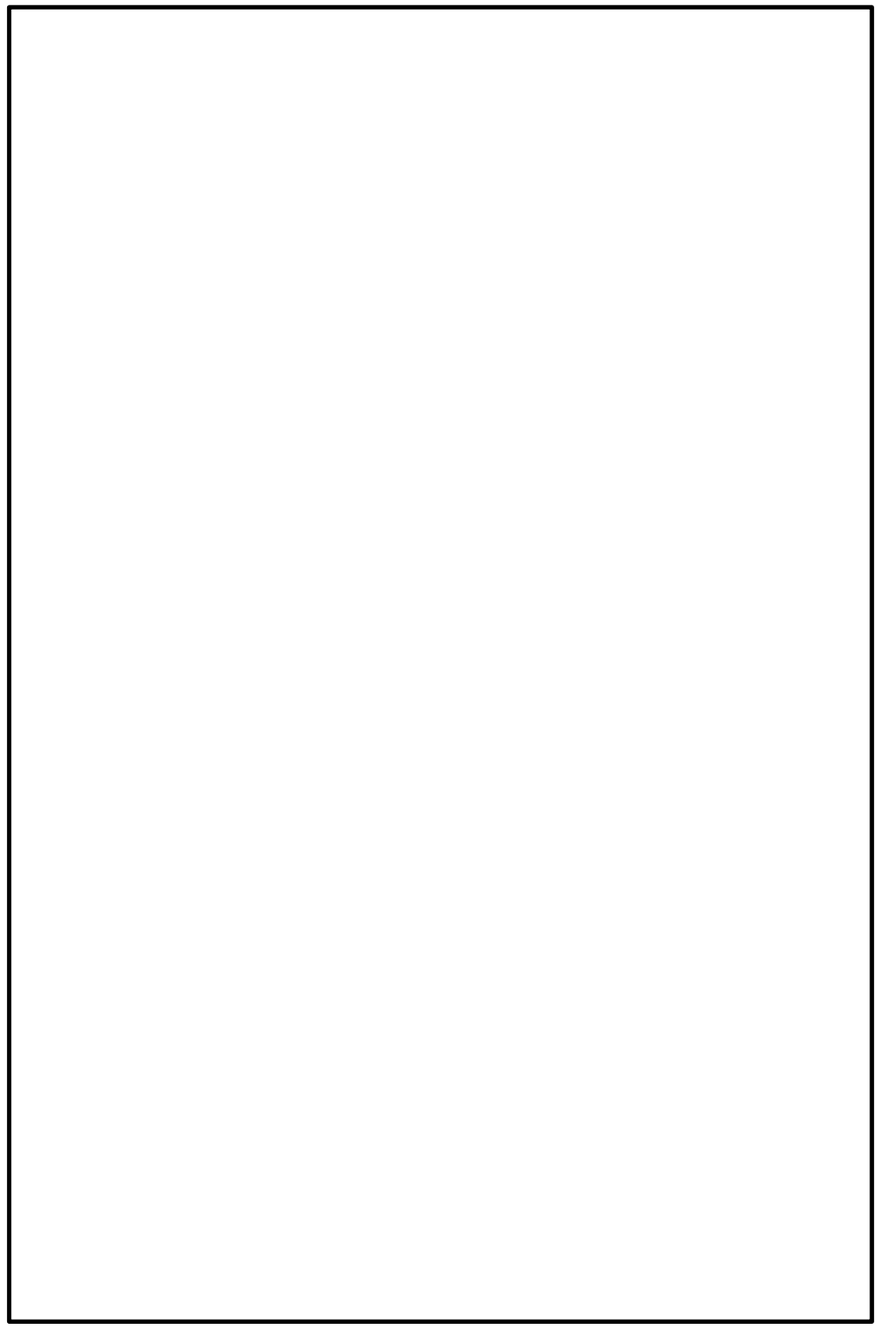
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図12 大容量送水車（熱交換器ユニット用）図		

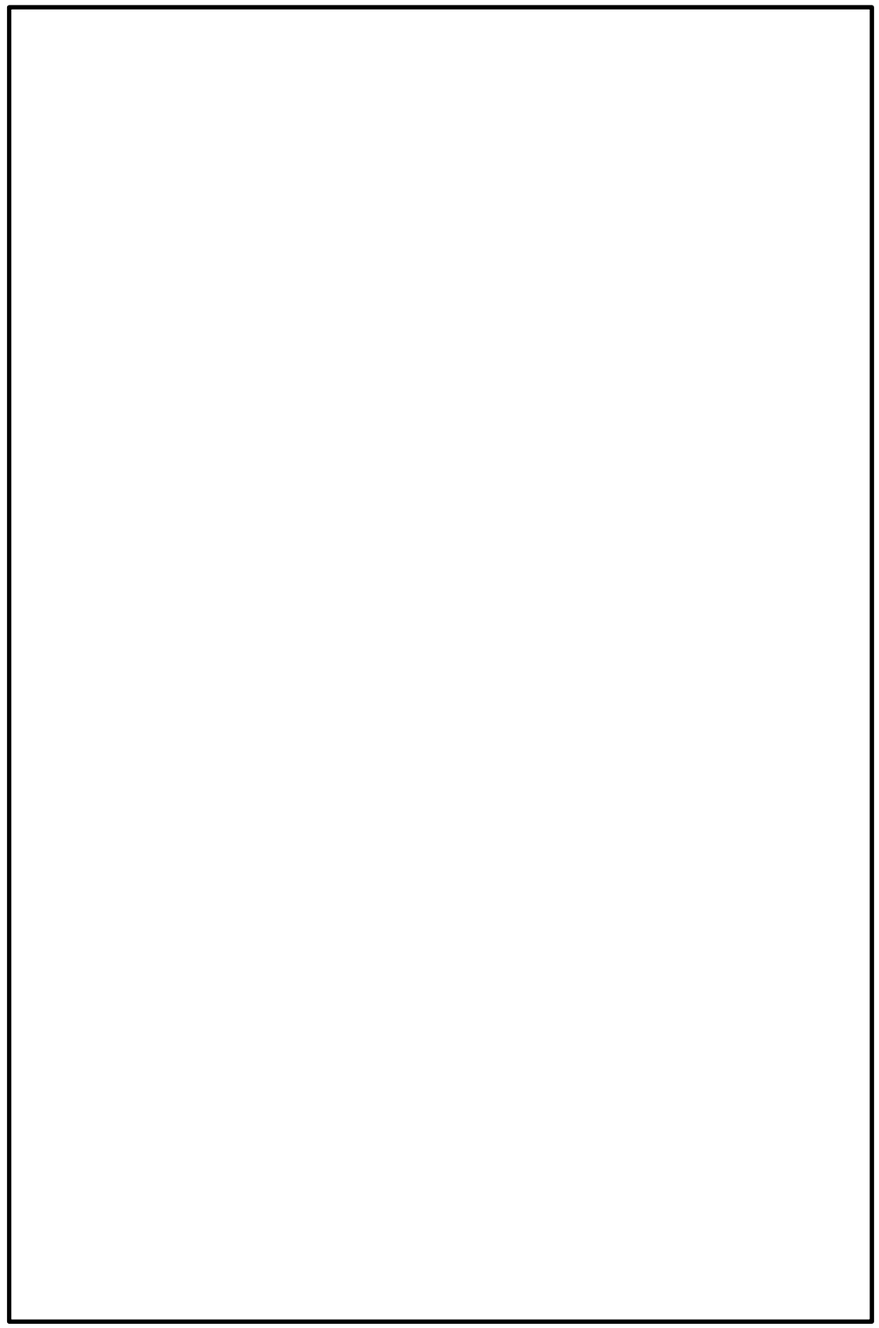
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図13 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査（6 号炉A 系）		

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14 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査（6 号炉B 系）		

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15 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査（7 号炉A 系）		

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16 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査（7 号炉B 系）		

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17 燃料プール冷却浄化系 系統性能検査（6 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
 図18 燃料プール冷却浄化系 系統性能検査（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

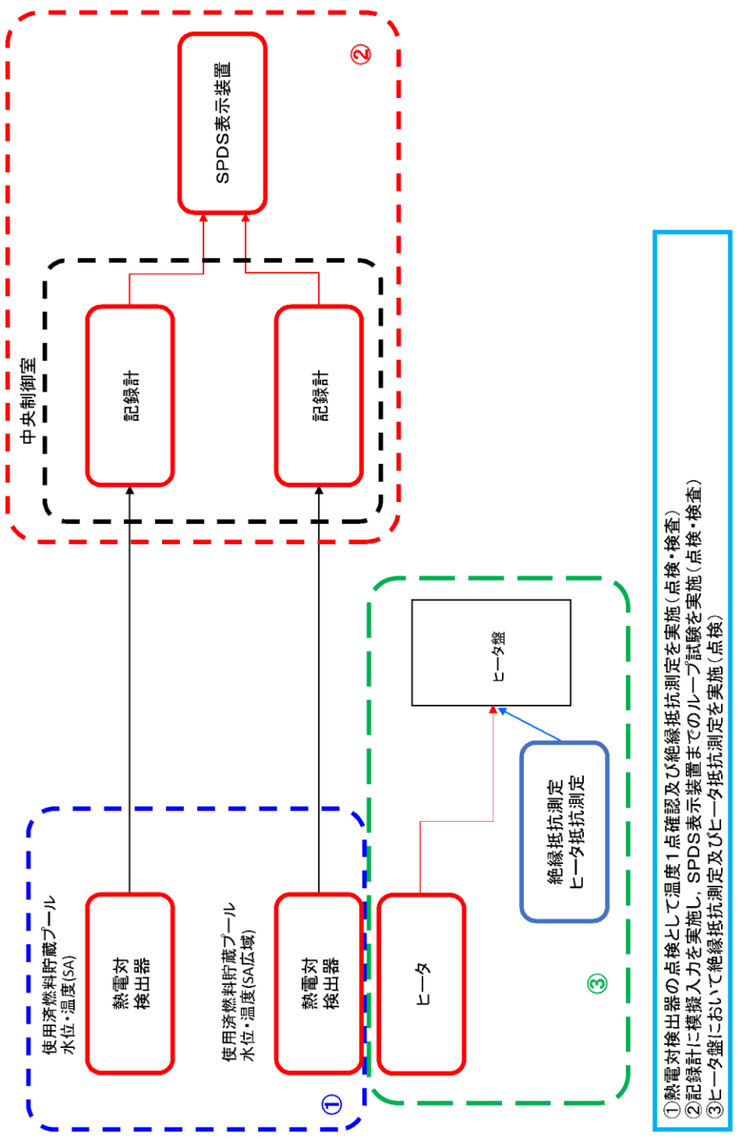
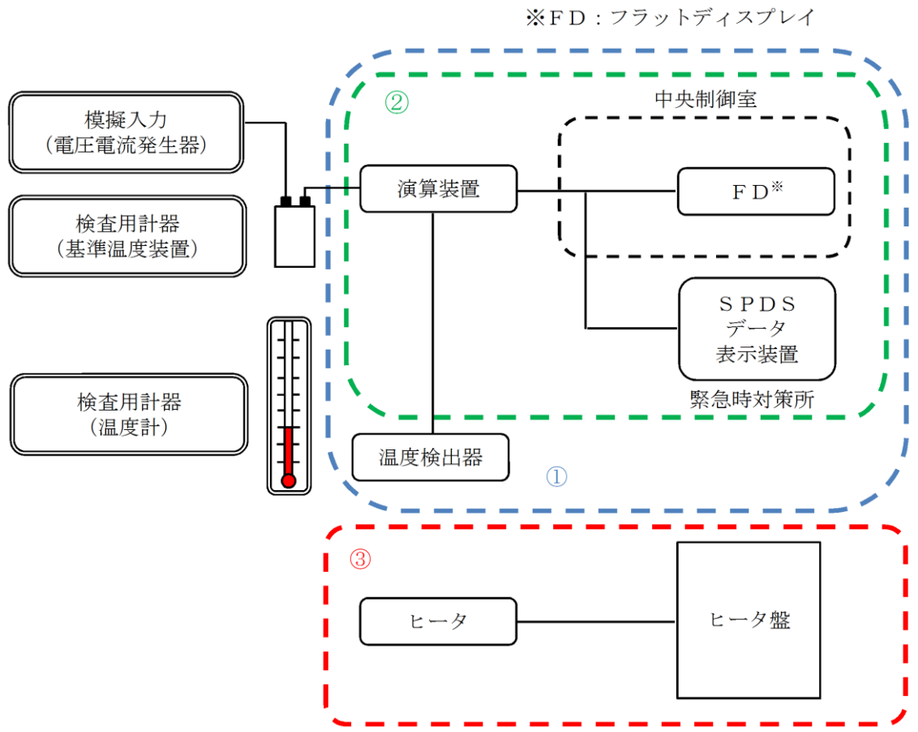


図19 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域及びSA）の試験及び検査概要図



① 検出器の温度１点確認，絶縁抵抗測定を実施（点検・検査）
② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）
③ ヒータ盤において絶縁抵抗測定及びヒータ抵抗測定を実施（点検）

図 11　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の試験及び検査

・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

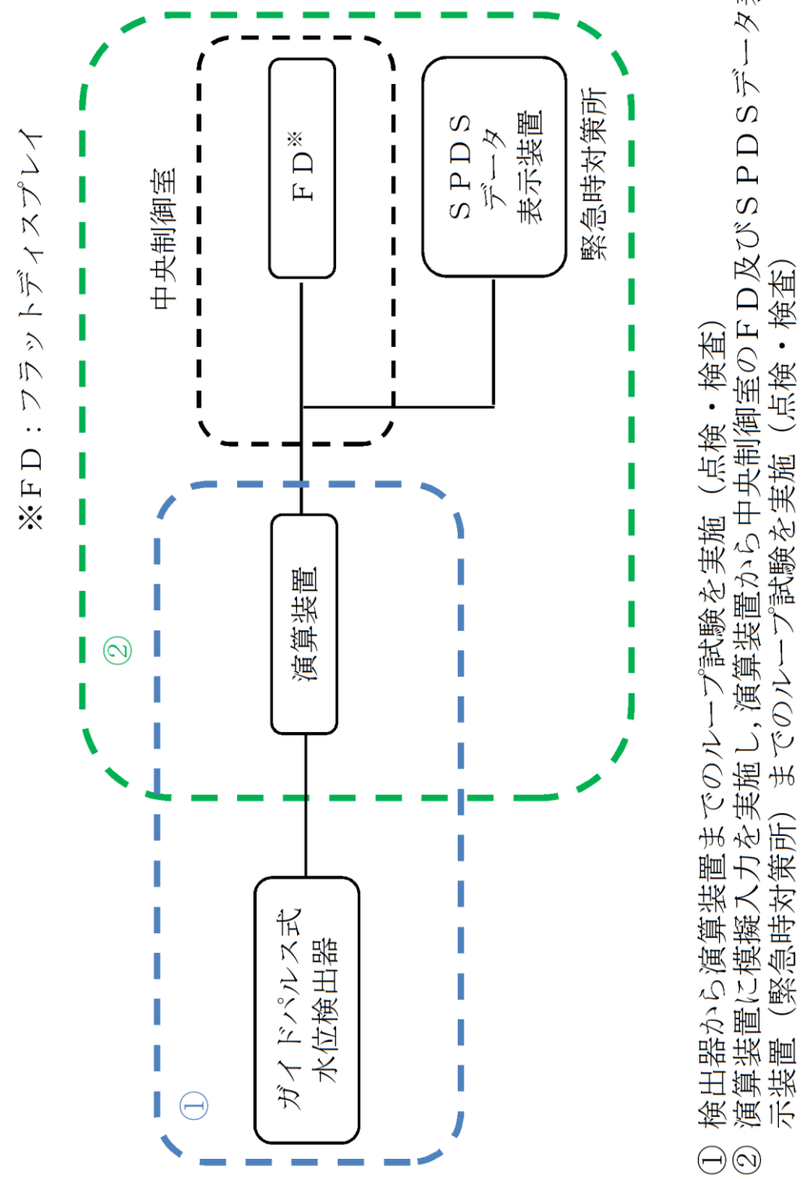


図 12　燃料プール水位（ＳＡ）の試験及び検査

・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

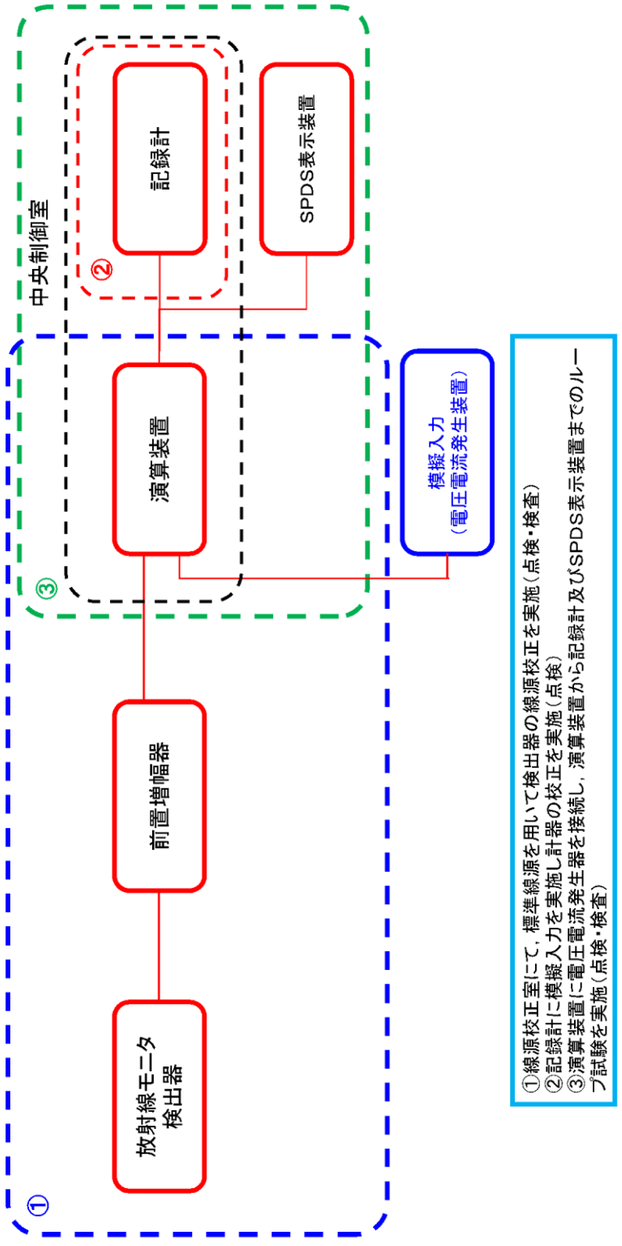
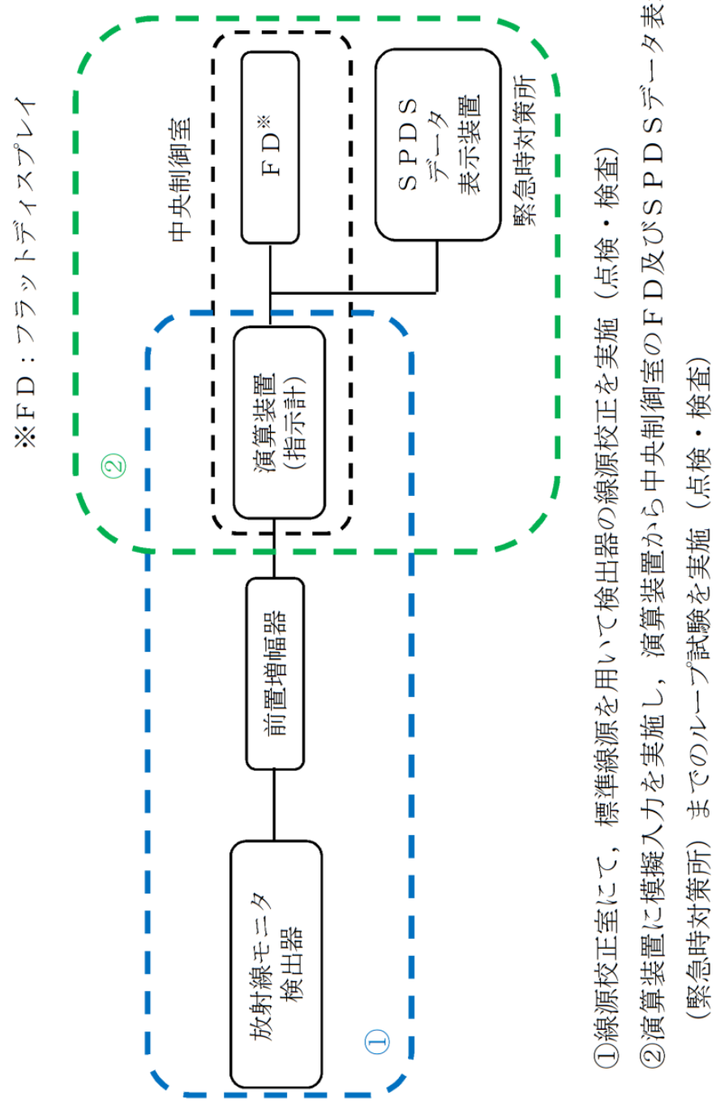
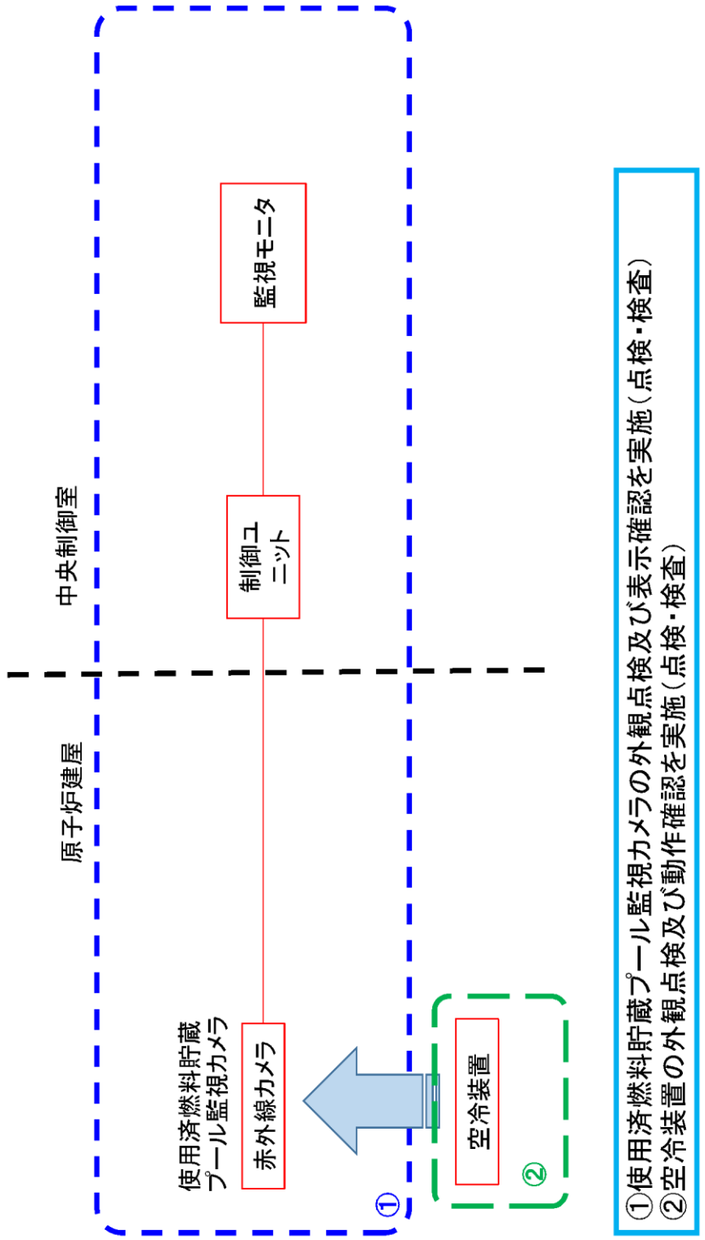
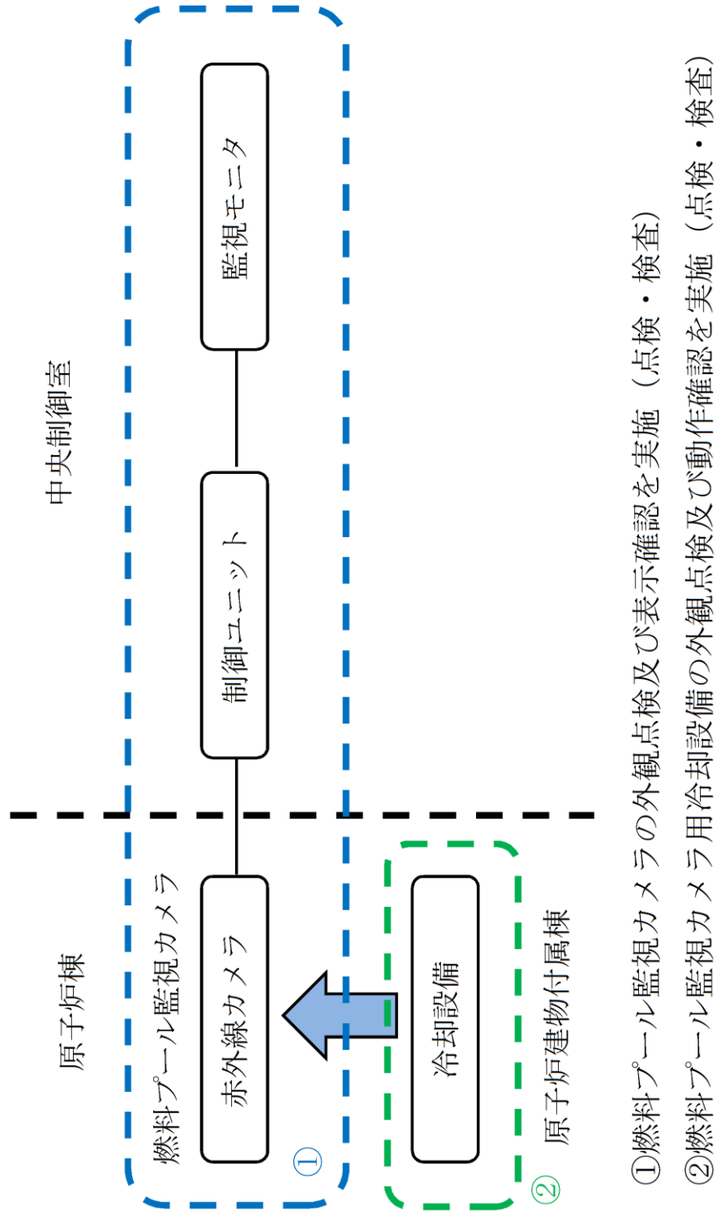

	

図20 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の試験及び検査概要図	図 13　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の試験及び検査	・設備の相違

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
		・設備の相違
図21 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の試験 及び検査概要図	図 14　燃料プール監視カメラ（ＳＡ）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）の試験及び検査	

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
54-6　容量設定根拠	54-6　容量設定根拠	

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

名称		可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
容量	m^3/h/台	147（注 1），（120（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	1.29（注 1），（0.85（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	100
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：規格値を示す

【設定根拠】

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，重大事故等時に以下の機能を有する。

燃料プール代替注水系として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定事故 1,想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

なお，可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダを使用する場合において，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な流量を確保できる容量を有するものとして図 1 のとおり可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 4 台使用する。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が維持できない場合でも，使用済燃料に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有する設計とする（以下「第 54 条第 2 項対応」という）。

なお，可搬型スプレイヘッダを使用する場合においては，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有するものとして図 1 のとおり可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 4 台使用し，常設スプレイヘッダを使用する場合においては，図 2 のとおり可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台として使用する。

名称		大量送水車
容量	m3/h/台	120 以上　（注１）（168 以上（注２））
吐出圧力	MPa[gage]	1.54 以上（注１）（0.85 （注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.6
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/台	230
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：規格値を示す

【設定根拠】

大量送水車は，重大事故等時に以下の機能を有する。

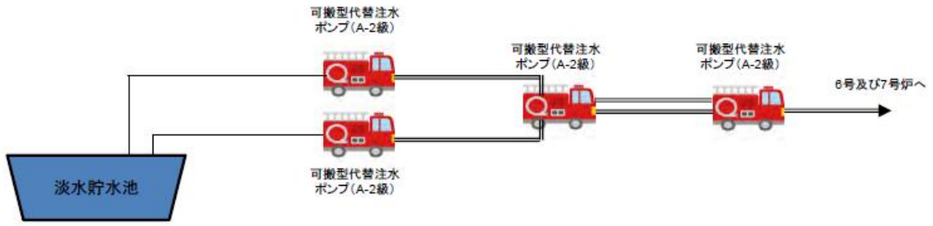
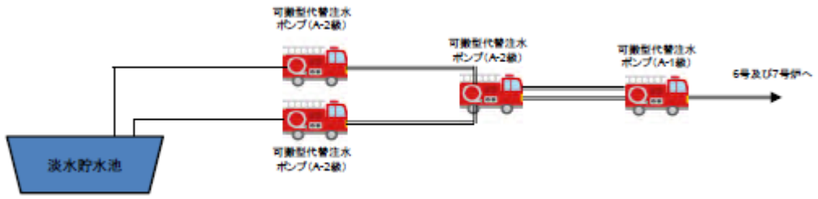
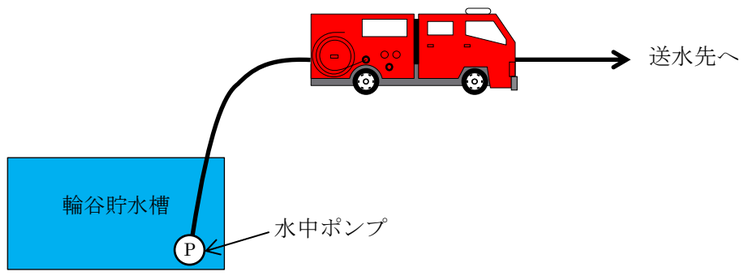
燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車は，想定事故１，想定事故２において想定する燃料プールの水位の低下があった場合でも，燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする（以下「第 54 条第１項対応」という）。

なお，可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッダを使用する場合において，燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な流量を確保できる容量を有するものとして図１のとおり大量送水車を１セット１台として使用する。

また，燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が維持できない場合でも，使用済燃料に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有する設計とする（以下「第 54 条第２項対応」という）。

なお，可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッダを使用する場合において，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有するものとして図１のとおり大量送水車を１セット１台として使用する。

・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
 図 1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ／常設スプレイヘッダ）による注水，燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）によるスプレイ 系統概要図  図 2 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）によるスプレイ 系統概要図 1. 容量 147m^3/h（注 1）／120m^3/h（注 2） 第 54 条第 1 項対応における可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の容量の要求値は，使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の容量として，可搬型スプレイヘッダを使用する場合及び常設スプレイヘッダを使用する場合ともに，45m3/h 以上とする。 また，第 54 条第 2 項対応における必要容量は補足説明資料「使用済燃料プール(SFP)スプレイ設備の冷却能力について」(54-6-18～33)で説明されている容量として，可搬型スプレイヘッダを使用する場合は 46m^3/h 以上，常設スプレイヘッダを使用する場合は 147 m^3/h とする。 以上より，必要流量が最大となる第 54 条 2 項対応において，常設スプレイヘッダを使用する場合の 147 m^3/h を要求値とする。 なお，可搬搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される 120m^3/h 以上を容量の公称値とする。 2. 吐出圧力 1.29MPa（注 1）／0.85MPa（注 2） 燃料プール代替注水系で使用する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は，静水頭，ホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。	 図 1　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル／常設スプレイヘッダ）による注水，スプレイ　系統概要図 1.　容量　120 m^3/h 以上（注 1）／168 m^3/h 以上（注 2） 第 54 条第１項対応における大量送水車の容量の要求値は，燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている大量送水車の容量として，可搬型スプレイノズルを使用する場合及び常設スプレイヘッダを使用する場合ともに，48m^3/h 以上とする。 また，第 54 条第２項対応における必要容量は補足説明資料「燃料プール(SFP)スプレイ設備の冷却能力について」(54-6-6～18)で説明されている容量として，可搬型スプレイノズルを使用する場合は 48m^3/h，常設スプレイヘッダを使用する場合は 120 m^3/h 以上とする。 以上より，必要流量が最大となる第 54 条２項対応において，常設スプレイヘッダを使用する場合の 120 m^3/h 以上を要求値とする。 なお，大量送水車（A-1 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される 168m^3/h 以上を容量の公称値とする。 2. 吐出圧力 1.54MPa 以上（注 1）／0.85MPa（注 2） 燃料プールスプレイ系で使用する場合の大量送水車の吐出圧力は，水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）と注水先の圧力），静水頭，ホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。	

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

2.1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合

6 号及び 7 号炉の複数あるホース敷設ルートのうち，使用するホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果，最も保守的となる，[　　]を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【7 号炉原子炉建屋大物搬入口の場合】

静水頭	約	[　　] MPa	
ホース圧損	約	[　　] MPa	※1
ホース湾曲による影響	約	[　　] MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約	[　　] MPa	
合　計	約	0.74 MPa	

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 54-6-34,35 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

2.1 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）

複数あるホース敷設ルートのうち，水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西）と注水先の圧力），静水頭，ホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果，最も保守的となる，[　　]を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【[　　]の場合】

水源と移送先の圧力差	約	[　　] MPa	
静水頭	約	[　　] MPa	
ホース圧損	約	[　　] MPa	※1
ホース湾曲による影響	約	[　　] MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約	[　　] MPa	
合　計	約	1.15 MPa	

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 54-6-19～21 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。

2.2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合

6 号及び 7 号炉の複数あるホース敷設ルートのうち，使用するホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果，最も保守的となる，[　　]を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。（第 54 条第 2 項対応における保守的な流量として 46m³/h を用いて算出する。）

【7 号炉原子炉建屋大物搬入口の場合】

静水頭	約	[　　] MPa	
ホース圧損	約	[　　] MPa	※1
ホース湾曲による影響	約	[　　] MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約	[　　] MPa	
合　計	約	1.26 MPa	

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 54-6-34,35 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

2.2 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合

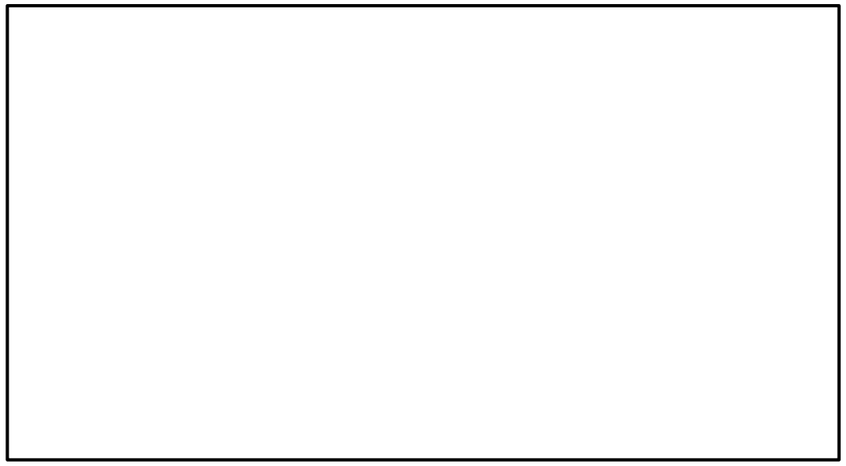
複数あるホース敷設ルートのうち，水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西）と注水先の圧力），静水頭，ホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果，最も保守的となる，[　　]を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【[　　]の場合】

水源と移送先の圧力差	約	[　　] MPa	
静水頭	約	[　　] MPa	
ホース圧損	約	[　　] MPa	※1
ホース湾曲による影響	約	[　　] MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約	[　　] MPa	
合　計	約	0.27 MPa	

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 54-6-19～21 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。

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
2.3 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合 6 号及び 7 号炉の複数ある接続口のうち，使用するホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果，最も保守的となる，[　　]を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。 【7 号炉原子炉建屋北側接続口の場合】 静水頭 約 [　　] MPa ホース圧損 約 [　　] MPa ※1 ホース湾曲による影響 約 [　　] MPa ※1 機器類圧損 約 [　　] MPa 合 計　約 0.46 MPa ※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。 湾曲の評価については 54-6-34,35 参照。 なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し， ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。	2.3 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第２項対応の場合 複数あるホース敷設ルートのうち，水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西）と注水先の圧力），静水頭，ホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果，最も保守的となる，[　　]を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。 【[　　]の場合】 水源と移送先の圧力差 約 [　　] MPa 静水頭 約 [　　] MPa ホース圧損 約 [　　] MPa ※１ ホース湾曲による影響 約 [　　] MPa ※１ 機器及び配管・弁類圧損 約 [　　] MPa 合　計 約 1.54 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。 ホース湾曲による影響の評価については 54-6-19～21 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。	
2.4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合 吐出圧力の評価としては使用済燃料プールへの注水及びスプレイを行うポンプが支配的となる。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応において使用済燃料プールへの注水及びスプレイを行うポンプとして使用しないことから，本評価においては淡水貯水池側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び中継用可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）のうち，吐出圧力の高い淡水貯水池側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の評価を行う。 【淡水貯水池側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の場合】 静水頭 約 [　　] MPa ホース圧損 約 [　　] MPa ※1 ホース湾曲による影響 約 [　　] MPa ※1 機器類圧損 約 [　　] MPa 合 計　約 1.29 MPa ※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。 湾曲の評価については 54-6-34,35 参照。 なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，		

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
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。 2.5 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力 以上より，必要吐出圧力が最大となる第 54 条 2 項対応において，常設スプレイヘッダを使用する場合の約 1.29MPa 以上を要求値とする。 なお，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される性能である 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。 図 3 に示すとおり，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，回転数を変更することで，容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。 図 3 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）性能曲線 3.NPSH 評価 上記の吐出圧力の確認に加え，使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため，NPSH の評価を行った。 なお，評価においては，接続口側の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回るように，上流側の（淡水貯水池に近い側の）可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転条件を設定した。 3.1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合 ＜接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞ 図 3 より，ポンプの必要回転数は，燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合の必要流量（45m³/h）及び吐出圧力（0.74MPa）を満足する 2400rpm とする。	2.5 大量送水車の吐出圧力 以上より，必要吐出圧力が最大となる第 54 条２項対応において，常設スプレイヘッダを使用する場合の約 1.54MPa 以上を要求値とする。 なお，大量送水車は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される性能である 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。 図２に示すとおり，大量送水車は，回転数を変更することで，容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。  図２　大量送水車性能曲線 3.NPSH 評価 大量送水車は,代替淡水源である輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）に投入した取水ポンプにより取水される水を，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３に示す。 大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約 0.7m 下位に設置する必要がある。よって，大量送水車の設置場所（EL 53.2m），輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）の底面（EL 45.9m），大量送水車の送水ポンプの設置高さ約１ｍから，送水ポンプと輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）の水面の高低差は最大で約 7.6m となる（図３参照）。 必要流量 120m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.7m であることに対し，送水ポンプと輪谷貯水槽（西）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.6m 下位）となる場合でも，送水ポンプに対する有効 NPSH が約 5.2m※となる。 以上により，必要 NPSH（約 1.7m）＜有効 NPSH（約 5.2m）となる。	

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

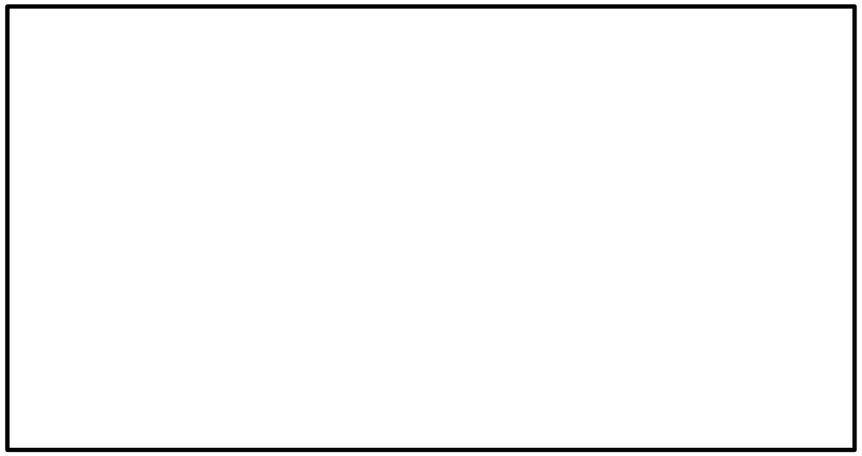


図 4 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）NPSH

2400rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の水頭に余裕を見込み，□ mとなる。

有効 NPSH は下記のとおり算出する。

有効 NPSH＝H_a＋H_n＋H_s－H_l－h_s ・・・①

ここで，H_a：大気圧

H_n：上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）吐出圧

H_s：吸込揚程（上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）との高低差）

H_l：吸込圧損

h_s：飽和蒸気圧水頭（0.8m（0.01MPa）：水源温度 40℃と想定）

とする。

①式に以下の値を代入し，有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は□ m となる。

H_n= □

H_s= □

H_l= □

なお，吸込圧損を考慮したとしても，有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回る□となるよう，H_nを設定した。

この時，有効 NPSH（□m）＞必要 NPSH（□m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

＜中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要とな

※内訳は以下の通り

取水ポンプの全揚程	約	□	m
静水頭	約	□	m
ホース圧損	約	□	m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	□	m
合　計	約	5.2m	

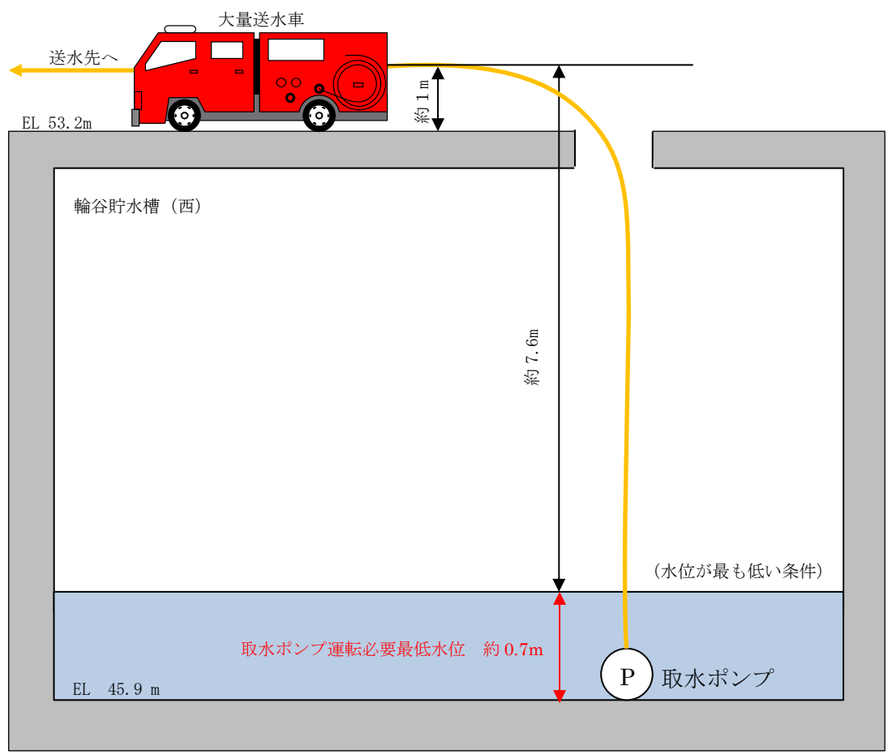


図３　大量送水車設置概要図

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

る流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の水頭に余裕を見込み，[ ]m となる。

①式に以下の値を代入し，有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は[ ]m となる。

H_n= [ ]

H_s= [ ]

H_l= [ ]

なお，淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）と中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の設置高さに 30m 程度差があることにより，淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転条件を特別に定めなくても中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の有効 NPSH は十分に大きくなる。よって，評価においては保守的にH_n= [ ] とした。

この時，有効 NPSH（[ ]m）＞必要 NPSH（[ ]m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

＜淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の必要 NPSH 曲線では流量が小さく確認できない領域であるため，保守的に 2200rpm の曲線での最低記載値を採用し[ ] m とする。

①式に以下の値を代入し，有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は[ ]m となる。

H_n= [ ]

H_s= [ ]

H_l= [ ]

この時，有効 NPSH（[ ]m）＞必要 NPSH（[ ]m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

なお，大容量送水車（海水取水用）から直接，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）へ送水する場合については，大容量送水車（海水取水用）の吐出圧が可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吸込口に加わることにより，上記 NPSH 評価のうち吸込揚程が，淡水貯水池から取水する場合よりも大きくなることから，淡水貯水池から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の NPSH 評価に包絡される。

3.2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合

＜接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合の必要流量（46m^3/h）及び吐出圧力（1.26MPa）を満足する 2800rpm とする。

2800rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の水頭に余裕を見込み，[ ] mとなる。

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

①式に以下の値を代入し，有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は［　］m となる。

H_n = ［　］
H_s = ［　］
H_l = ［　］

なお，吸込圧損を考慮したとしても，有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回る［　］となるよう，Ｈｎを設定した。

この時，有効 NPSH（［　］m）＞必要 NPSH（［　］m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

＜中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の水頭に余裕を見込み，［　］m となる。

①式に以下の値を代入し，有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は［　］m となる。

H_n = ［　］
H_s = ［　］
H_l = ［　］

なお，淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）と中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の設置高さに 30m 程度差があることにより，淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転条件を特別に定めなくても中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の有効 NPSH は十分に大きくなる。よって，評価においては保守的にH_n=［　］とした。

この時，有効 NPSH（［　］m）＞必要 NPSH（［　］m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

＜淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の必要 NPSH 曲線では流量が小さく確認できない領域であるため，保守的に 2200rpm の曲線での最低記載値を採用し［　］m とする。

①式に以下の値を代入し，有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は［　］m となる。

H_n = ［　］
H_s = ［　］
H_l = ［　］

この時，有効 NPSH（［　］m）＞必要 NPSH（［　］m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

なお，大容量送水車（海水取水用）から直接，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）へ送水する

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
場合については，大容量送水車（海水取水用）の吐出圧が可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吸込口に加わることにより，上記 NPSH 評価のうち吸込揚程が，淡水貯水池から取水する場合よりも大きくなることから，淡水貯水池から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の NPSH 評価に包絡される。 3.3 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合 ＜接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞ 図 3 より，ポンプの必要回転数は，燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合の必要流量（45m³/h）及び吐出圧力（0.46MPa）を満足する 2200rpm とする。 2200rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の水頭に余裕を見込み，□mとなる。 ①式に以下の値を代入し，有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は□m となる。 Ｈｎ＝□ Ｈｓ＝□ Ｈｌ＝□ なお，吸込圧損を考慮したとしても，有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回る□となるよう，Ｈｎを設定した。 この時，有効 NPSH（□m）＞必要 NPSH（□m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。 ＜中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞ 図 3 より，ポンプの必要回転数は，接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の水頭に余裕を見込み，□m となる。 ①式に以下の値を代入し，有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は□m となる。 Ｈｎ＝□ Ｈｓ＝□ Ｈｌ＝□ なお，淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）と中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の設置高さに 30m 程度差があることにより，淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転条件を特別に定めなくても中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の有効 NPSH は十分に大きくなる。よって，評価においては保守的にＨｎ＝□とした。 この時，有効 NPSH（□m）＞必要 NPSH（□m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。 ＜淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞ 図 3 より，ポンプの必要回転数は，中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において，必要流量を確保するため		

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
の NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の必要 NPSH 曲線では流量が小さく確認できない領域であるため，保守的に 2200rpm の曲線での最低記載値を採用し［　　］m とする。 ①式に以下の値を代入し，有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は［　　］m となる。 Ｈｎ＝［　　］ Ｈｓ＝［　　］ Ｈｌ＝［　　］ この時，有効 NPSH（［　　］m）＞必要 NPSH（［　　］m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。 なお，大容量送水車（海水取水用）から直接，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）へ送水する場合については，大容量送水車（海水取水用）の吐出圧が可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吸込口に加わることにより，上記 NPSH 評価のうち吸込揚程が，淡水貯水池から取水する場合よりも大きくなることから，淡水貯水池から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の NPSH 評価に包絡される。 3.4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合 本評価については，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の容量設定根拠にて行う。 4. 最高使用圧力 2.0MPa 燃料プール代替注水系に必要となる可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は 1.29MPa 以上であるが，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた注水先への注水シナリオのうち，吐出圧力が最大となるのは格納容器下部注水系（可搬型）にて要求される吐出圧力（1.67MPa）であり，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用圧力は 1.67MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。 5. 最高使用温度 60℃ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用温度は，水源である淡水の温度が常温程度であるため，60℃とする。 6. 原動機出力 100kW/台 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の原動機については，必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして 100kW とする。	4. 最高使用圧力　1.6MPa 大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は，接続先のホースと同等とすることから 1.6MPa とする。 5. 最高使用温度　40℃ 大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は，水源である淡水の温度が常温程度であること，および海水温度が 30℃であることから，余裕を考慮し，40℃とする。 6. 原動機出力 230kW 大量送水車の原動機については，必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして 230kW 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

名称		可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）
容量	m^3/h/台	147（注 1），（168（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	1.95（注 1），（0.85（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	146
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：規格値を示す

【設定根拠】

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は，重大事故等時に以下の機能を有する。

燃料プール代替注水系として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は，想定事故 1,想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

また,使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が維持できない場合でも，使用済燃料に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有する設計とする（以下「第 54 条第 2 項対応」という）。

なお，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合の条件が最も保守的であり，図 5 の通り，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を１セット１台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を１セット 3 台使用する。

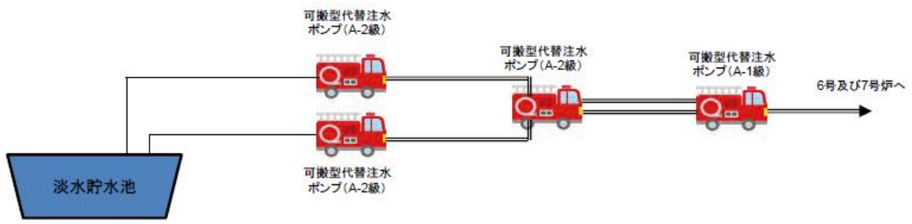


図 5 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）によるスプレイ
系統概要図

1. 容量 147m^3/h（注 1）／168m^3/h（注 2）

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の容量の要求値は，補足説明資料「使用済燃料プール(SFP)スプレイ設備の冷却能力について」(54-6-18～33)で説明されている，常設スプレイヘッダを使用する場合の 147m^3/h 以上とする。

・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

なお，可搬搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される 168m³/h 以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.95MPa（注 1）／0.85MPa（注 2）

燃料プール代替注水系で使用する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の吐出圧力は，静水頭，ホース直接敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

6 号及び 7 号炉の複数あるホース敷設ルートのうち，使用するホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果，最も保守的となる，□ を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【7 号炉 SFP 接続口（北）の場合】

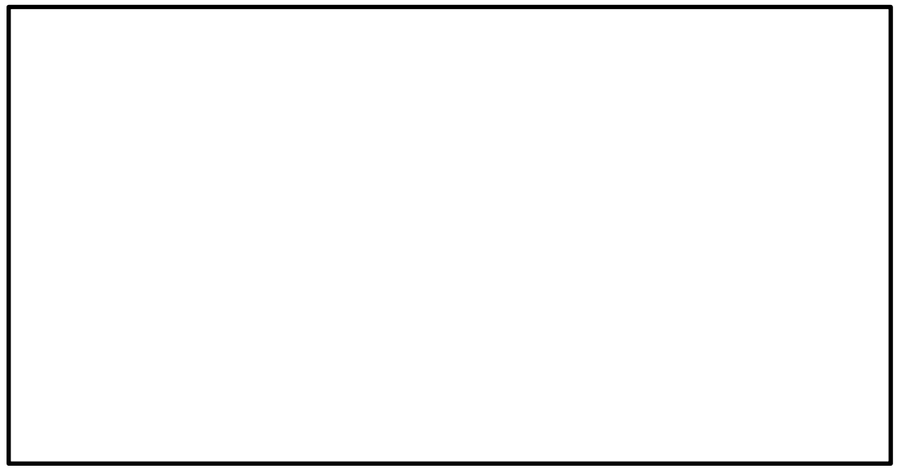
静水頭	約 □	MPa
ホース圧損	約 □	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約 □	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約 □	MPa
合 計	約 1.95	MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 54-6-34,35 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の吐出圧力の要求値は，約 1.95MPa 以上とする。

なお，可搬搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される性能である 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。

図 6 に示すとおり，可搬搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は，回転数を変更することで，容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

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 6 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）性能曲線 3.NPSH 評価 上記の吐出圧力の確認に加え，使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため，NPSH の評価を行った。 なお，評価においては，接続口側の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の有効 NPSH が必要 NPSH を上回るように，上流側の（淡水貯水池に近い側の）可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転条件を設定した。 ＜接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）＞ 図 6 より，ポンプの必要回転数は，燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合の必要流量（147m^3/h）及び吐出圧力（1.95MPa）を満足する 3600rpm 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

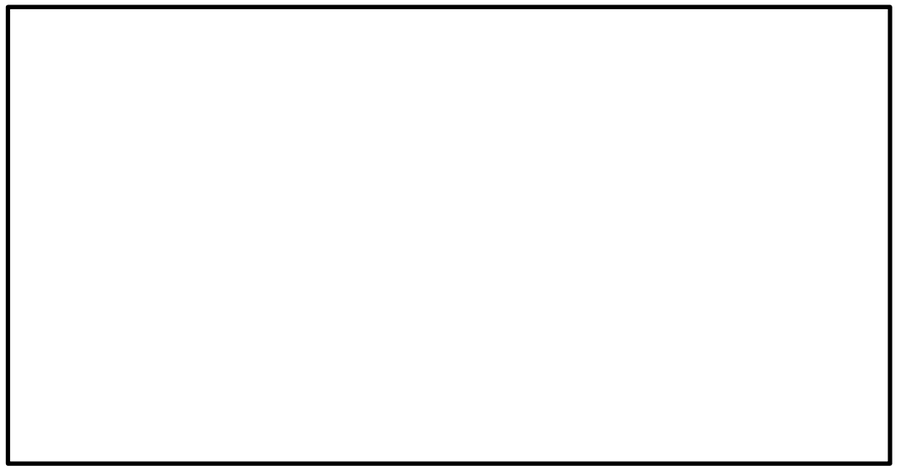


図 7 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）NPSH

3600rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 7 の水頭に余裕を見込み，□mとなる。

有効 NPSH は下記のとおり算出する。

有効 NPSH＝H_a＋H_n＋H_s－H_l－h_s ・・・①

ここで，H_a：大気圧 □

H_n：上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）吐出圧

H_s：吸込揚程（上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）との高低差）

H_l：吸込圧損

h_s：飽和蒸気圧水頭（0.8m（0.01MPa）：水源温度 40℃と想定）

とする。

①式に以下の値を代入し，有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は□となる。

H_n= □

H_s= □

H_l= □

なお，吸込圧損を考慮したとしても，有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回る□となるよう，H_nを設定した。

この時，有効 NPSH（□m）＞必要 NPSH（□m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

＜中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）に必要とな

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

る流量及び吐出圧力を満足する 2800rpm とする。2800rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の水頭に余裕を見込み，[ ]m となる。

①式に以下の値を代入し，有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は [ ] m となる。

H_n= [ ]

H_s= [ ]

H_l= [ ]

なお，吸込圧損を考慮したとしても，有効 NPSH が必要 NPSH を十分に上回る [ ] となるよう，H_nを設定した。

この時，有効 NPSH（[ ]m）＞必要 NPSH（[ ]m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

＜淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2800rpm となる。2800rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の水頭に余裕を見込み，[ ] mとなる。

①式に以下の値を代入し，有効 NPSH を算出すると有効 NPSH は [ ]m となる。

H_n= [ ]

H_s= [ ]

H_l= [ ]

この時，有効 NPSH（[ ]m）＞必要 NPSH（[ ]m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

なお，大容量送水車（海水取水用）から直接，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）へ送水する場合については，大容量送水車（海水取水用）の吐出圧が可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吸込口に加わることにより，上記 NPSH 評価のうち吸込揚程が，淡水貯水池から取水する場合よりも大きくなることから，淡水貯水池から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の NPSH 評価に包絡される。

4. 最高使用圧力 2.0MPa

燃料プール代替注水系に必要となる可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の吐出圧力は 1.95MPa 以上であり，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の最高使用圧力は 1.95MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。

5. 最高使用温度 60℃

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の最高使用温度は，水源である淡水の温度が常温程度であるため，60℃とする。

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
6. 原動機出力 146kW/台 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の原動機については，必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして 146kW 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
使用済燃料プール（SFP）スプレイ設備の冷却能力について	燃料プールスプレイ系の冷却能力について	・設備の相違
1．概要 SFP スプレイ設備の冷却能力は，SFP 水位が維持できない状態における燃料損傷の緩和を目的として，SFP 内燃料集合体の崩壊熱量を除去可能なスプレイ水量を確保する設計とする。 可搬型スプレイヘッダ及び常設スプレイヘッダの冷却能力は下記の設計方針により決定する。 (1) 可搬型スプレイヘッダ ・SFP 内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱によって除去可能な流量を確保 ・NEI 06-12 の可搬型スプレイヘッダの必要スプレイ流量を満足すること ・スプレイヘッダ１台で，SFP 内の全燃料集合体に対しスプレイ水を散布可能な放水範囲※1を確保 ※1 ：可搬型スプレイヘッダの必要スプレイ量は，事故後の現場状況に対する柔軟なスプレイヘッダ配置を可能とするため，評価基準として，燃料集合体とスプレイヘッダ配置から定まるスプレイ分布でなく，燃料全体へ散布可能な放水範囲を判断基準に用いる。 (2) 常設スプレイヘッダ ・必要スプレイ流量として，SFP 内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱によって除去可能な流量を確保 ・冷却に寄与するスプレイ流量は，燃料ラック内に入るスプレイ水のみとする ・スプレイ分布は，燃料集合体とスプレイヘッダ配置から定まるスプレイ分布として，取出し直後の燃料集合体を2 炉心分※2保管可能なエリアを確保 ※2 ：発電用原子炉から全燃料（1 炉心分）を取出し，市松状に配置可能なことを考慮し，2 炉心分のエリアを確保 2. 可搬型スプレイヘッダの冷却能力 (1) 必要スプレイ量の評価 a. 評価条件 ・ SFP 内の冷却水が流出して使用済燃料が全露出している状態を想定する。 ・ 使用済燃料の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できるスプレイ流量を算出する。 ・ スプレイ水の顕熱は40℃～100℃で251.6kJ/kg(1980 年JSME 蒸気表) ・ スプレイ水の蒸発潜熱は100℃,大気圧で2256.9kJ/kg(1980 年JSME 蒸気表) ・ 水の比容積は40℃で0.00100781m³/kg	１．概要 燃料プールスプレイ系の冷却能力は，燃料プール水位が維持できない状態における燃料損傷の緩和を目的として，燃料プール内燃料集合体の崩壊熱量を除去可能なスプレイ水量を確保する設計とする。 可搬型スプレイノズル及び常設スプレイヘッダの冷却能力は以下の設計方針により決定する。 (1) 可搬型スプレイノズル ・SFP 内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱によって除去可能な流量を確保。 ・NEI 06-12 の可搬型スプレイノズルの必要スプレイ流量を満足すること。 ・可搬型スプレイノズル１台で，SFP 内の全燃料集合体に対しスプレイ水を散布可能な放水範囲※1を確保。 ※１：可搬型スプレイノズルの必要スプレイ量は，事故後の現場状況に対する柔軟なスプレイノズル配置を可能とするため，評価基準として，燃料集合体とスプレイノズル配置から定まるスプレイ分布ではなく，燃料全体へ散布可能な放水範囲を判断基準に用いる。 (2) 常設スプレイヘッダ ・必要スプレイ流量として，SFP 内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱によって除去可能な流量を確保。 ・冷却に寄与するスプレイ流量は，燃料ラック内に入るスプレイ水のみとする。 ・スプレイ分布は，燃料集合体とスプレイヘッダ配置から定まるスプレイ分布として，取出し直後の燃料集合体を２炉心分※2保管可能なエリアを確保。 ※２：発電用原子炉から全燃料（１炉心分）を取出し，市松状に配置可能なことを考慮し，２炉心分のエリアを確保。 ２．可搬型スプレイノズルの冷却能力 （１）必要スプレイ量の評価 ａ．評価条件 ・SFP 内の冷却水が流出して使用済燃料が全露出している状態を想定する。 ・使用済燃料の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できるスプレイ流量を算出する。 ・スプレイ水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg（1980 年 JSME 蒸気表） ・スプレイ水の蒸発潜熱は 100℃，大気圧で 2,256.9kJ/kg（1980 年 JSME 蒸気表） ・水の比容積は 40℃で 0.00100781m³/kg（1980 年 JSME 蒸気表）	

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

・ 燃料集合体の熱出力（1～5 号炉）：[redacted]

・ 燃料集合体の熱出力（6 号及び7 号炉）：[redacted]

b. SFP 内の合計崩壊熱量

SFP 内の総崩壊熱量として,6 号炉の評価結果を表1 に,7 号炉の評価結果を表2 に示す。また,SFP 内の合計崩壊熱量は下記のとおりとなる。

・6 号炉：12.039MW

・7 号炉：12.062MW

表1 燃料取出直後のSFP 内燃料集合体の崩壊熱量（6 号炉）

取出号炉	照射期間 サイクル	照射期間 時間［s］	冷却時間 サイクル	冷却時間 時間［s］	燃料体数［体］	合計崩壊熱［MW］	備考
6	5	1.84×10^{8}	3	1.29×10^{8}			—
	4	1.47×10^{8}	3	1.29×10^{8}			
	5	1.84×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{7}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	3	1.10×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	2	7.36×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	1	3.68×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
7	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
5	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
4	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
3	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
2	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
1	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
合計					3202	12.039	—

b．SFP 内の合計崩壊熱量

SFP 内の総崩壊熱量として，評価結果を表１に示す。また，SFP 内の合計崩壊熱量は約7.821MW（定期検査中）となる。

表１．燃料プール評価における燃料の崩壊熱量

（1）定期検査中

[redacted]

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

表2 燃料取出直後のSFP 内燃料集合体の崩壊熱量（7 号炉）

取出号炉	照射期間 サイクル	照射期間 時間［s］	冷却時間 サイクル	冷却時間 時間［s］	燃料体数［体］	合計崩壊熱［MW］	備考
7	5	1.84×10^{8}	3	1.29×10^{8}			—
	4	1.47×10^{8}	3	1.29×10^{8}			
	5	1.84×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{7}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	3	1.10×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	2	7.36×10^{7}	0	8.64×10^{5}			
	1	3.68×10^{7}	0	8.64×10^{5}			
6	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
5	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
4	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
3	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
2	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
1	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
合計					3236	12.062	—

c．必要スプレイ流量の評価式

SFP 内燃料体の崩壊熱をスプレイ水の気化熱によって取り除くために必要なスプレイ流量 V_1（m^3/h）は，SFP 内燃料体の崩壊熱Q によるSFP 水の蒸散量に等しいとして，以下の式を用いて算出した。

$$V_1=Q\div(H_{sh}+H_{lh})\times m\times3600$$

Q ：SFP 内燃料集合体の合計崩壊熱[kW]
H_{sh} ：水の顕熱（40℃～100℃）[kJ/kg]
H_{lh} ：飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]
m ：水の比容積[m^3/kg]

d．評価結果

表3　6 号及び7 号炉の崩壊熱相当スプレイ流量

想定崩壊熱	崩壊熱相当スプレイ流量
6 号炉 全炉心燃料取出し後	17.412m^3/h
7 号炉 全炉心燃料取出し後	17.446m^3/h

c．必要スプレイ流量の評価式

SFP 内燃料体の崩壊熱をスプレイ水の気化熱によって取り除くために必要なスプレイ流量 V_1（m^3/h）は，SFP 内燃料体の崩壊熱 Q による SFP 水の蒸散量に等しいとして，以下の式を用いて算出した。

$$V_1=Q\div(H_{sh}+H_{lh})\times m\times3,600$$

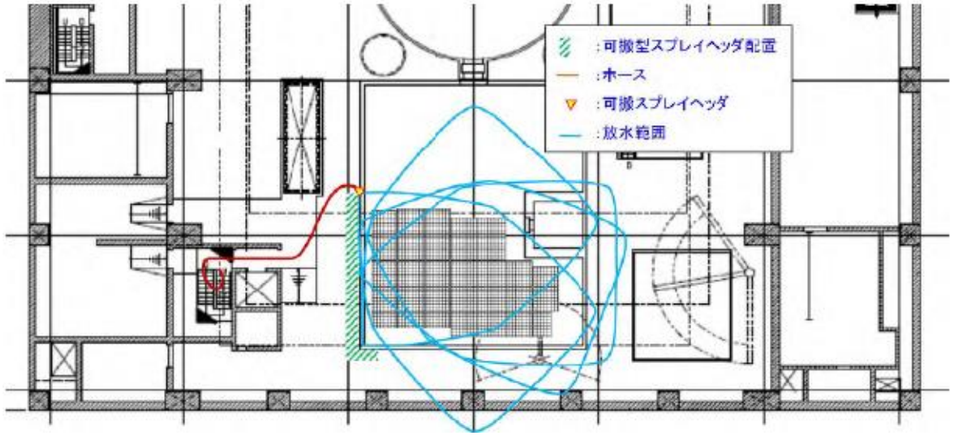
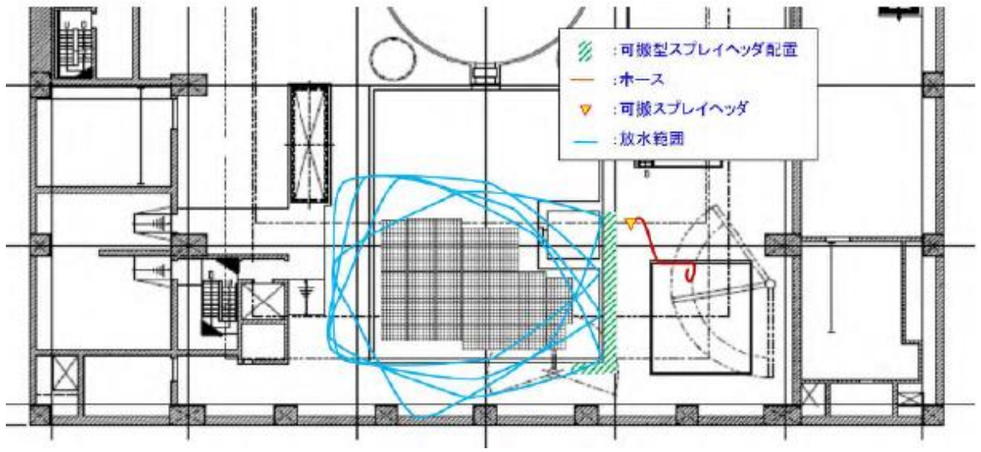
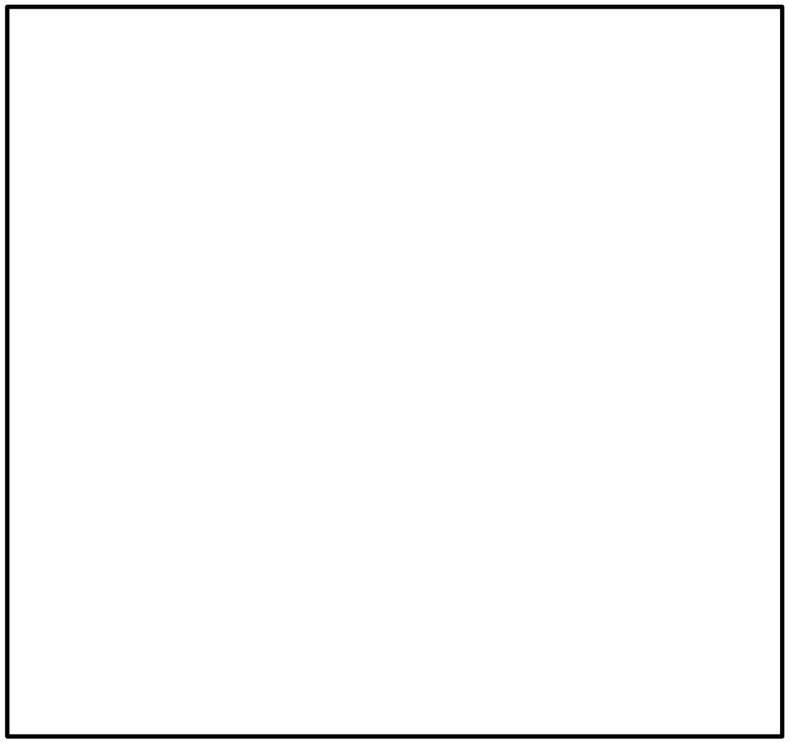
Q ：燃料プール内燃料集合体の合計崩壊熱［kW］
H_{sh}：水の顕熱（40℃～100℃）［kJ/kg］
H_{lh}：飽和水の蒸発潜熱［kJ/kg］
m ：水の比容積［m^3/kg］

d．評価結果

表２　崩壊熱相当スプレイ流量

想定崩壊熱	崩壊熱相当スプレイ流量
全炉心燃料取出し後	11.4m^3/h

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
e．まとめ SFP の熱負荷が最大となるような組み合わせで使用済燃料を貯蔵した場合に，当該の使用済燃料の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は6 号炉で17.412m³/h,7 号炉で17.446m³/h である。 柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉において設置する，可搬型スプレイヘッダ 2 台により,上記流量及びNEI106-12 で要求されるスプレイ流量（200gpm≒46m3/h）を確保することで,上記スプレイ流量を，満足することが可能である。 以上より,必要スプレイ流量は保守側の 46 m³/h 以上とする。 (2) 必要スプレイ流量に対する放水範囲について a．可搬型スプレイヘッダの放水試験 下記放水条件で放水試験により，図5 に示すスプレイ分布を満足することを確認している。 ・放水角度（仰角）：30° ・旋回角度：±40° ・流量：800L/min（48m³/h） ・スプレイヘッダ元圧：0.5MPa ・試験時間：60sec ・φ210 ㎜の測定容器を並べ，放水量を確認 図8 可搬型スプレイヘッダの放水範囲 b．使用済燃料プールへの放水範囲 放水試験結果から，6 号及び7 号炉では，通常時，SFP 周辺にスロッシング防止用の柵（高さ約1m），燃料交換機が配置されているため，可搬型スプレイヘッダは図9 及び図10 に示す	e．まとめ 燃料プールの熱負荷が最大となるような組み合わせで使用済燃料を貯蔵した場合に，当該の使用済燃料の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は 11.4m³/h である。 島根２号機において設置する可搬型スプレイノズルにより，上記流量及びNEI06-12 で要求されるスプレイ流量（200gpm≒46m³/h）を確保することで，上記スプレイ流量を満足することが可能である。 以上より，必要スプレイ流量は保守側の 46 m³/h を満足する 48m³/h 以上とする。 (2)　必要スプレイ流量に対する放水範囲について a．可搬型スプレイノズルの放水試験 下記条件の放水試験により，図４に示す放水範囲を確認している。 ・放水角度（仰角）：30° ・旋回角度：±20° ・流量：800L/min（48m³/h） ・スプレイノズル元圧：0.45MPa ・試験時間：60sec ・φ205 ㎜の測定容器を並べ，放水量を確認 図４　可搬型スプレイノズルの放水範囲 b．燃料プールへの放水範囲 放水試験結果から，図５－１に示すように可搬型スプレイノズル１台により複数箇所からSFP 内の燃料集合体全域に対しスプレイ可能であることを確認している。	

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
ように2 箇所からスプレイすることで可搬型スプレイヘッダ１台によりSFP 内の燃料集合体全てに対しスプレイすることが可能となる。  図9 可搬型スプレイヘッダのスプレイ範囲（南面からスプレイする場合）  図10 可搬型スプレイヘッダのスプレイ範囲（北面からスプレイする場合）	 図５－１　可搬型スプレイノズルのスプレイ範囲	

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

ｃ．燃料プールへのスプレイ量の推定

図４，図５－1 のスプレイ範囲に基づき，燃料プール内へのスプレイ量を推定した。

図５－２にスプレイ分布と燃料プールの位置関係を示す。

実機試験では等間隔に配置した容器でスプレイ量が計測されているが，このうち燃料プールの領域に含まれる容器は，37 箇所あり，図４に示すスプレイ量の下限値の合計から，平均［　　］cc/0.034m^2･min のスプレイ量があった。この値から燃料プールのうちスプレイ範囲となる部分の面積［　　］m^2 に相当するスプレイ流量を求めたところ，約［　］m^3/h と推定され，崩壊熱相当のスプレイ流量：11.4m^3/h を満足する。

【算出方法】

①図５－２から燃料プールの領域に含まれる容器数を数える。

②抽出した容器の計測量を保守的に下限値として合計する。

③上記の合計水量を容器数で割り，容器１個あたりの平均値を算出する。

④容器１個の面積から燃料プールのうちスプレイ範囲となる部分の面積に換算し，全体の注水量を算出する。

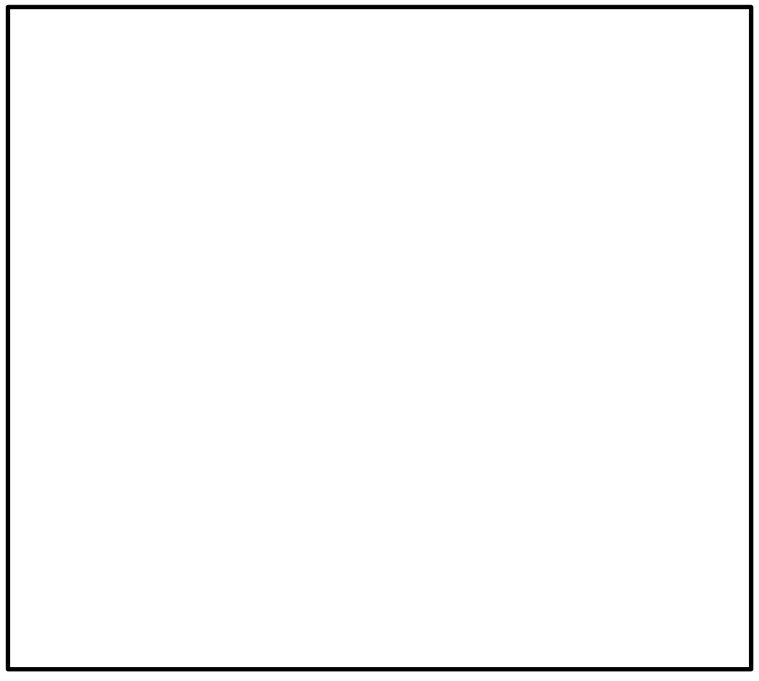


図５－２　可搬型スプレイノズルのスプレイ分布

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
(5) SFP からの漏えい時における遮蔽水位を確保可能な時間について SFP からの漏えい時において，可搬型スプレイヘッダを配置する場合， SFP 周辺線量率が10mSv/h 以下を満足するために必要な遮蔽水位（通常水位－2.1m）までの水位低下時間とスプレイヘッダを配置する時間の関係を整理した。 通常水位から遮蔽水位までのSFP からの水位低下量は，6 号炉：481m³，7 号炉：489m³ である。 ここで，SFP からの漏えい量を200gpm（46m³/h）とした場合，遮蔽水位到達までの時間は，6 号炉：10.5 時間，7 号炉：10.6 時間となり，約10 時間となる。一方で，原子炉建屋１階からSFP のある原子炉建屋4 階まで仮設ホースを配置する時間は，訓練実績として約30分であることから，十分な時間的な余裕のある対応が可能である。	(3) 燃料プールからの漏えい時における遮蔽水位を確保可能な時間について 燃料プールからの漏えい時において，可搬型スプレイノズルを配置する場合，SFP 周辺線量率が 10mSv/h 以下を満足するために必要な遮蔽水位（通常水位 NWL-2.6m）までの水位低下時間とスプレイノズルを配置する時間の関係を整理した。 NWL から燃料プール周辺線量率が 10mSv/h 以下を満足するために必要な遮蔽水位までの燃料プールからの水位低下量は約 [redacted] m³ である。 ここで，燃料プールからの漏えい量を 200gpm（46m³/h）とした場合，遮蔽水位到達までの時間は約９ 時間となる。一方で，原子炉建物１階から燃料プールのある原子炉建物４階まで仮設ホースを配置する時間は約２時間であることから，十分な時間的余裕のある対応が可能である。	
3. 常設スプレイヘッダの冷却能力 (1) 前提条件 ①燃料プールの状態 SFP は，燃料集合体の総発熱量が最大で保有水量が最小となるプールゲート閉の状態とする。また，SFP 内の崩壊熱量は，停止時最大として，発電用原子炉から全燃料（1 炉心分）を取出した直後で，号炉間輸送分を含めて全燃料ラックに燃料集合体を保管している状態を仮定し算出する。	３．常設スプレイヘッダの冷却能力 (1) 前提条件 ①燃料プールの状態 燃料プールは，燃料集合体の総発熱量が最大で保有水量が最小となるプールゲート閉の状態とする。また，燃料プール内の崩壊熱量は，停止時最大として，原子炉から全燃料（１炉心分）を取出した直後で，号機間輸送分を含めて全燃料ラックに燃料集合体を保管している状態を仮定し算出する。	
②燃料集合体の配置 SFP 内の燃料集合体を取出し直後の燃料を配置する「高温燃料域」，号炉間輸送分を含めたその他の1 サイクル以上冷却された燃料を配置する「低温燃料域」の2 つのエリアに分け，「高温燃料域」は取出し直後の燃料を分散配置（市松配置）が可能な様に2 炉心以上のエリアを確保する。	②燃料集合体の配置 SFP 内の燃料集合体について，取出し直後の燃料を配置する「高温燃料域」，号機間輸送分を含めたその他の１サイクル以上冷却された燃料を配置する「低温燃料域」の２つのエリアに分け，「高温燃料域」は取出し直後の燃料を分散配置（市松配置）が可能なように２炉心以上のエリアを確保する。	
③燃料集合体の冷却期間 SFP 内の崩壊熱は，1 体当りの発熱量で定義し，高温燃料域は取出し直後の最大の崩壊熱の燃料集合体で満たされ，低温燃料域は１サイクル冷却された燃料の最大の崩壊熱の燃料集合体で満たされているとする。	③燃料集合体の冷却期間 SFP 内の崩壊熱は，１体当りの発熱量で定義し，高温燃料域は取出し直後の最大の崩壊熱の燃料集合体で満たされ，低温燃料域は１サイクル冷却された燃料の最大の崩壊熱の燃料集合体で満たされているとする。	
④必要スプレイ流量 ・単位面積当たりの必要スプレイ流量 「高温燃料域」及び「低温燃料域」に対する崩壊熱を除去可能な単位面積当たりのスプレイ流量を確保する。 ・必要スプレイ流量 必要スプレイ流量は，燃料ラック内に入るスプレイ流量とし，実機スケールの実証試験により，燃料配置に応じた単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する流量を測定する。（SFP 外へ漏れるスプレイ流量や，燃料ラック外表面に付着したスプレイ水による燃	④必要スプレイ流量 ・単位面積当たりの必要スプレイ流量 「高温燃料域」および「低温燃料域」に対する崩壊熱を除去可能な単位面積当たりのスプレイ流量を確保する。 ・必要スプレイ流量 必要スプレイ流量は，燃料ラック内に入るスプレイ流量とし，実機スケールの実証試験により，燃料配置に応じた単位面積当たりの必要スプレイ流量を測定する（SFP 外へ漏れるスプレイ流量や，燃料ラック外表面に付着したスプレイ水による燃料ラックを介した	

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
料ラックを介した伝熱，SFP 内部を冷却することによる輻射伝熱等は，崩壊熱の除去に寄与しないとする。） なお，本設備は可搬型の注水ポンプを使用することから，実際のスプレイ流量にばらつきが生じることが想定される。そこで，必要スプレイ流量に一定の設計範囲を設け，スプレイ流量にばらつきが生じた場合においても，一定のスプレイ分布を維持可能な設計とする。 (2) SFP 内の崩壊熱量 a. 評価条件 ・崩壊熱計算：May-Witt を使用 ・１炉心取出しまでの期間：10 日間 ・定期検査期間：70 日 ・運転期間：426 日 ・不確定性：May-Witt の不確定性として10%を考慮 ・最大照射期間：5 サイクル（1.84×108 秒） ・燃料集合体の熱出力（1～5 号炉）：[redacted] ・燃料集合体の熱出力（6 号及び7 号炉）：[redacted] b. 評価結果 SFP 内の崩壊熱量として，6 号炉の評価結果を表4 に，7 号炉の評価結果を表5 に示す。6 号及び7 号炉の高温燃料域及び低温燃料域の燃料集合体1 体当りの最大の崩壊熱量は，照射時間及び冷却時間に依存し，下記のとおり6 号及び7 号炉で同じ値となる。 ・高温燃料域：[redacted] ・低温燃料域：[redacted]	伝熱，SFP 内部を冷却することによる輻射伝熱等は，崩壊熱の除去に寄与しないものとする）。 なお，本設備は可搬型の注水ポンプを使用することから，実際のスプレイ流量にばらつきが生じることが想定される。そこで，必要スプレイ流量に一定の設計範囲を設け，スプレイ流量にばらつきが生じた場合においても，一定のスプレイ分布を維持可能な設計とする。 (2) SFP 内の崩壊熱量 a. 評価条件 ・計算コード：ORIGEN2 ・運転期間：13 ヶ月 ・定検日数：50 日 ・プールゲート閉日数：２号機；10 日，（１号機；21 ヶ月後搬入） ・取出燃料：１号機；ステップⅡ燃料，ステップⅢ燃料 ：２号機；ステップⅡ燃料，ステップⅢ燃料，MOX 燃料 ・比出力：一定値 b. 評価結果 SFP 内の崩壊熱量を表３に示す。 ・高温燃料域：[redacted] ・低温燃料域：[redacted]	

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

表4 燃料取出直後のSFP 内燃料集合体の崩壊熱量（6 号炉）

取出号炉	照射期間 サイクル	照射期間 時間［s］	冷却時間 サイクル	冷却時間 時間［s］	燃料体数［体］	1体当りの崩壊熱［MW／体］	備考
6	5	1.84×10^{8}	3	1.29×10^{8}			—
	4	1.47×10^{8}	3	1.29×10^{8}			
	5	1.84×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	3	1.10×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	2	7.36×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	1	3.68×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
7	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
5	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
4	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
3	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
2	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
1	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			

表5 燃料取出直後のSFP 内燃料集合体の崩壊熱量（7 号炉）

取出号炉	照射期間 サイクル	照射期間 時間［s］	冷却時間 サイクル	冷却時間 時間［s］	燃料体数［体］	1体当りの崩壊熱［MW／体］	備考
7	5	1.84×10^{8}	3	1.29×10^{8}			—
	4	1.47×10^{8}	3	1.29×10^{8}			
	5	1.84×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	3	1.10×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	2	7.36×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	1	3.68×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
6	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
5	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
4	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
3	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
2	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
1	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			

表３．燃料プール評価における燃料の崩壊熱

定期検査中

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<th>島根原子力発電所　２号炉</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>
(3) 単位面積当たりの必要スプレイ流量
a. 評価方法
単位面積当たりの必要スプレイ流量は下記の評価条件に基づき，崩壊熱をスプレイ水により冷却可能な単位面積当たりのスプレイ流量を算出する。
・SFP 内の燃料集合体は全露出している状態を想定
・崩壊熱の除熱効果は，スプレイ水の顕熱冷却及び蒸発潜熱冷却のみを期待
・高温燃料域及び低温燃料域の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できる単位面積当たりのスプレイ流量を算出

b. 評価条件
・スプレイ水の温度は保守的に40℃と想定
・水の顕熱は40℃～100℃で251.6kJ/kg（1980 年JSME 蒸気表）
・水の蒸発潜熱は100℃，大気圧で2256.9kJ/kg（1980 年JSME 蒸気表）
・水の比容積は40℃で0.00100781m^3/kg（1980 年JSME 蒸気表）
・6 号及び7 号炉のチャンネルボックスの面積は［　　］
・SFP 面積は6 号炉：［　　］ 7 号炉：［　　］

c. 評価式
単位面積当たりの必要スプレイ流量[$m^3/h/m^2$]は，以下の計算式を用いて評価を行う。
高温燃料域 ： $V_{AH}=Q_H \div (H_{sh}+H_{1h}) \times m \times 3600 \div A_{ch}$
低温燃料域 ： $V_{AL}=Q_L \div (H_{sh}+H_{1h}) \times m \times 3600 \div A_{ch}$

Q_H ：高温燃料の１体当りの最大崩壊熱[kW／体]
Q_L ：低温燃料の１体当りの最大崩壊熱[kW／体]
H_{sh} ：水の顕熱（40℃～100℃）[kJ/kg]
H_{1h} ：飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]
m ：水の比容積[m_3/kg]
A_{ch} ：チャンネルボックス１本当りの面積[m_2／本]

d. 評価結果
表6 6 号及び7 号炉の単位面積当たりの必要スプレイ流量
<table>
<tr><th></th><th>単位面積当たりの必要スプレイ流量</th></tr>
<tr><td>高温燃料域（取出し直後）</td><td rowspan="2"></td></tr>
<tr><td>低温燃料域（1 サイクル冷却後）</td></tr>
</table>
</td>
<td>
(3) 単位面積当たりの必要スプレイ流量
a．評価方法
単位面積当たりの必要スプレイ流量は下記の評価条件に基づき，崩壊熱をスプレイ水により冷却可能な単位面積当たりのスプレイ流量を算出する。
・SFP 内の冷却水が全喪失し，使用済燃料が露出している状態を想定
・崩壊熱量の除熱効果は，スプレイ水の顕熱冷却及び蒸発潜熱冷却のみを考慮する。
・高温燃料域及び低温燃料域の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できる単位面積当たりのスプレイ流量を算出

b．評価条件
・スプレイ水の温度は保守的に 40℃と想定
・水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg（1980 年 JSME 蒸気表）
・スプレイ水の蒸発潜熱は 100℃，大気圧で 2,256.9kJ/kg（1980 年 JSME 蒸気表）
・水の比容積は 40℃で 0.00100781m^3/kg（1980 年 JSME 蒸気表）
・チャンネルボックスの面積は［　　］
・SFP 面積は［　　］

c．評価式
単位面積当たりの必要スプレイ流量[$m^3/h/m^2$]は，以下の計算式を用いて評価を行う。
高温燃料域：$V_{AH}=Q_H \div (H_{sh}+H_{1h}) \times m \times 3,600 \div A_{ch}$
低温燃料域：$V_{AL}=Q_L \div (H_{sh}+H_{1h}) \times m \times 3,600 \div A_{ch}$

Q_H ：高温燃料の１本当たりの最大崩壊熱［kW/本］
Q_L ：低温燃料の１本当たりの最大崩壊熱［kW/本］
H_{sh} ：水の顕熱（40℃～100℃）[kJ/kg]
H_{1h} ：飽和水の蒸発潜熱［kJ/kg］
m ：水の比容積［m^3/kg］
A_{ch} ：チャンネルボックス１本当たりの面積［m^2/本］

d．評価結果
表４　単位面積当たりの必要スプレイ流量
<table>
<tr><th></th><th>単位面積当たりの必要スプレイ流量</th></tr>
<tr><td>高温燃料域（取出し直後）</td><td></td></tr>
<tr><td>低温燃料域（１サイクル冷却後）</td><td></td></tr>
</table>
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

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
(4) 必要スプレイ流量 a. 測定方法 試験設備は，基準として床面を燃料頂部の高さと仮定し，実機寸法を模擬して図11 のようにポンプ，流量計，流量調整弁，ヘッダ管，ノズルを設置した。また，足場とブルーシートによりSFP プール壁面を模擬することで，実機SFP と同様のスプレイ状態で試験可能な考慮を実施した。	(4)必要スプレイ流量 a．測定方法 試験設備は，基準としてスプレイ流量測定容器の頂部を燃料頂部の高さと仮定し，実機寸法を模擬して図６のようにポンプ，流量計，流量調整弁，スプレイヘッダ，スプレイノズルを設置した。また，足場とブルーシートにより SFP プール壁面を模擬することで，実機 SFP と同様のスプレイ状態で試験可能な考慮を実施した。	

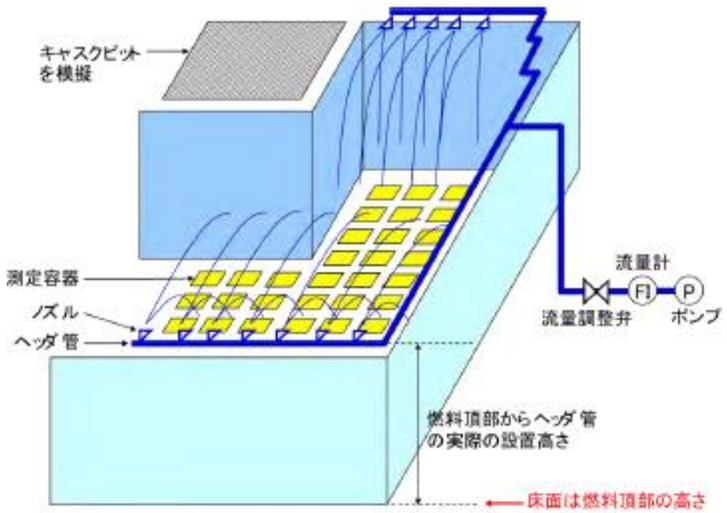
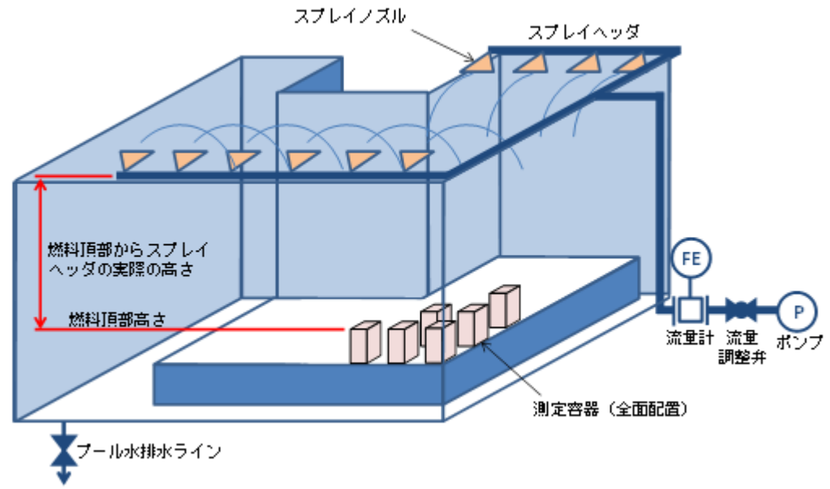
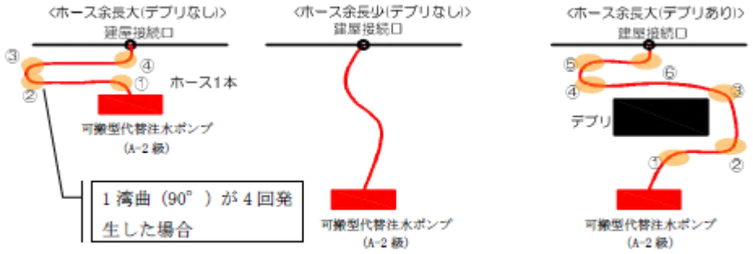
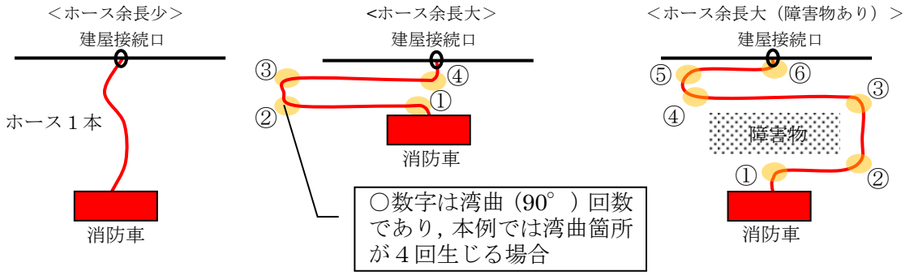

	

図11 試験設備概要図	図６　試験設備概要図	
b. 測定条件 ・スプレイ時間：2min ・測定容器開口面積：318 ㎜×318 ㎜	b．　測定条件 ・スプレイ時間：10 分 ・測定容器開口面積：167 ㎜×167 ㎜	
c. 判定基準 表7 スプレイ実証試験の判定基準 単位面積当たりの必要スプレイ流量 高温燃料域：2 炉心以上の燃料 低温燃料域：全ての燃料	c．　判定基準 表５　単位面積当たりの必要スプレイ流量 高温燃料域：[redacted]：２炉心以上の燃料 低温燃料域：[redacted]：全ての燃料	
d. 測定結果 ①スプレイ状態の確認 試験のスプレイ状態について，スプレイ前の状況を図12，スプレイ状態の状況を図13に示す。 図13 のスプレイ状態から，スプレイヘッダの複数のノズルからのスプレイ水は互いに衝突等の干渉がなく燃料域上部に均質に広がることが確認できる。	d．　測定結果 ①スプレイ状態の確認 試験のスプレイ状態について，スプレイ前の状況を図７，スプレイ時の状況を図８に示す。 図８のスプレイ時の状況から，スプレイヘッダの複数のノズルからのスプレイ水は互いに衝突等による干渉がなく燃料域上部に均質に広がることが確認できる。	

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
 図12 スプレイ前の状況（スプレイ量：0m³/h） 図13 スプレイ状態の試験状況（スプレイ量：132m³/h） ②必要スプレイ流量の測定結果 6 号炉の実証試験結果を表8 に，7 号炉の実証試験結果を表9 に示す。 6 号及び７号炉ともに，単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を2 炉心以上確保し，全てのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。 また，必要スプレイ流量は，下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。なお，7 号炉のスプレイ分布と燃料配置を示す。	 図７　スプレイ前の状況 図８　スプレイ時の試験状況（スプレイ量：120m³/h） ②必要スプレイ流量の測定結果 実証試験結果を表６に示す。 単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を２炉心以上確保し，全てのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。 また，必要スプレイ流量は，下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。なお，スプレイ分布と燃料配置図を図９に示す。	

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
・スプレイ流量：2200～2450L/min（132～147m³/h）	・スプレイ流量：2,000L/min（120m³/h）	
表8 スプレイ実証試験結果（6 号炉） [redacted] 表9 スプレイ実証試験結果（7 号炉） [redacted] [redacted] 図14 使用済燃料プールスプレイ時のスプレイ分布	表６　スプレイ実証試験結果 [redacted] [redacted] 図９　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）の スプレイ分布図及び燃料配置図	

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
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が様々であること，また，今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し，最も一般的な仕様である，『新・消防機器便覧「消防水力学」（東京消防庁監修，東京消防機器研究会編著）』における理論値を使用する。 消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について  図 15　想定される消防ホースの引き回しパターン（イメージ） 図15 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＞ $hc=fc\times v^2/(2g)$ ○損失係数fc ホースの湾曲による損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径1000mm における90° 湾曲時の損失係数である fc=0.068･･･（ｉ） を引用する。 ○流速v v=Q/A ・Q=流量について 流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。 ここでは，例示として， 90［m3/h］の場合の計算を示す。 ホース2 線で送水した場合，1 線あたり45[m3/h]＝0.75[m3/min]となる。 ・A＝管路の断面積について	ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方 消防用ホースの圧力損失の評価については，実際に配備するホースのメーカが様々であること，また，今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し，最も一般的な仕様である『新・消防機器便覧「消防水力学」（東京消防庁監修，東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。 消防用ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響の考え方については以下のとおり。  図 10　想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図） ＜１湾曲（90°）あたりの圧力損失：h_b＞ $h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90°}[m] = f_b \cdot \frac{v^2}{2000} \cdot \frac{\theta}{90°}[MPa]$ ○f_b：ベンドの損失係数 ホースの湾曲によるベンドの損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径１ｍにおける 90° 湾曲時のベンド損失係数であり，次式，表７のうち数値の大きい方を使用する。 $f_b = \left\{0.131+0.1632\left(\frac{d}{R}\right)^{3.5}\right\} \cdot \frac{\theta}{90°}$	・評価方法の相違

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

A＝πr2 であることから，75A のホースを使用した場合を想定すると，

r=0.038［m］となる。よって，A=0.00454[m2]

・流速v=Q/A より

v=165.1982[m/min]

= 2.7533[m/s] ･･･(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×v^2/(2g)より，重力加速度9.8[m/s^2]を用いて

hc＝0.068×(2.7533^2/(2×9.8))×3

＝0.079[m]

表７　ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d ＼ θ°	1	2	4	6	10
なめらか	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.085	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
あらい	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R ：管中心線の曲率半径（m）

（出典：新・消防機器便覧より）

（例として 150A，流量 120m^3/h の場合の値を記載する。）

$$f_b = \left\{0.131 + 0.1632 \times \left(\frac{0.1535}{1}\right)^{3.5}\right\} \times \frac{90}{90} \cong 0.14$$

$R/d = 6.5$，$\left(Re\sqrt{\lambda}\right) \cdot (\varepsilon/d) \cong 0.5 < 200$　となり壁面は“なめらか”であることから，

表から f_b は 0.105 となる。

式からの計算値 0.14　＞　表の値 0.105　であるため

f_b　＝　0.14[MPa]･･･（ⅰ）　とする。

○v：流速

v＝Q/A

Q：流量について

燃料プールスプレイ系で使用する場合は

Q＝120[m^3/h]＝2.0[m^3/min]となる。

A：管路の断面積について

A＝πr^2 であることから，150A のホースの場合，r＝管内径/2 となり，管内径 0.1535m より r＝0.07675[m]となる。

よって，A＝0.0185057[m^2]

v＝Q/A より

＝108.074[m/min]=1.8012[m/s]　･･･（ⅱ）

○上記（ⅰ）（ⅱ）より，１湾曲（90°）あたりの圧力損失を求める。

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
	$h_b(\mathrm{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$ $h_b(\mathrm{MPa}) = 0.00023[\mathrm{MPa}]$	

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

名称		燃料プール冷却浄化系 熱交換器
個数	基	2
容量（設計熱交換量）	MW／基	約 1.9（注 1，2）
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：規格値を示す

【設定根拠】

燃料プール冷却浄化系熱交換器は，設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても，代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットから供給される冷却水を通水することにより，使用済燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計とする。

この場合，燃料プール冷却浄化系はポンプ 1 台で運転し，熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

1.容量の設定根拠

設計基準対象施設としての熱交換量は，海水温度が 30℃，使用済燃料プール水温が 52℃の場合において熱交換器 1 基あたり約 1.9MW であるが，重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量は，使用済燃料プール水温が約 77℃，燃料プール冷却浄化系熱交換器への通水流量が燃料プール側の流量約 125m^3/h，代替原子炉補機冷却系側の流量約 110m^3/h の場合において約 2.6MW である。設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積は 6 号炉約□ m^2，7 号炉約□ m^2 に対し，重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は 6 号炉約□ m^2，7 号炉約□ m^2 となるため，燃料プール冷却浄化系熱交換器の設計熱交換量は設計基準対象施設としての熱交換量約 1.9MW とする。

名称		燃料プール冷却系熱交換器
個数	基	2
容量（設計熱交換量）	MW／基	約 1.9 （注１）（約 1.9（注２））
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：規格値を示す

【設　定　根　拠】

燃料プール冷却系熱交換器は，設計基準対象施設が有する燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても，原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備から供給される冷却水を通水することにより，燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計とする。

この場合，燃料プール冷却系はポンプ１台で運転し，熱交換器１基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

1.　容量の設定根拠

設計基準対象施設としての熱交換量は，海水温度が 30℃，燃料プール水温が 52℃の場合において熱交換器１基あたり約 1.9MW であるが，重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量は，燃料プール水温が約 62.5℃，燃料プール冷却系熱交換器への通水流量が燃料プール側の流量約 198m^3/h，原子炉補機代替冷却系側の流量約 198m^3/h の場合において約 2.7MW である。設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積は□ m^2 に対し，重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は約□ m^2 となるため，燃料プール冷却系熱交換器の設計熱交換量は設計基準対象施設としての熱交換量約 1.9MW 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

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	m2/式	[redacted]
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：規格値を示す

【設定根拠】

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，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）」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合，有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

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。

名称		移動式代替熱交換設備
個数	式	２（予備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 1.00
最高使用温度	℃	淡水側 70／海水側 65
伝熱面積	m2/式	[redacted]
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：規格値を示す

【設定根拠】

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式設置し，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する容量として，約 23MW/式とする。

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プレッション・プール水冷却モード運転を行った場合，有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に，同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

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。

・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
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。	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.　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 $Q=C_1 \cdot Wa \cdot \rho_1 \cdot (Ta1-Ta2)$ $\therefore Ta1=65.3$ $Q=C_2 \cdot Wb \cdot \rho_2 \cdot (Tb1-Tb2)$ $\therefore Tb1=54.0$ Q　：熱交換器ユニット除熱能力　＝23.0MW（82,800,000 kJ/h） Wa　：淡水側流量　＝600m³/h Wb　：海水側流量　＝840m³/h Ta1　：熱交換器ユニット淡水側入口温度 Ta2　：熱交換器ユニット淡水側出口温度　＝32.0℃ Tb2　：熱交換器ユニット海水側入口温度　＝30.0℃ Tb1　：熱交換器ユニット海水側出口温度 ρ_1　：密度（淡水）　＝990.1kg/m³ ρ_2　：密度（海水）　＝1017kg/m³ C_1　：比熱（淡水）　＝4.18kJ/kg・K C_2　：比熱（海水）　＝4.03kJ/kg・K 4.2 対数平均温度差 $\Delta t=\{(Ta1-Tb2)-(Ta2-Tb1)\}／\ln\{(Ta1-Tb2)／(Ta2-Tb1)\}$ ＝5.38K Δt　：対数平均温度差	4.　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 $Q=C_1 \cdot W_a \cdot \rho_1 \cdot (T_{a1}-T_{a2})$ $\therefore T_{a1}=68.3℃$ $Q=C_2 \cdot W_b \cdot \rho_2 \cdot (T_{b1}-T_{b2})$ $\therefore T_{b1}=55.8℃$ 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℃ 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℃ 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 $\Delta t=\{(T_{a1}-T_{b1})-(T_{a2}-T_{b2})\}／\ln\{(T_{a1}-T_{b1})／(T_{a2}-T_{b2})\}$ =8.2K Δt：対数平均温度差	

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
4.3 伝熱係数 Uc ＝□kW/(m²・K) 4.4 必要伝熱面積 A_r ＝Q／⊿t／Uc ＝23000／5.38／□／2 ＝□m² ≒□m² 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，□×2 ＝□m² 以上より，熱交換器ユニット（その 1）の伝熱面積は，約□m²/式とする。	4.3　総括伝熱係数 U_c＝□kW／(m²･K) 4.4　必要伝熱面積 A_r＝Q／Δt／U_c＝□m²/個 ≒□m²/個 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，□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
		・設備の相違

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，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)」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合，有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

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

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

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

2.2 海水側

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

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

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

3.2 海水側

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

4. 伝熱面積の設定根拠

(1) 必要伝熱面積

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

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

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

□

Q　：設計熱交換量（W）　＝11.602×10^6（＝11.61MW）

K_o：伝熱板熱通過率（W/(m^2･K)）　＝□

ΔT：対数平均温度差（K）　＝8.60

（引用文献：「伝熱工学資料　改訂第 4 版」（1986 年　日本機械学会））

熱交換器 2 基の必要伝熱面積は，□×2　＝　□m^2

以上より，熱交換器ユニット（その 2）の伝熱面積は，約□m^2/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
なお，設計基準事故対処設備である残留熱除去系，原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 8.2MW である。 ・管側（サプレッション・プール水）流量　：954m^3/h（残留熱除去系定格流量） ・胴側（原子炉補機冷却水）流量　：1200m^3/h ・管側（サプレッション・プール水）入口温度：52℃ ・海水温度　：30℃ ・(参考)原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積：□ m^2 上記で示した設計基準事故対処設備の交換熱量に対し，重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 6.5MW である。 ・管側（サプレッション・プール水）流量　：954m^3/h（残留熱除去系定格流量） ・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量　：約 600m^3/h ・管側（サプレッション・プール水）入口温度：52℃ ・海水温度　：30℃ ・(参考) 熱交換器ユニット伝熱面積　：約□ m^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

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	[redacted] 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	[redacted] 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：規格値を示す

【設定根拠】

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

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）は 2 台設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）の容量は，保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱(約 23MW)を除去するために必要な流量を 600m^3/h とし，容量 300 m^3/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，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）」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合，有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（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 [redacted] 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。

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式あたり）
容量	m^3/h/台	300 以上（注１）（300（注２））
全揚程	m	[redacted] 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	[redacted] 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：規格値を示す

【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 600m^3/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プレッション・プール水冷却モード運転を行った場合，有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に，同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

2. 揚程の設定根拠

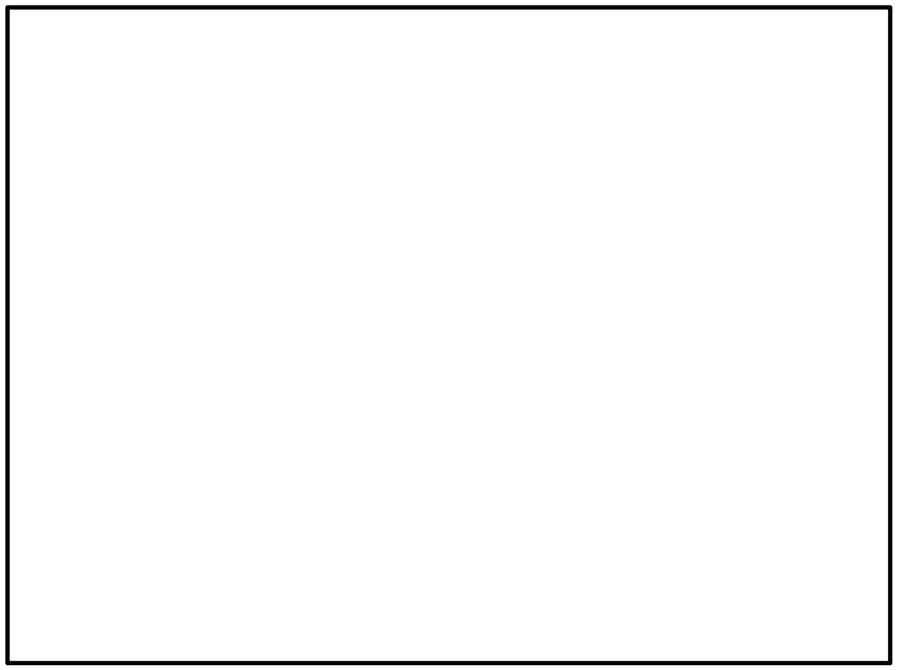
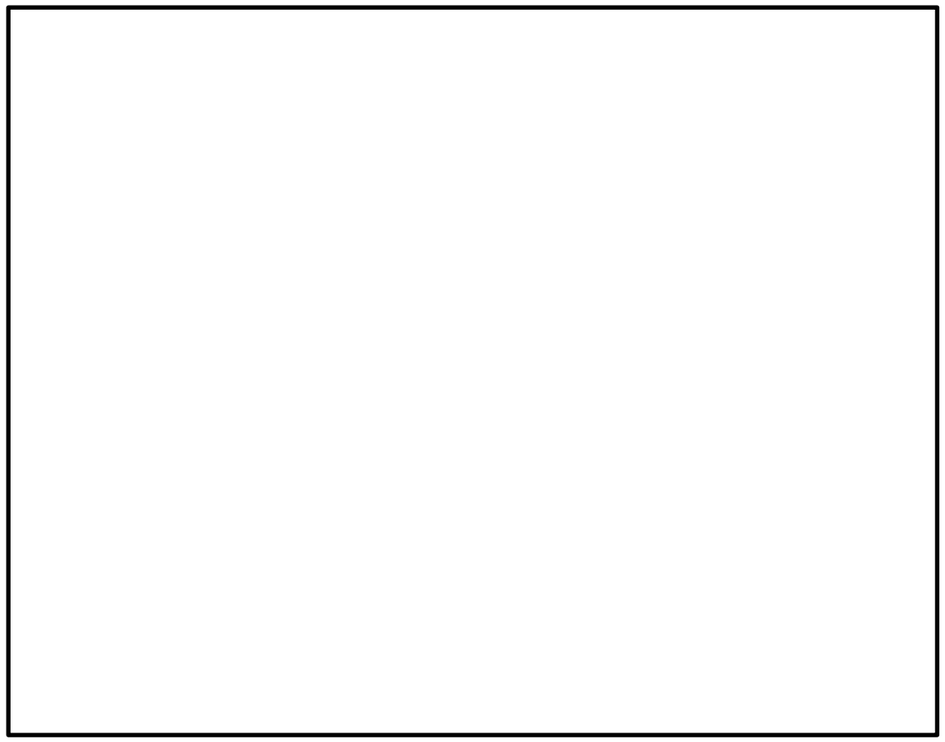
移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は，本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

配管・機器圧力損失　：　約 [redacted] 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。

・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
3. 最高使用圧力の設定根拠 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）の最高使用圧力は，熱交換器ユニット（その 1）の最高使用圧力 1.37MPa[gage]とする。 4. 最高使用温度の設定根拠 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）の最高使用温度は，冷却水の戻り温度を考慮し，70℃とする。 5. 原動機出力の設定根拠 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）（容量 300m³/h）の必要軸動力は，以下のとおり約 □ kW となる。 P=10^(-3)×ρ×g×（(Q／3,600) ×H）／（η／100） =10^(-3)×1,000×9.80665×（(300/3,600) ×75）/（ □ /100） = □ kW ≒ □ 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 15 参照） η ： ポンプ効率（%）＝ □ （図 15 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。	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×ρ×g×（(Q／3,600) ×H）／（η／100） =10⁻³×1,000×9.80665×（(300/3,600) ×75）／（ □ /100） = □ kW ≒ □ 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 15 参照） η ： ポンプ効率（%）＝ □ （図 15 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 110kW/台とする。	

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
 図 16 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）性能曲線	 図 11　移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線	

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
		・設備の相違

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水ポンプ（その 2）の容量は，保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m^3/h とし，容量 600 m^3/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，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）」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合，有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（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。

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

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 [redacted] kW となる。

$$P=10^{(-3)}\times\rho\times g\times((Q/3,600)\times H)/(\eta/100)$$
$$=10^{(-3)}\times1,000\times9.80665\times((600/3,600)\times75)/([redacted]/100)$$
$$=[redacted]\ kW$$
$$\fallingdotseq[redacted]\ kW$$

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） ＝600
H ： ポンプ揚程（m） ＝75（図 16 参照）
η ： ポンプ効率（%） ＝約 [redacted]（図 16 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 2）の原動機出力は 200kW/台とする。

[redacted]

図 17　代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）性能曲線

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

名称		大容量送水車（熱交換器ユニット用）
容量	m^3/h/台	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/台	[redacted]
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：規格値を示す

【設定根拠】

大容量送水車（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，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）」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合，有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

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	[redacted]	MPa
②ホース直接敷設の圧損	： 約	[redacted]	MPa
③ホース湾曲の影響	： 約	[redacted]	MPa
④機器類の圧力損失	： 約	[redacted]	MPa
①～④の合計	： 約	[redacted]	MPa

名称		大型送水ポンプ車
容量	m^3/h/台	900 以上（注１）（1,800 （注２））
吐出圧力	MPa[gage]	0.99 以上（注１）（1.2 （注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/台	1,193
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：規格値を示す

【設　定　根　拠】

大型送水ポンプは，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 780m^3/h と同時に使用する代替淡水源への海水補給 120m^3/h の合計である 900m3/h とし，容量 1,800m^3/h のポンプを１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プレッション・プール水冷却モード運転を行った場合，有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生10時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生10時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に，同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

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

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	：	[redacted]	MPa	
②ホース直接敷設の圧損	：	[redacted]	MPa	※1
③エルボの使用による圧損	：	[redacted]	MPa	※1
④機器類の圧力損失	：	[redacted]	MPa	
①～④の合計	：	0.35 MPa		

・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

（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

※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 54-6-35～37 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

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

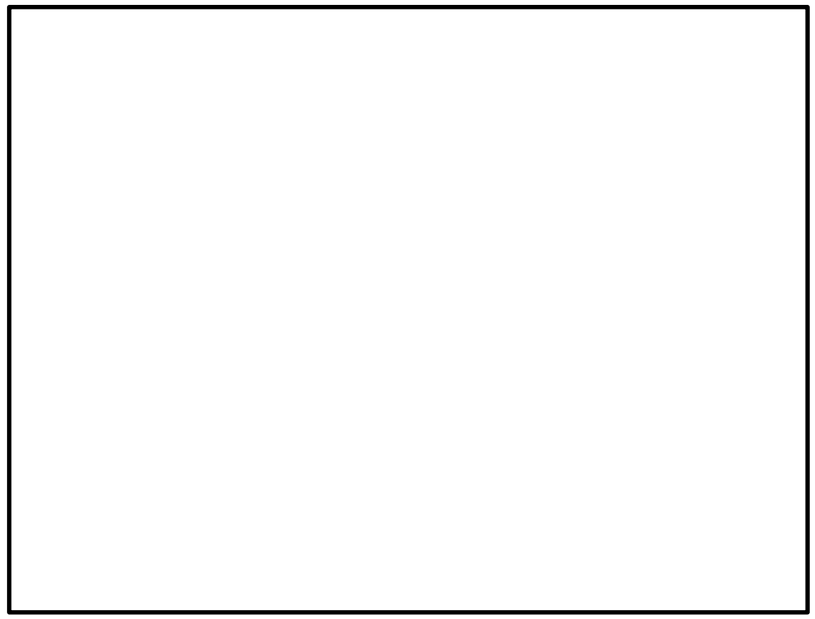
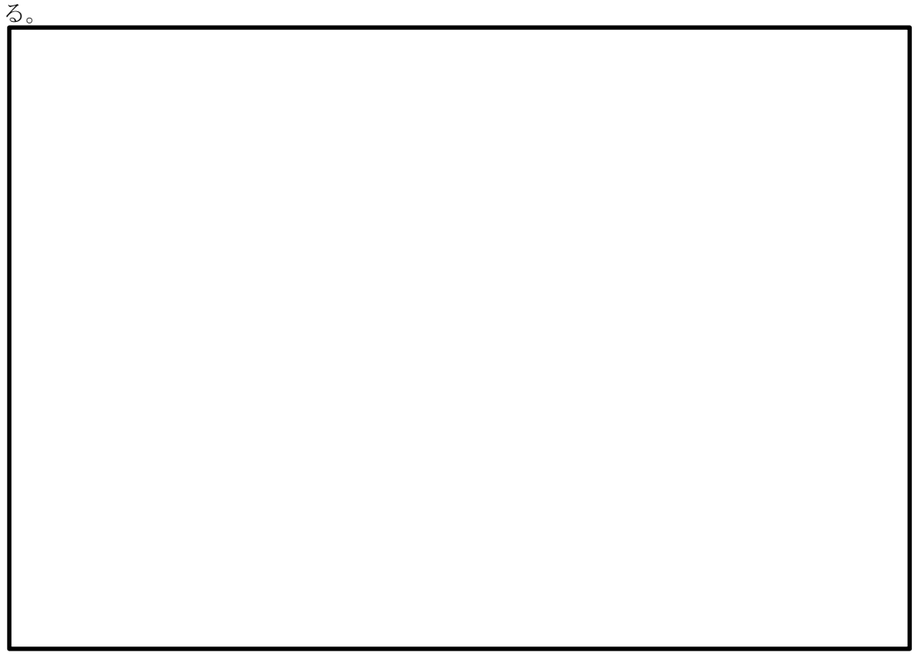
※１：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
エルボによる影響の評価については 54-6-35～37 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

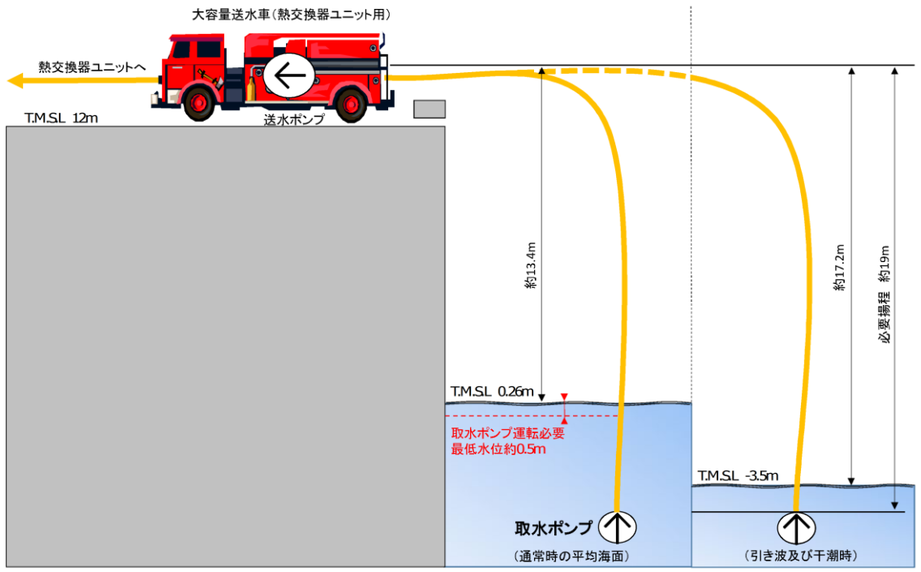
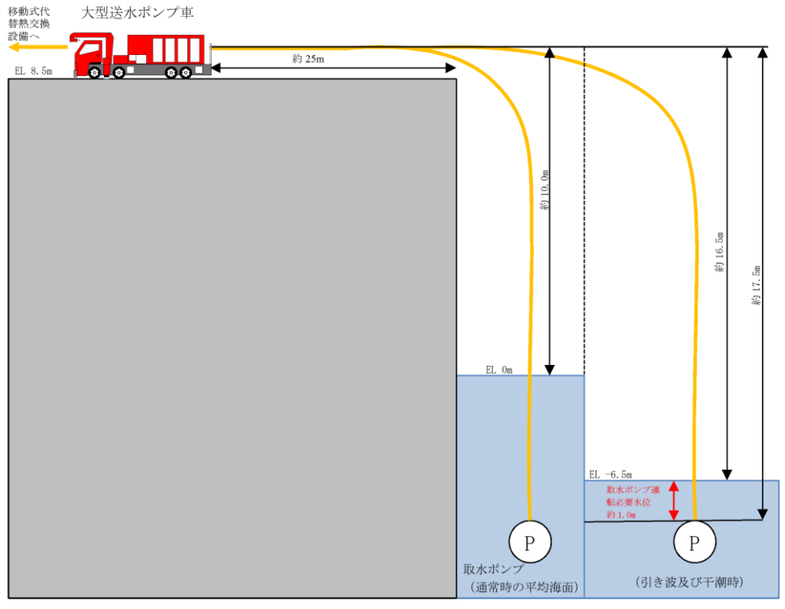
代替淡水源への海水補給に必要な吐出圧力

代替淡水源への海水補給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。

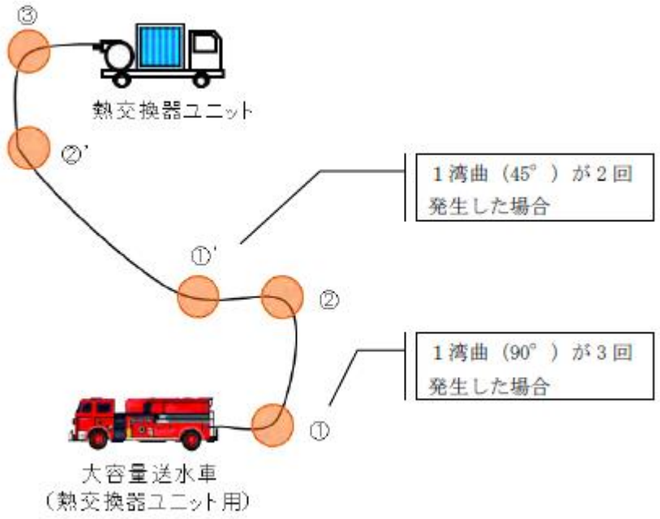
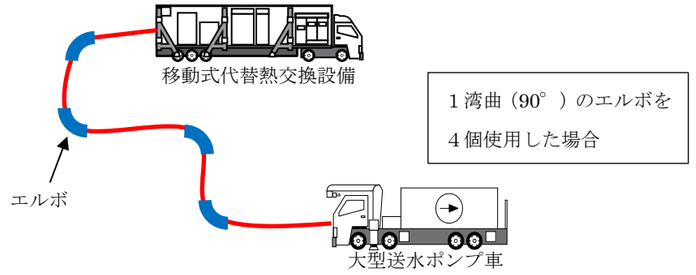
①静水頭　：[　]MPa
②ホース直接敷設の圧損　：[　]MPa　※1
③エルボの使用による圧損　：[　]MPa　※1
④機器類の圧力損失　：[　]MPa
①～④の合計　：　0.82MPa

※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 54-6-35～37 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

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
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 18 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。  図 12　大型送水ポンプ車　送水ポンプ性能曲線	

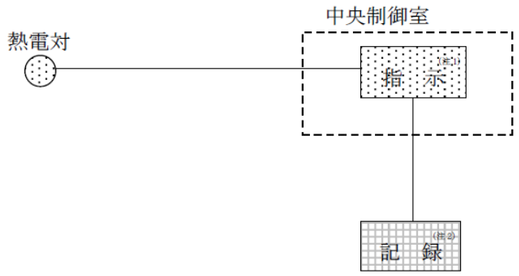
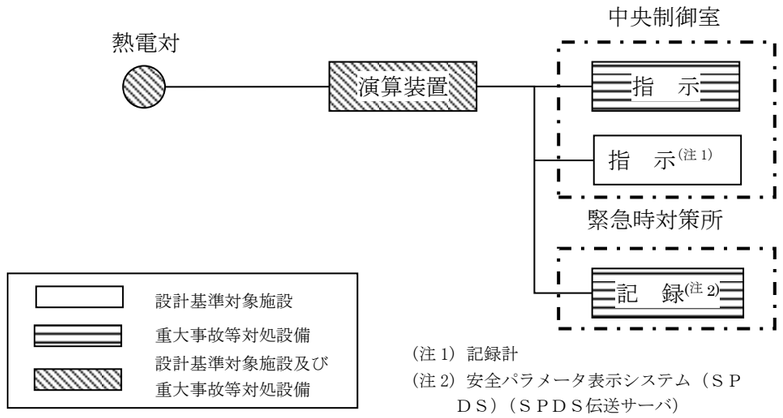
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
上記の必要吐出圧力の確認に加え，使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。 〈大容量送水車の NPSH 評価〉 大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，取水路に投入した取水ポンプにより，取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図 19 に示す。この場合における海面は，通常時の平均海面では送水ポンプの約 13.4m 下位，津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 17.2m 下位となる。また，取水ポンプは，キャビテーションの発生を防止するために，海面から 0.5m 以上水没させて使用する必要がある。 これを踏まえ，取水ポンプの吐出部のホースの長さが 23m であることから，ホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを海中に設置する。これにより，海面が最も低い状態になった場合（大容量送水車から約 17.2m 下位）でも，ポンプ位置を調整することなく海水を取水することが可能である。 上記の設置状況に基づき，必要流量 840 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 19　大容量送水車（熱交換器ユニット用）概要図	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。 大型送水ポンプ車は移動式熱交換設備への送水 780m³/h と同時に輪谷貯水槽（西）への海水補給 120m³/h も行うため，取水ポンプの流量は 900m³/h として計算する。 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 13 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 17.5 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 900m3/h を確保した場合における水中ポンプの全揚程は約 50m 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 30m（＝50m-2m-16.5m））は，必要吸込水頭を上回ることを確認した。  図 13　大型送水ポンプ車概要図	

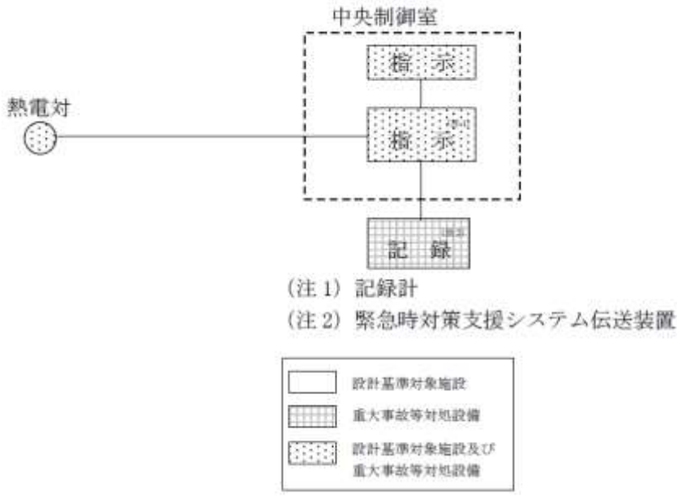
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.最高使用圧力の設定根拠 大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力は，ホースの最高使用圧力と同等の 1.3MPa[gage]とする。 4.最高使用温度の設定根拠 大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用温度は，海水温度 30℃の余裕を考慮し，60℃とする。 5.原動機出力の設定根拠 原動機出力は，定格流量点（ ）での軸動力を考慮し， kW とする。	3.最高使用圧力の設定根拠 大型送水ポンプ車の最高使用圧力は，大型送水ポンプ車のメーカ規格圧力である 1.4MPa とする。 4.最高使用温度の設定根拠 大型送水ポンプ車の最高使用温度は，海水温度 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	

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
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が様々であること，また，今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し，最も一般的な仕様である，『新・消防機器便覧「消防水力学」（東京消防庁監修，東京消防機器研究会編著）』における理論値を使用する。 消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について  図 20 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＝fc×v2/（2g） ○損失係数 fc ホースの湾曲による損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径 1000㎜ における 90° 湾曲時の損失係数である fc=0.068･･･（ｉ） を引用する。 ○流速 v v=Q/A ・Q=流量について	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 14　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＝9.8m/s2，1m=0.0098MPa 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 $R_e(d/\rho)^2 < 364$ では　$\zeta_b = 0.00515\alpha\theta R_e^{-0.2}(\rho/d)^{0.9}$ $R_e(d/\rho)^2 > 364$ では　$\zeta_b = 0.00431\alpha\theta R_e^{-0.17}(\rho/d)^{0.84}$	・評価方法の相違

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
大容量送水車流量は，840m³/h である。 ・A=管路の断面積について A＝πr² であることから，r=管内径/2 となり，管内径 0.295m より， r=0.1475。よって，A=0.06834[m²] ・流速 v=Q/A より v=204.8581[m/min] = 3.415[m/s] ･･･(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/(2g)より，重力加速度 9.8[m/s²]を用いて hc＝0.068×(3.415²/(2×9.8)) ＝0.04046[m]	ここで $R_e=\nu d/v$，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８のように与えられる 表８　α の数値 | θ	45°	90°	180°
---	---	---	---
α	$1+5.13(\rho/d)^{-1.47}$	$0.95+4.42(\rho/d)^{-1.96}$ (ρ/d＜9.85 の場合) 1.0 (ρ/d＞9.85 の場合)	$1+5.06(\rho/d)^{-4.52}$ | （例として 300A，流量 1,000m³/h の場合の値を記載する） ρ＝0.596[m] d＝0.2979[m] ν ＝1.792[㎜ 2/s] であることから v ＝1000/(0.2979/2)²π/3,600＝3.9853… ≒3.99[m/s] $R_e=\nu d/v$＝1.792×0.2979/3.99/1,000/1,000 ≒6.6×10⁵ $R_e(d/\rho)^2$＝6.6×10⁵×(0.2979/0.596)² ≒165519＞364 より ここで ρ/d＝0.596/0.2979 ＝2.00067… ≒2 であるため α＝0.95+4.42×2^-1.96 ＝2.085319 $\zeta_b=0.00431\alpha\theta R_e^{-0.17}(\rho/d)^{0.84}$ ＝0.00431×2.085319×90×(6.6×10⁵)^-0.17(0.596/0.2979)^0.84 ＝0.148346… ≒0.15 となり	

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
	$h_b = 0.15 \times 3.99^2/2000$ $= 0.0119400\cdots$ $\fallingdotseq 0.012$[MPa]	

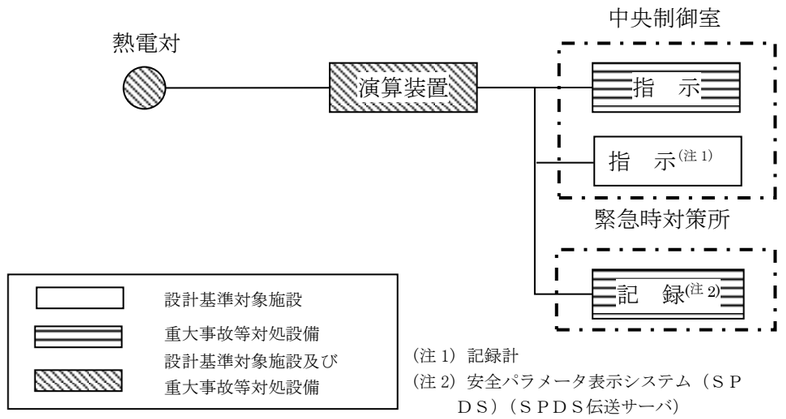
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） (1) 設置目的 使用済燃料プールの水位，水温について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）を設置する。 (2) 設備概要 使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）を中央制御室に指示し，記録する。（図 21 「使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図」参照）  図 21 使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，T.M.S.L.20180mm から 15 箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図 22 「使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の概略構成図」参照）	・燃料プール水位・温度（ＳＡ） (1) 設置目的 燃料プールの水位，水温について，燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，燃料プール水位・温度（ＳＡ）を設置する。 (2) 設備概要 燃料プール温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，燃料プール温度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。 （図 15「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（１）」参照）  図 15　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（１） 燃料プール水位は設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール水位の検出信号は，－1000mm（基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）から 6 箇所に設置した熱電対からの起電力を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，燃料プール水位を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。ヒータ加熱による気中と水中の温度変化の差を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図 16「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図(2)」参照）	・設備の相違

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<th>島根原子力発電所　２号炉</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>


（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 22 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の概略構成図

(3) 計測範囲
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の仕様を表 10 に，計測範囲を表 11 に示す。

表 10 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の仕様
<table>
<tr><th>名　　称</th><th>種　類</th><th>計　測　範　囲</th><th>個　数</th><th>取付箇所</th></tr>
<tr><td rowspan="2">使用済燃料貯蔵プール
水位・温度（SA 広域）</td><td rowspan="2">熱電対</td><td>6 号炉：T.M.S.L.20180～
31170mm
7 号炉： T.M.S.L.20180～
31123mm</td><td>6 号炉：1
（検出点 14 箇所）
7 号炉：1
（検出点 14 箇所）</td><td rowspan="2">原子炉建屋
地上 4 階</td></tr>
<tr><td>6 号炉：0～150℃
7 号炉：0～150℃</td></tr>
</table>
</td>
<td>


（注 1）記録計
（注 2）安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ）

図 16「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（２）

(3)　計測範囲
燃料プール水位・温度（ＳＡ）の仕様を表９に，計測範囲を表１０に示す。

表９　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の仕様
<table>
<tr><th>名称</th><th>種類</th><th>計測範囲</th><th>個数</th><th>取付箇所</th></tr>
<tr><td rowspan="2">燃料プール
水位・温度（ＳＡ）</td><td rowspan="2">熱電対</td><td>－1,000～6,710mm※
(EL34518～42228mm)</td><td rowspan="2">1
（検出点
７箇所）</td><td rowspan="2">原子炉棟
４階</td></tr>
<tr><td>0～150℃</td></tr>
</table>
※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 11 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測範囲

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	T.M.S.L.20180～31170mm（6 号炉） T.M.S.L.20180～31123mm（7 号炉）	T.M.S.L.31395mm（6 号炉） T.M.S.L.31390mm（7 号炉）	T.M.S.L.31395mm（6 号炉） T.M.S.L.31390mm（7 号炉） （通常水位付近）	通常水位から-1.2m（T.M.S.L.30195mm）（6 号炉） 通常水位から-1.2m（T.M.S.L.30190mm）（7 号炉）		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	0～150℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。

*1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

・ 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・ 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

・ 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

・ 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

島根原子力発電所　２号炉

表 10　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
燃料プール水位・温度（ＳＡ）	－1000～6710mm※2（EL34518～42228mm）	6982mm※2（EL42500mm）	6982mm※2（EL42500mm）	通常水位から－0.35m（EL42150mm）		重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	0～150℃	52℃以下	最大値：65℃	100℃以下		

※１：プラント状態の定義は以下のとおり。

・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

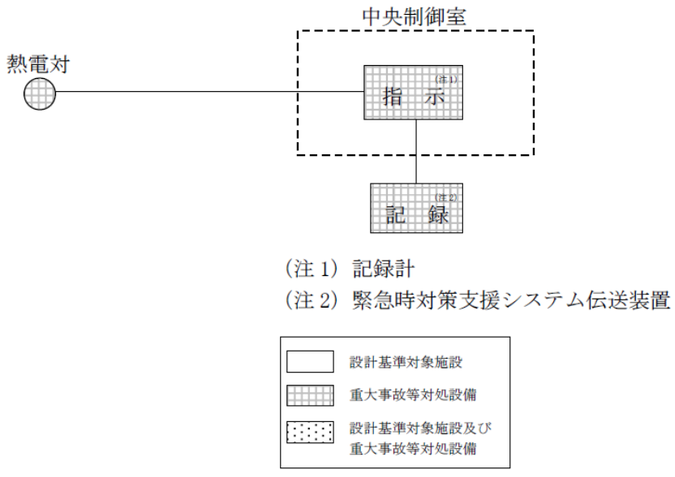
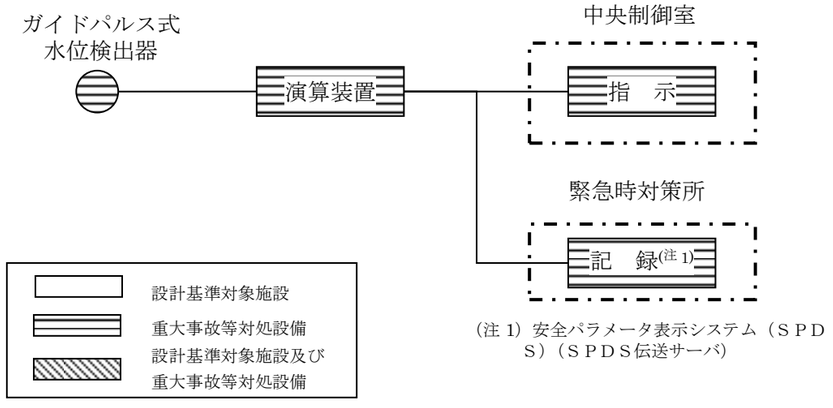
・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

・重大事故等時：原子炉施設の安全設計から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

※２：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

備考

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
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	・燃料プール水位（ＳＡ）	・設備の相違
(1) 設置目的 使用済燃料プールの水位について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）を設置する。	(1)　設置目的 燃料プールの水位について，燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，燃料プール水位（ＳＡ）を設置する。	
(2) 設備概要 使用済燃料貯蔵プール温度（SA）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール温度（SA）の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール温度（SA）を中央制御室に指示し，記録する。 使用済燃料貯蔵プール水位（SA）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，T.M.S.L.23420mm（6 号炉），T.M.S.L.23373mm（7 号炉）から 9 箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図 23「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の概略構成図」参照）	(2)　設備概要 燃料プール水位（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール水位（ＳＡ）の検出信号は，ガイドパルス式水位検出器からの電気信号を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，燃料プール水位（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図 17「燃料プール水位（ＳＡ）の概略構成図」参照）	
 （注 1）記録計 （注 2）緊急時対策支援システム伝送装置	 （注 1）安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ）	
図 23 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の概略構成図	図 17　燃料プール水位（ＳＡ）の概略構成図	
(3) 計測範囲 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の仕様を表 12 に，計測範囲を表 13 に示す。	(3)　計測範囲 燃料プール水位（ＳＡ）の仕様を表 11 に，計測範囲を表 12 に示す。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 12 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の仕様

名　　称	種　　類	計　　測　　範　　囲	個　　数	取 付 個 所
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度（SA）	熱電対	6 号炉： T.M.S.L.23420～ 30420mm 7 号炉： T.M.S.L.23373～ 30373mm	6 号炉：1 （検出点 8 箇所） 7 号炉：1 （検出点 8 箇所）	原子炉建屋 地上 4 階
		6 号炉：0～150℃ 7 号炉：0～150℃		

表 13 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の計測範囲

名　称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	T.M.S.L.23420～30420mm（6 号炉） T.M.S.L.23373～30373mm（7号炉）	T.M.S.L.31395mm（6 号炉） T.M.S.L.31390mm（7 号炉）	T.M.S.L.31395mm（6 号炉） T.M.S.L.31390mm（7 号炉）（通常水位付近）	通常水位から-1.2m（T.M.S.L.30195mm）（6 号炉） 通常水位から-1.2m（T.M.S.L.30190mm）（7 号炉）		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	0～150℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。

＊1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

・ 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・ 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

・ 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

島根原子力発電所　２号炉

表 11　燃料プール水位（ＳＡ）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
燃料プール水位 （ＳＡ）	ガイドパルス式 水位検出器	－4.30～ 7.30m※	1	原子炉棟 ４階

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

表 12　燃料プール水位（ＳＡ）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
燃料プール水位（ＳＡ）	－4.30～7.30m※2（EL31218～42818mm）	6982mm※2（EL42500mm）	6982mm※2（EL42500mm）	通常水位から－0.35m（EL42150mm）		重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。

※１：プラント状態の定義は以下のとおり。

・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

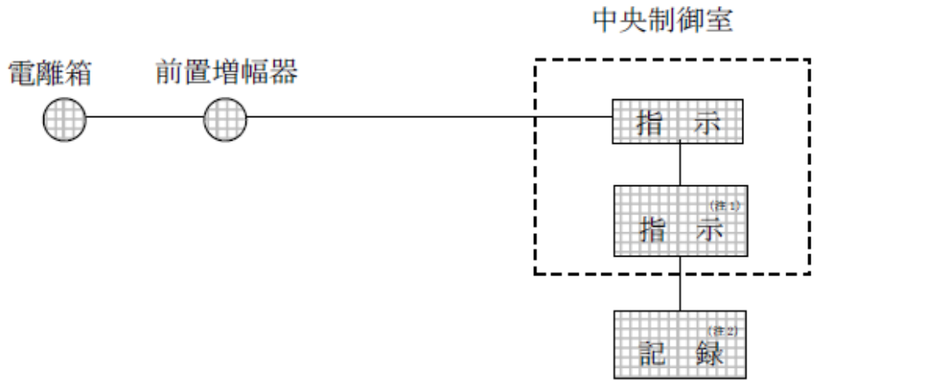
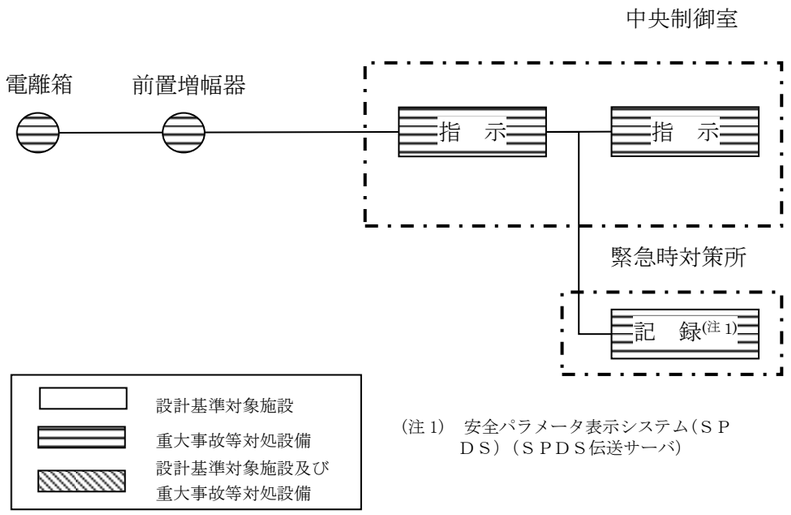
・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

・重大事故等時：原子炉施設の安全設計から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

※２：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

備考

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
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ （1）設置目的 使用済燃料プール上部の空間線量率について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置する。 （2）設備概要 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタは，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの検出信号は，使用済燃料プールエリアの放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（図 24 「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図」参照）  図 24 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図	・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） （1）　設置目的 燃料プールの上部の空間線量率について，燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）を設置する。 （2）　設備概要 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）は，重大事故対処設備の機能を有しており，燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の検出信号は，電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図 18「燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の概略構成図」参照）  図 18　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の概略構成図	・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

(3) 計測範囲

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの仕様を表 14 に，計測範囲を表 15 に示す。

表 14 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの仕様

名　　称	種　　類	計　　測　　範　　囲	個　　数	取 付 個 所
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）	電離箱	6 号炉：10^{1}～10^{8}mSv/h 7 号炉：10^{1}～10^{8}mSv/h	6 号炉：1 7 号炉：1	原子炉建屋 地上 4 階
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）	電離箱	6 号炉：10^{-2}～10^{5}mSv/h 7 号炉：10^{-3}～10^{4}mSv/h	6 号炉：1 7 号炉：1	原子炉建屋 地上 4 階

表 15 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの計測範囲

名　称	計測範囲	プラントの状態*1 と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	10^{1}～10^{8}mSv/h（6 号炉） 10^{1}～10^{8}mSv/h（7 号炉）	－	－	1.0×10^{-1}mSv/h 以下		重大事故時における使用済燃料プールの変動する範囲（5×10^{-2}～10^{2}mSv/h）について放射線量率を監視可能である。
	10^{-2}～10^{4}mSv/h（6 号炉） 10^{-3}～10^{4}mSv/h（7 号炉）					

＊1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

・ 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・ 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

・ 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

・ 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

島根原子力発電所　２号炉

(3)　計測範囲

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の仕様を表 13 に，計測範囲を表 14 に示す。

表 13　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	電離箱	10^{1}～10^{8}mSv/h	1	原子炉棟 ４階
	電離箱	10^{-3}～10^{4}mSv/h	1	原子炉棟 ４階

表 14　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態※1 と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	10^{1}～10^{8}mSv/h	－	－	－	1.0×10^{-1}mSv/h 以下	重大事故等時における燃料プールの変動する範囲（10^{-3}～10^{-1}mSv/h）にわたり放射線量を監視可能である。
	10^{-3}～10^{4}mSv/h					

※１：プラント状態の定義は以下のとおり。

・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

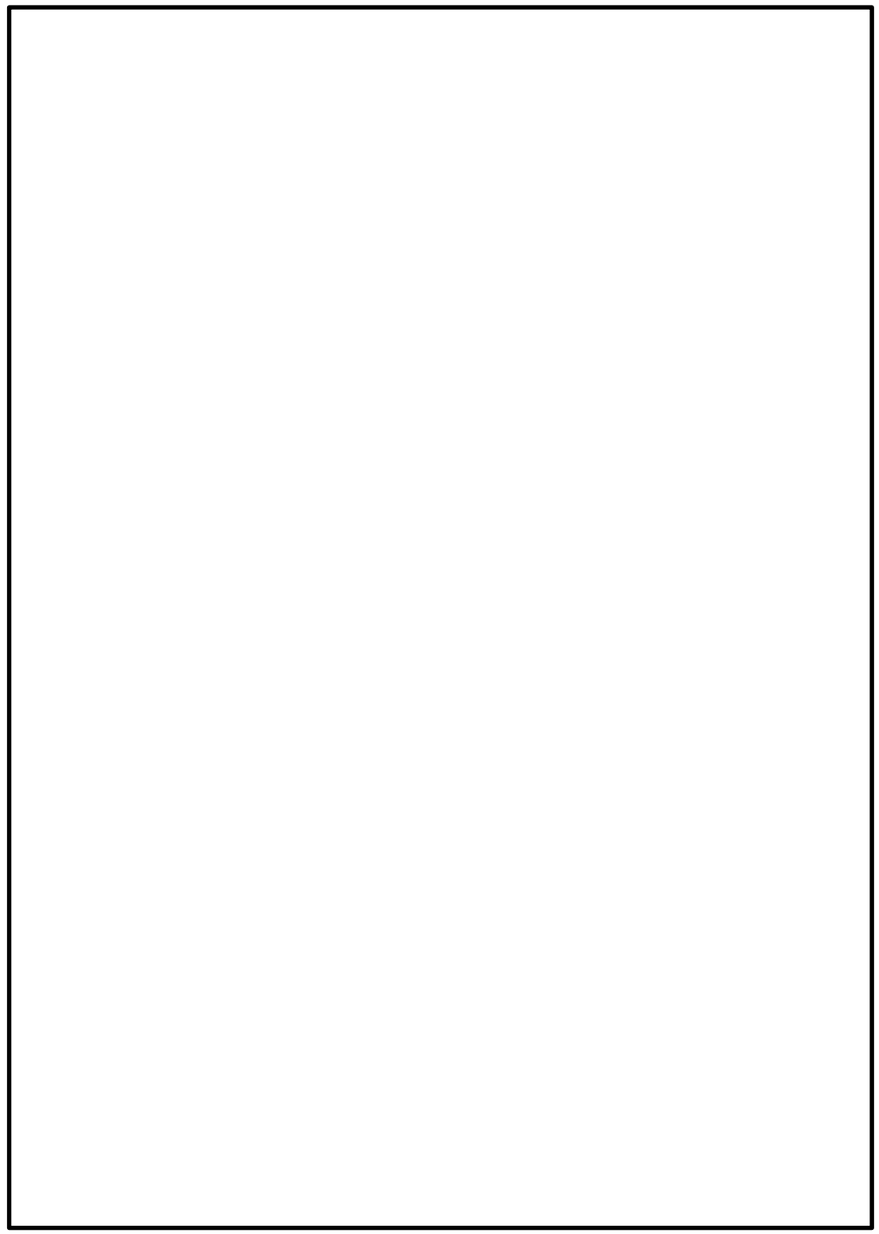
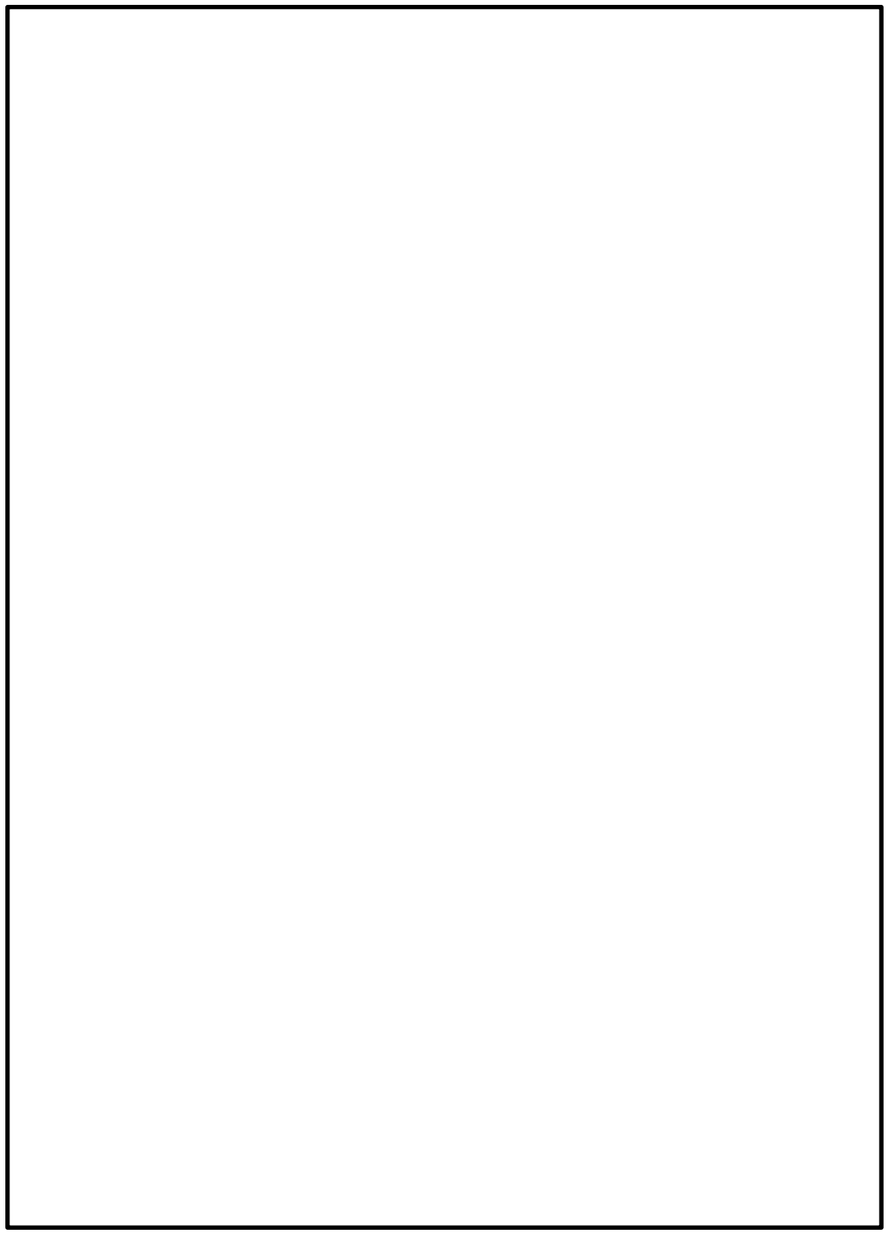
・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

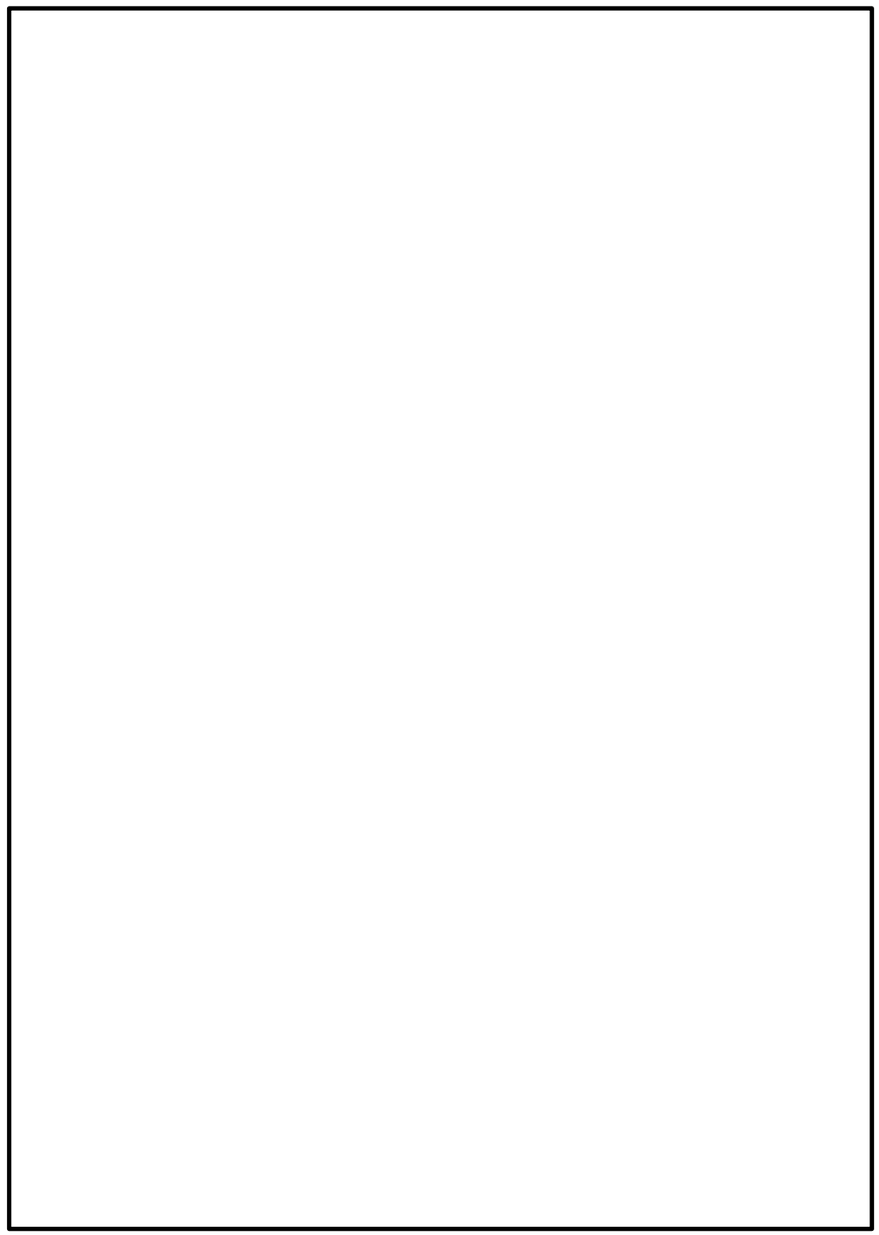
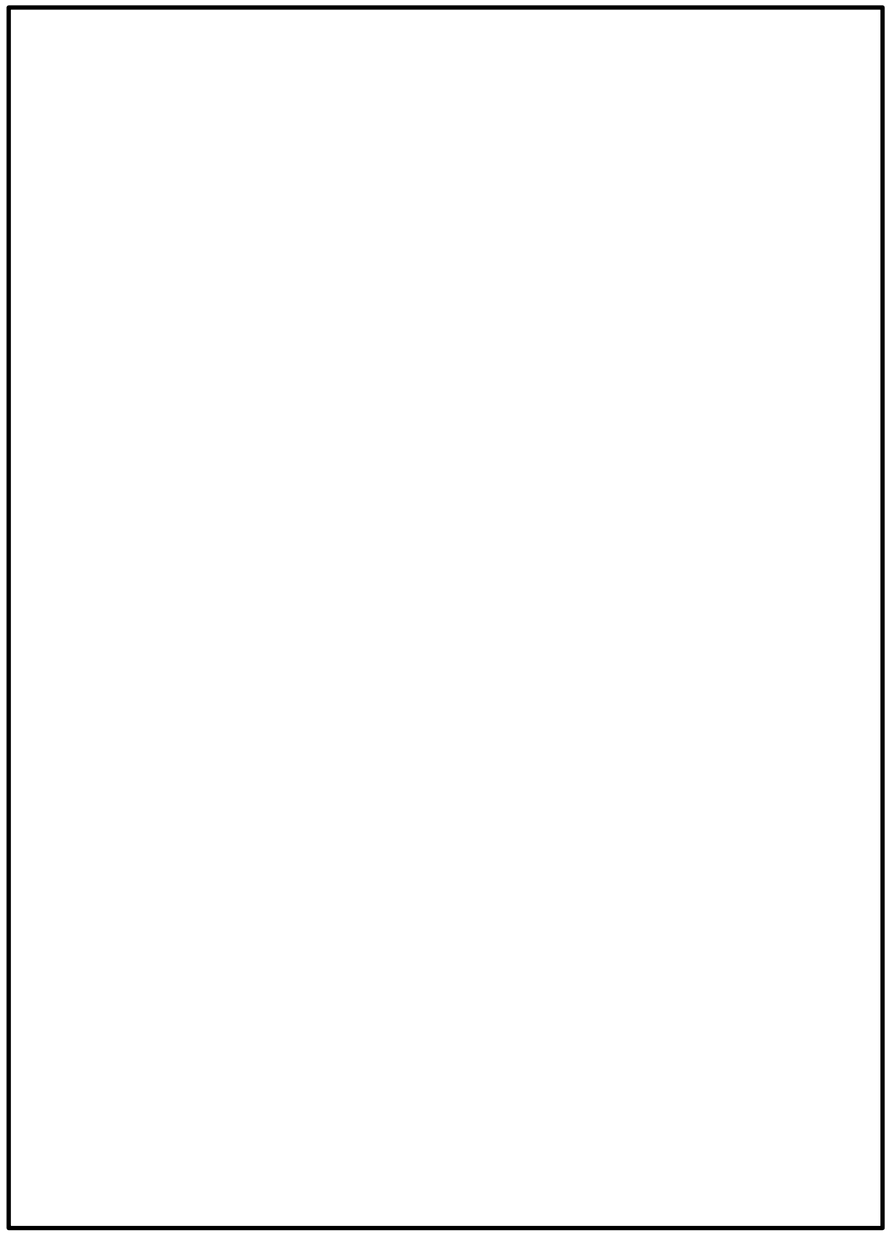
・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

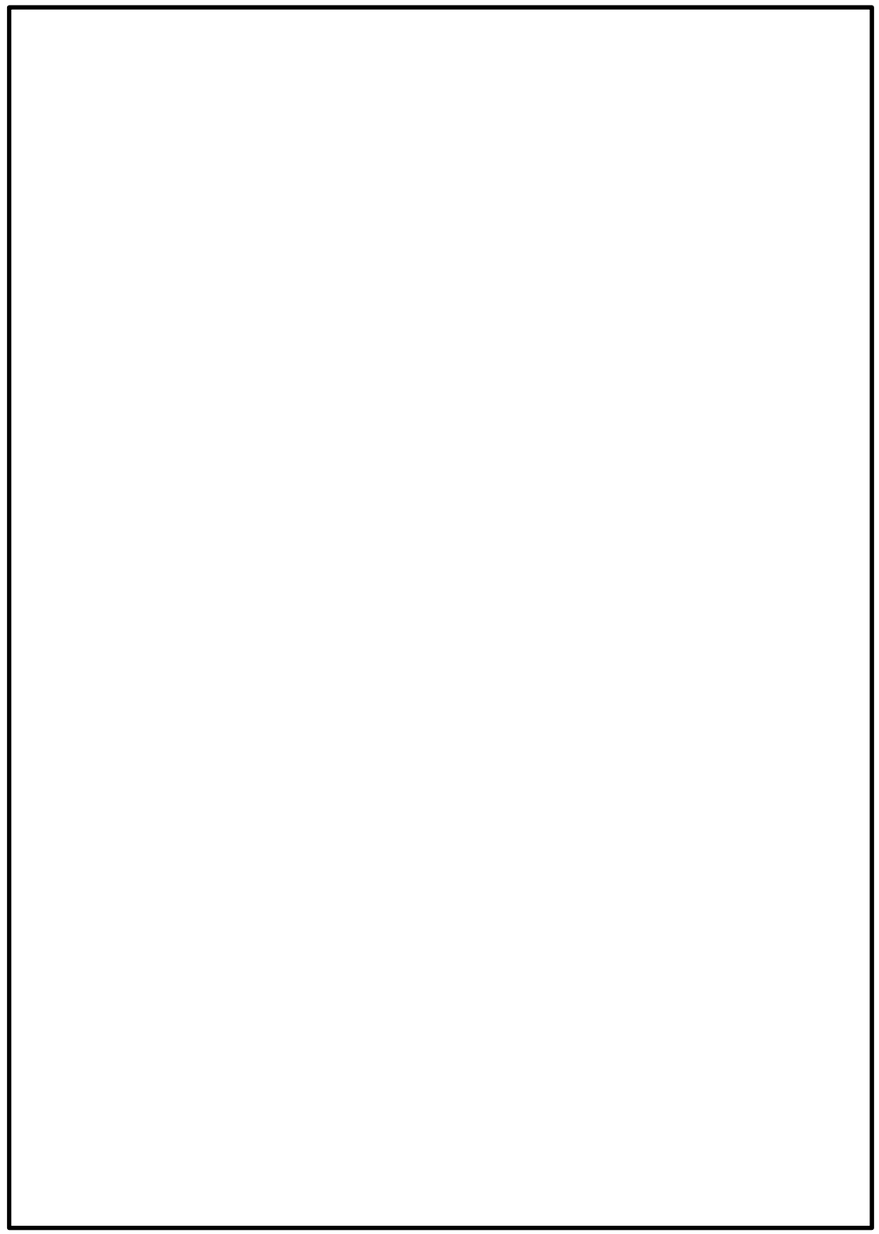
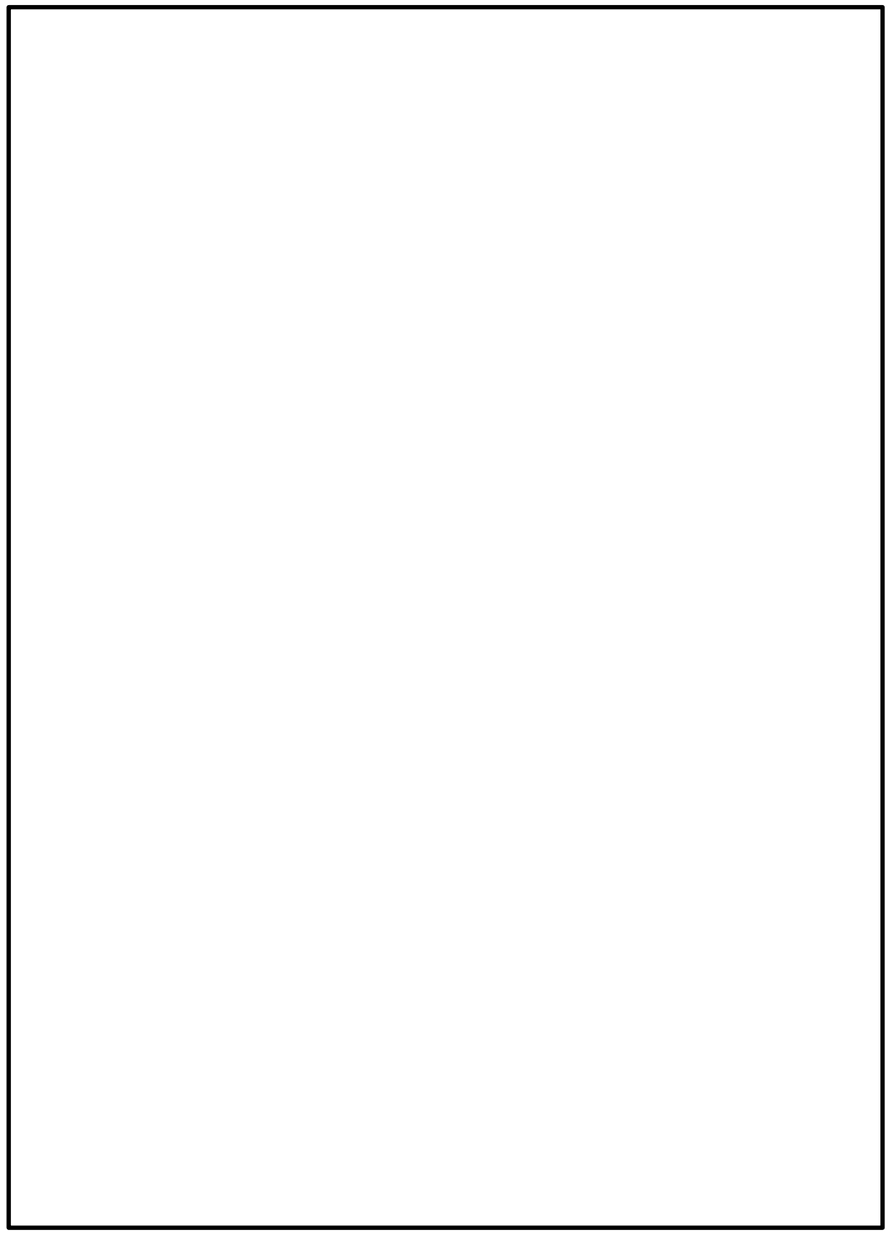
・重大事故等時：原子炉施設の安全設計から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

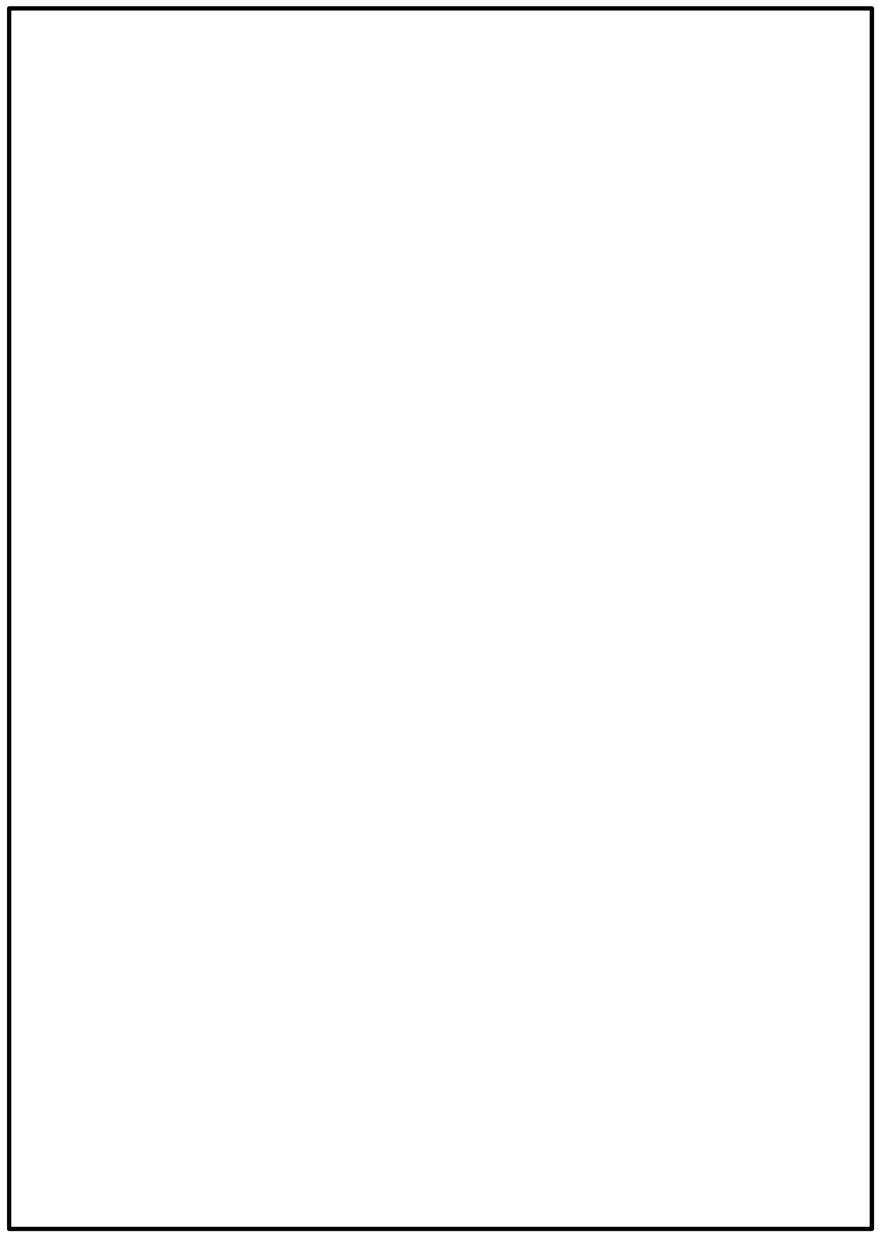
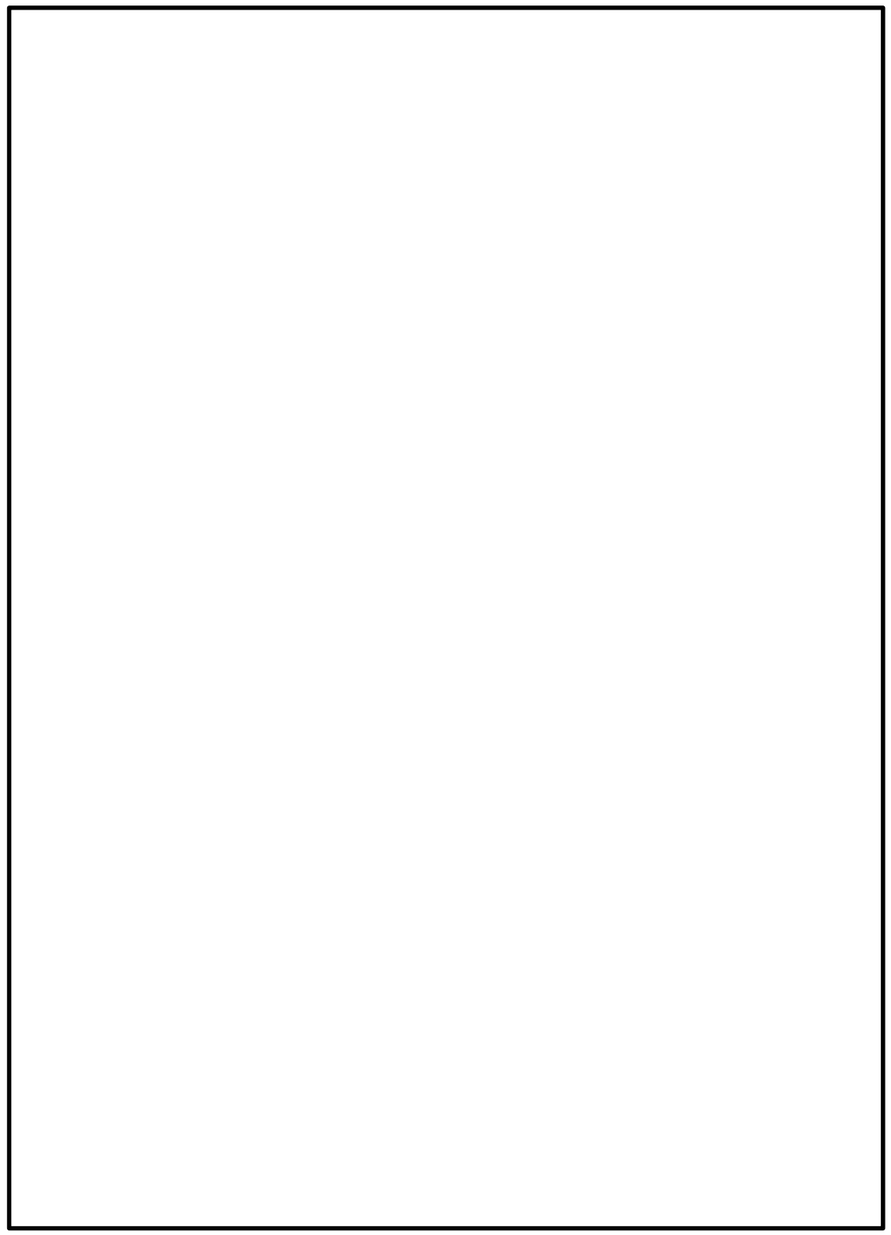
備考

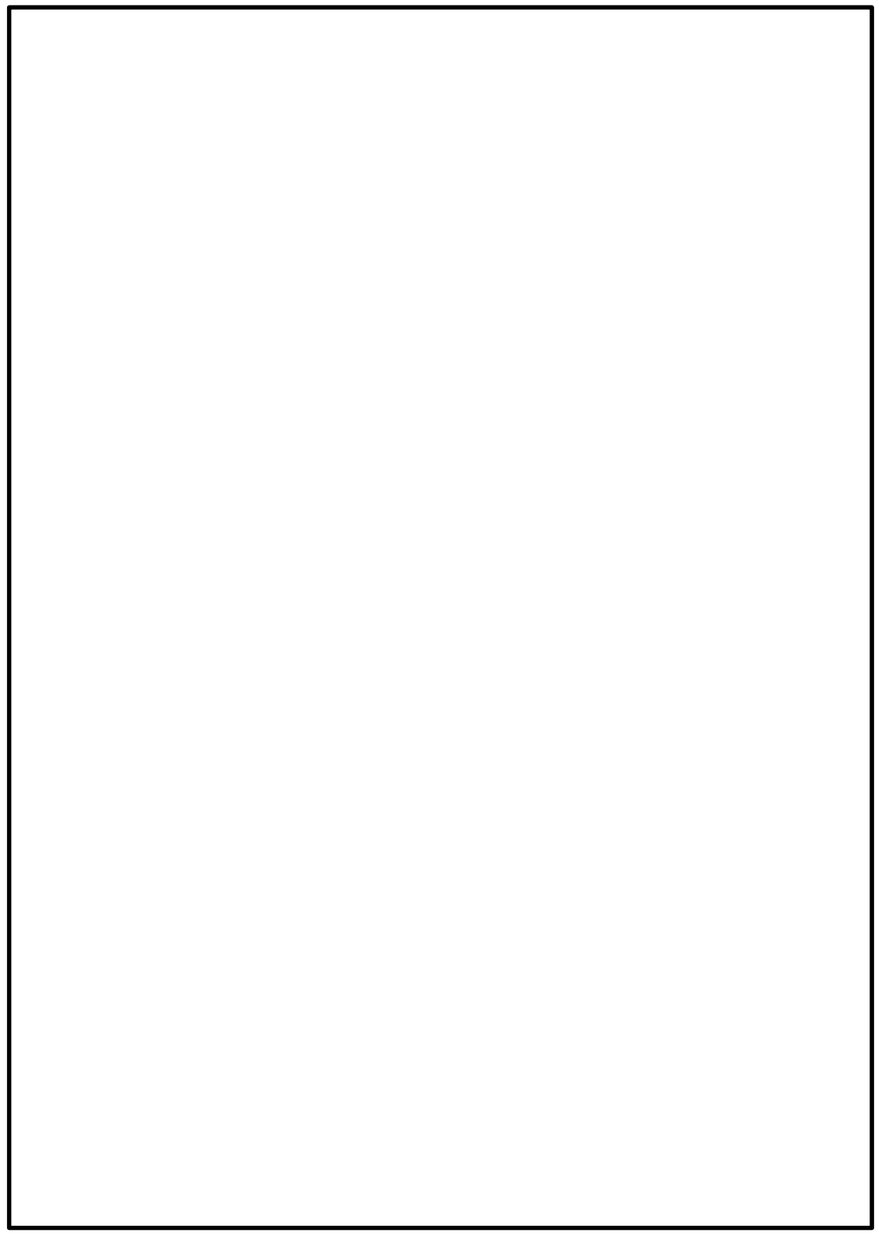
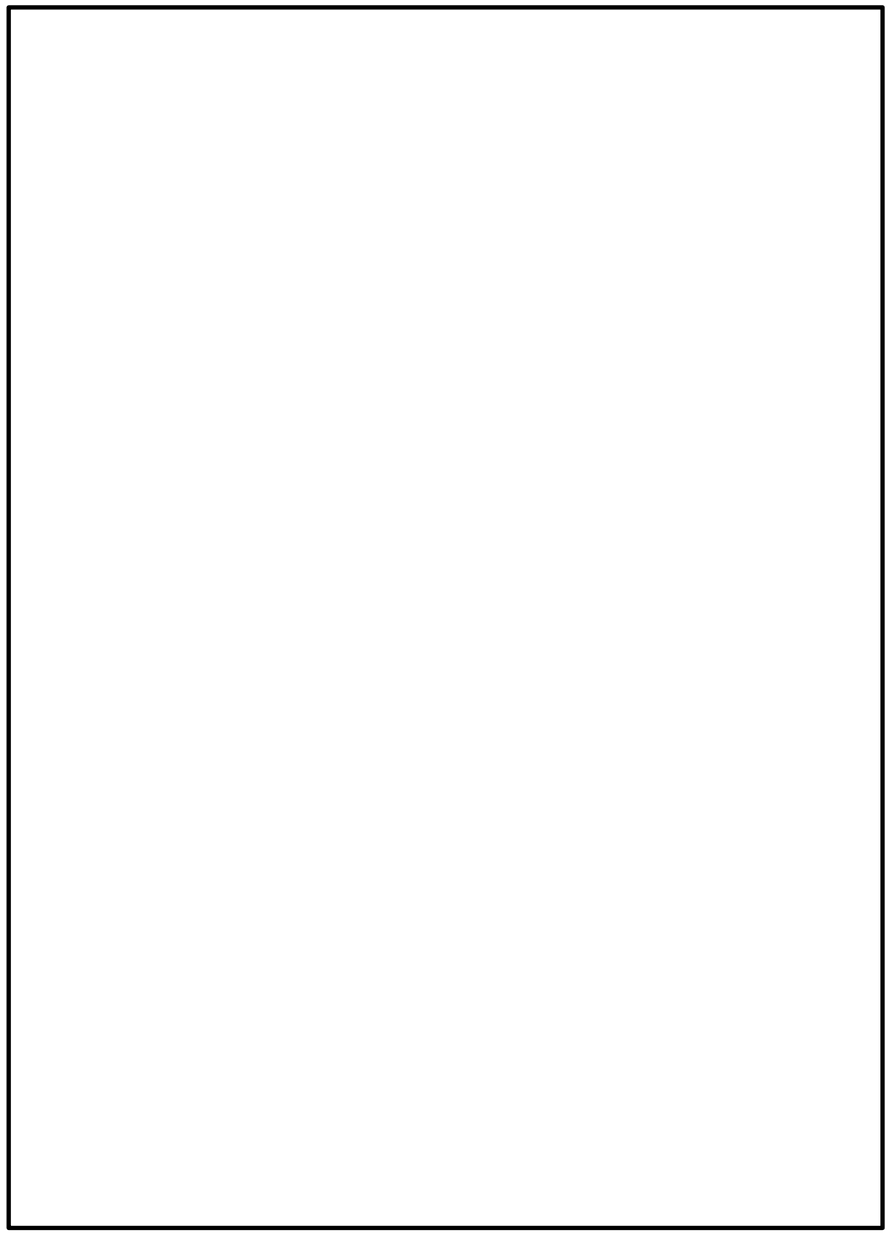
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
54-7　接続図	54-7　接続図	

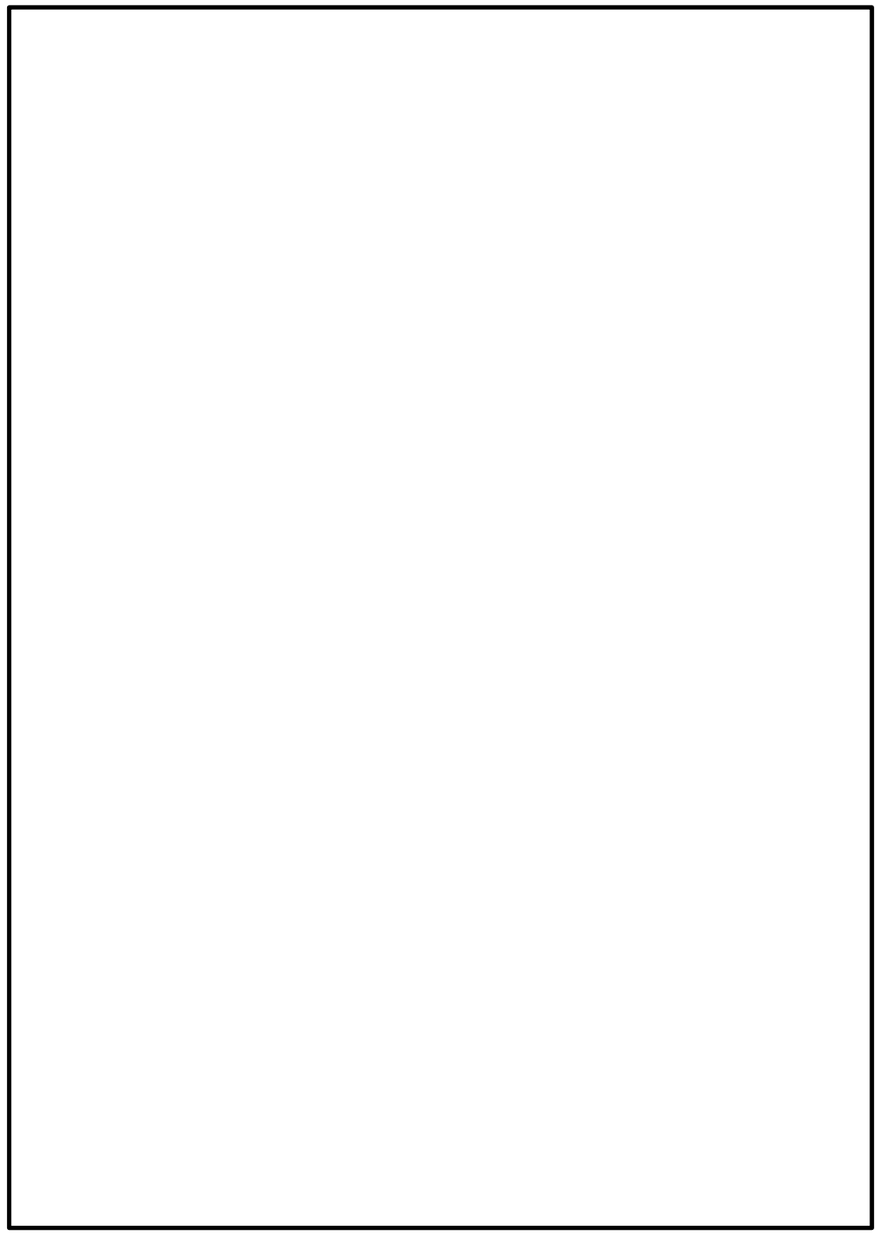
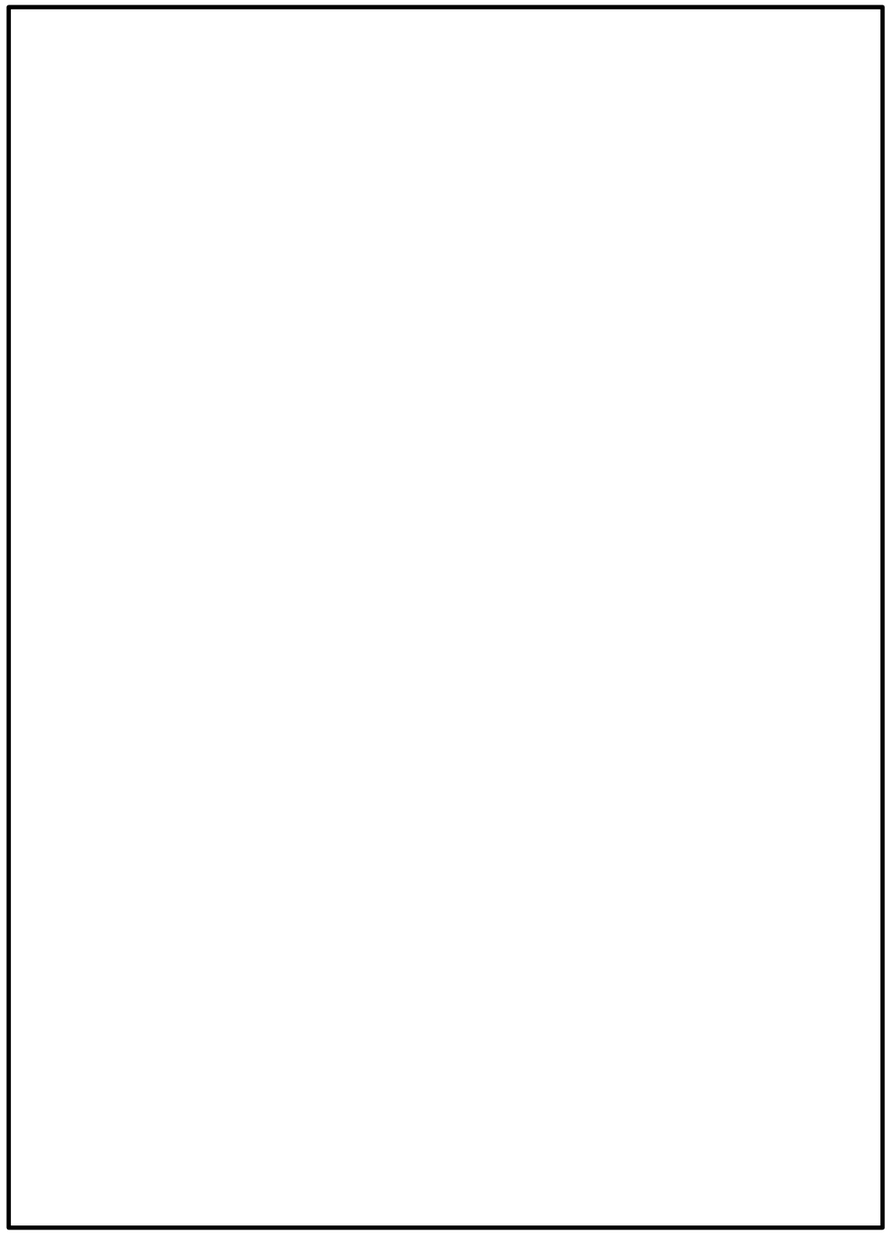
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ） 第54 条第1 項対応 屋外接続図（淡水貯水池）	 図１　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）第 54 条第１項，第２項対応 屋外接続図	

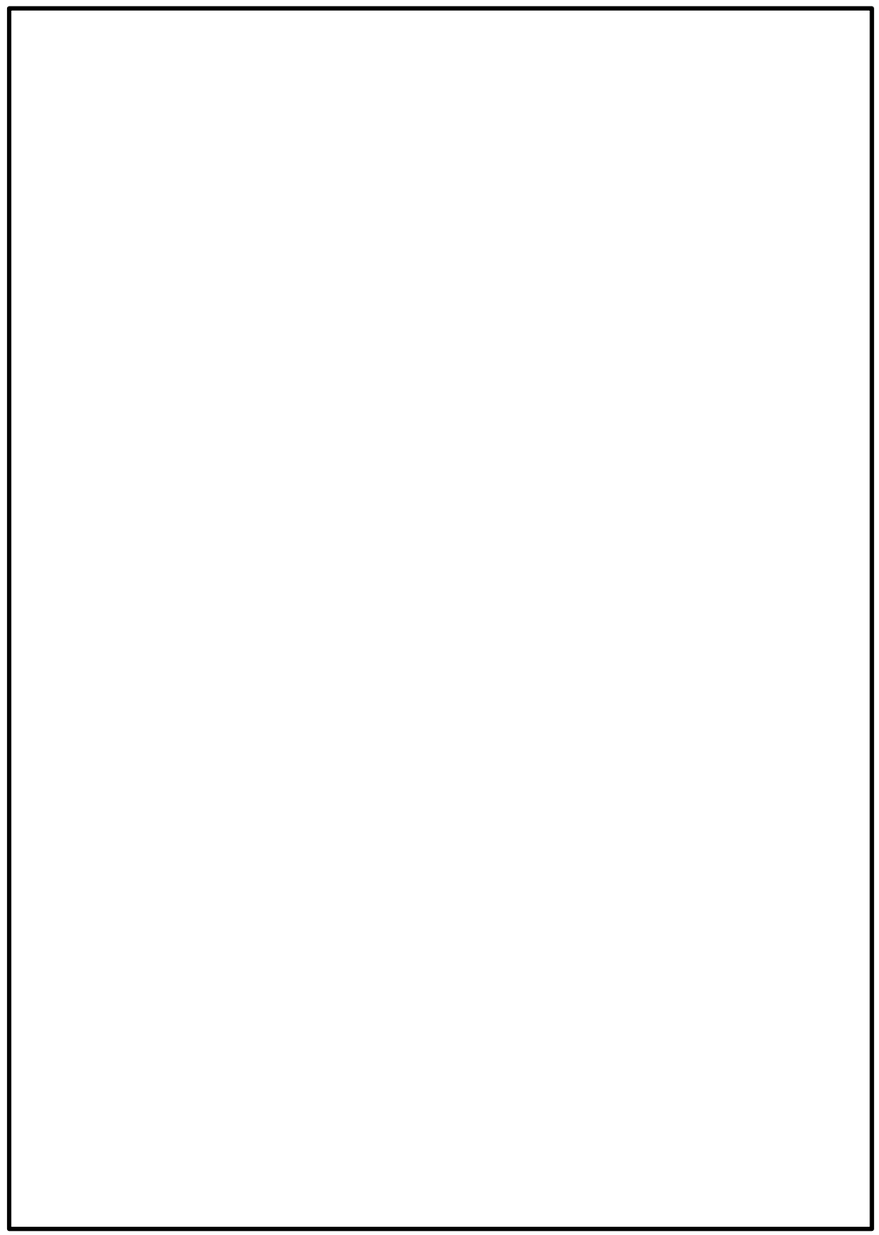
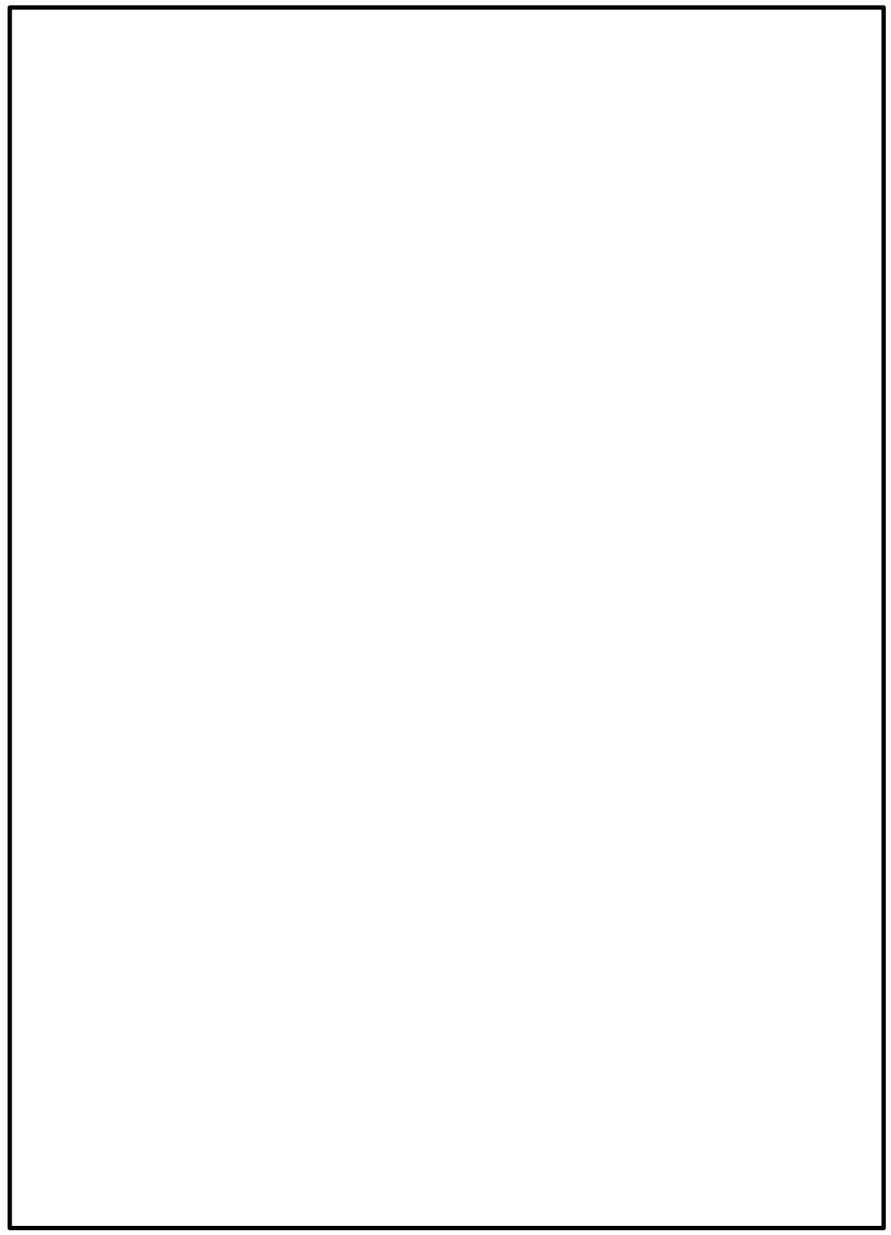
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ） 第54 条第1 項対応 屋外接続図（防火水槽）	 図２　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）屋内接続図（１／５）	

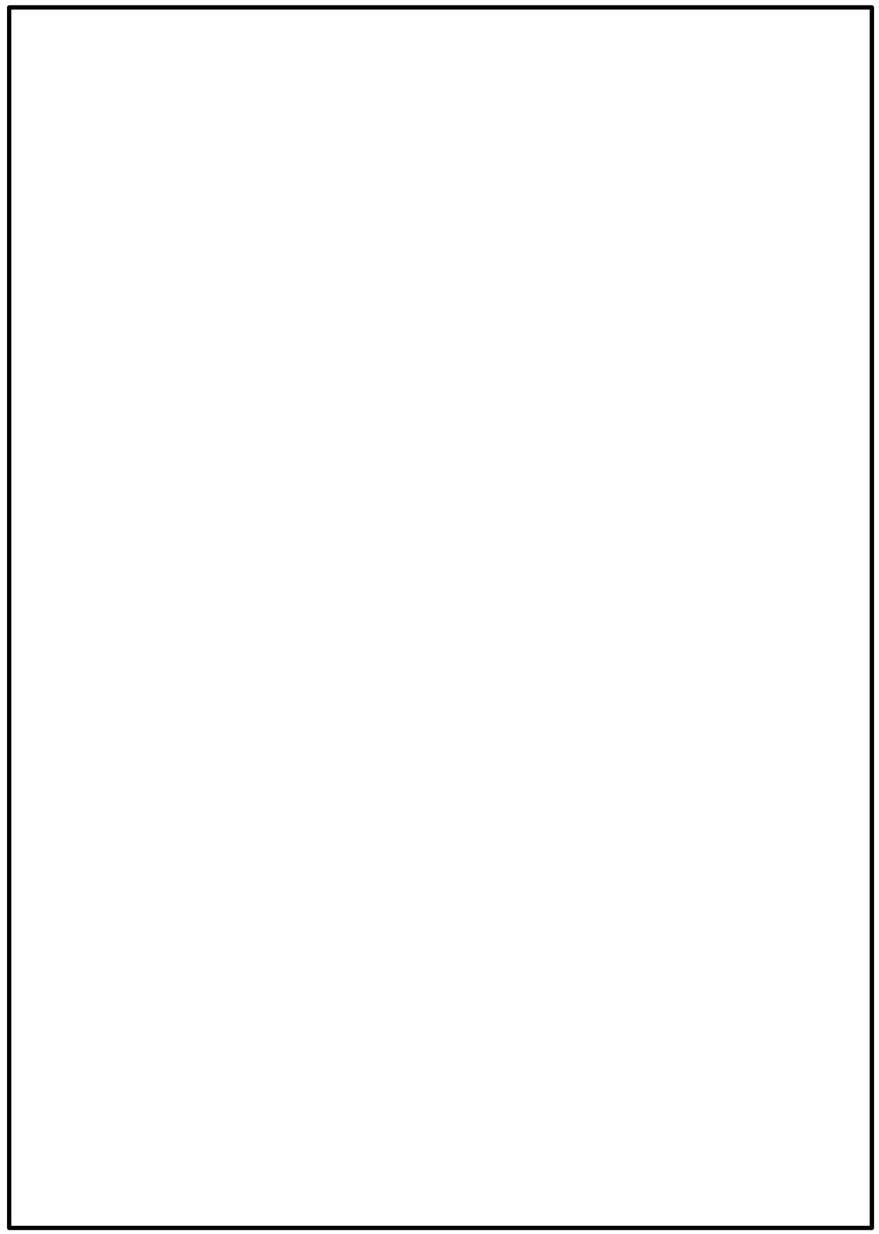
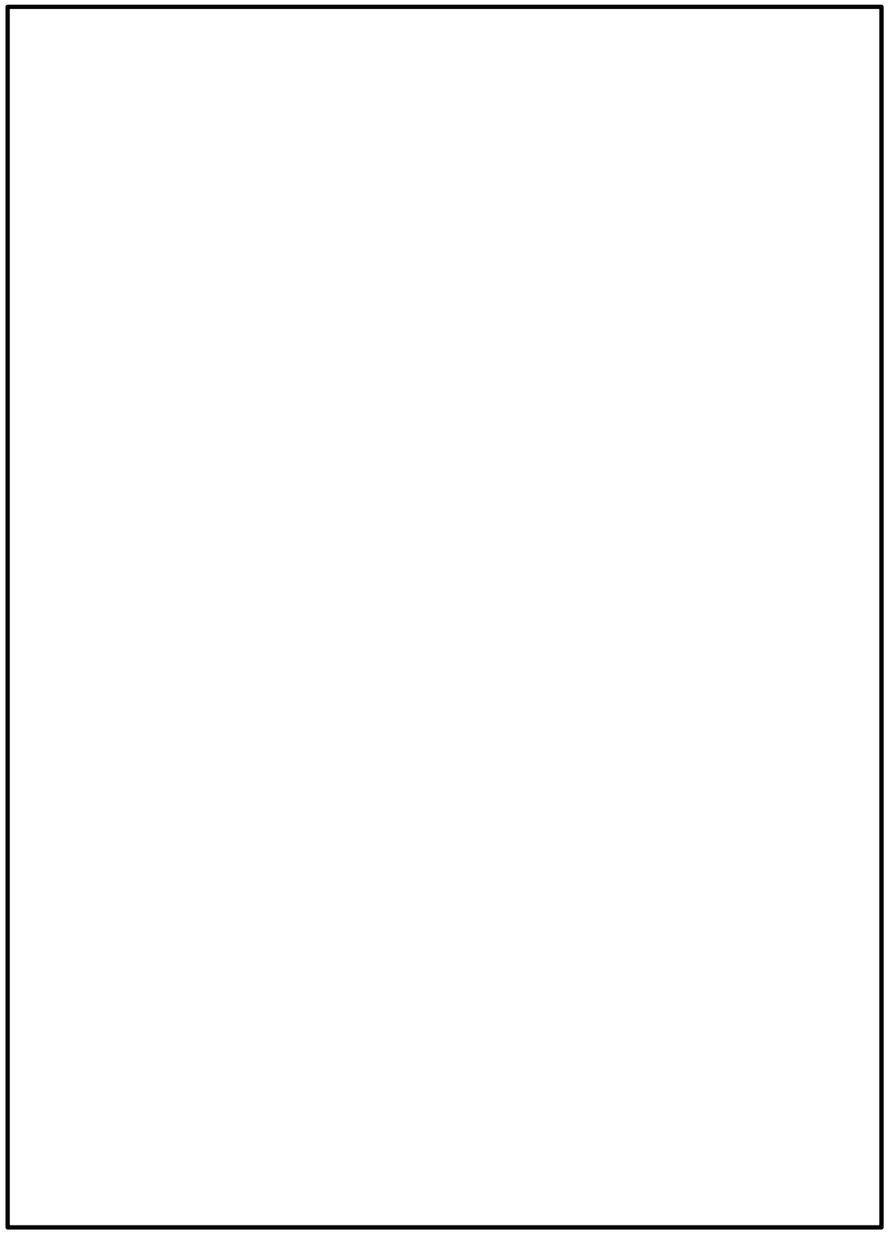
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図3 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ） 第54 条第2 項対応 屋外接続図（淡水貯水池）	 図３　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）屋内接続図（２／５）	

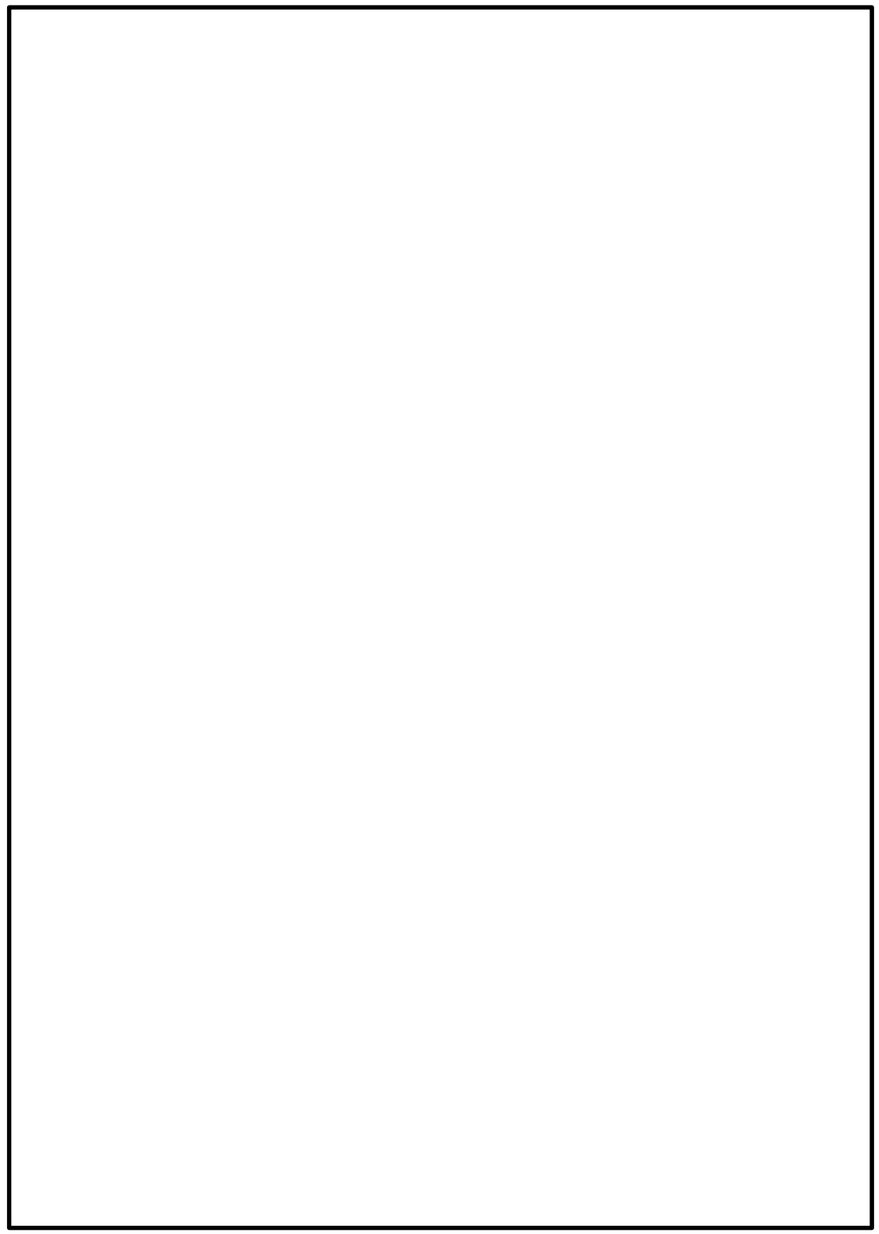
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図4 燃料プール代替注水系（可搬スプレイヘッダ） 第54 条第2 項対応 屋外接続図（防火水槽）	 図４　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）屋内接続図（３／５）	

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5 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ） 6 号炉 屋内接続図(1/3)	 図５　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）屋内接続図（４／５）	

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6 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ） 6 号炉 屋内配置図(2/3)	 図６　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）屋内接続図（５／５）	

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7 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ） 6 号炉 屋内配置図(3/3)	 図７　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）屋外接続図	

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
 図8 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ） 7 号炉 屋内配置図（1/3）	 図８　原子炉補機代替冷却系（可搬型）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
 図9 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ） 7 号炉 屋内配置図(2/3)		

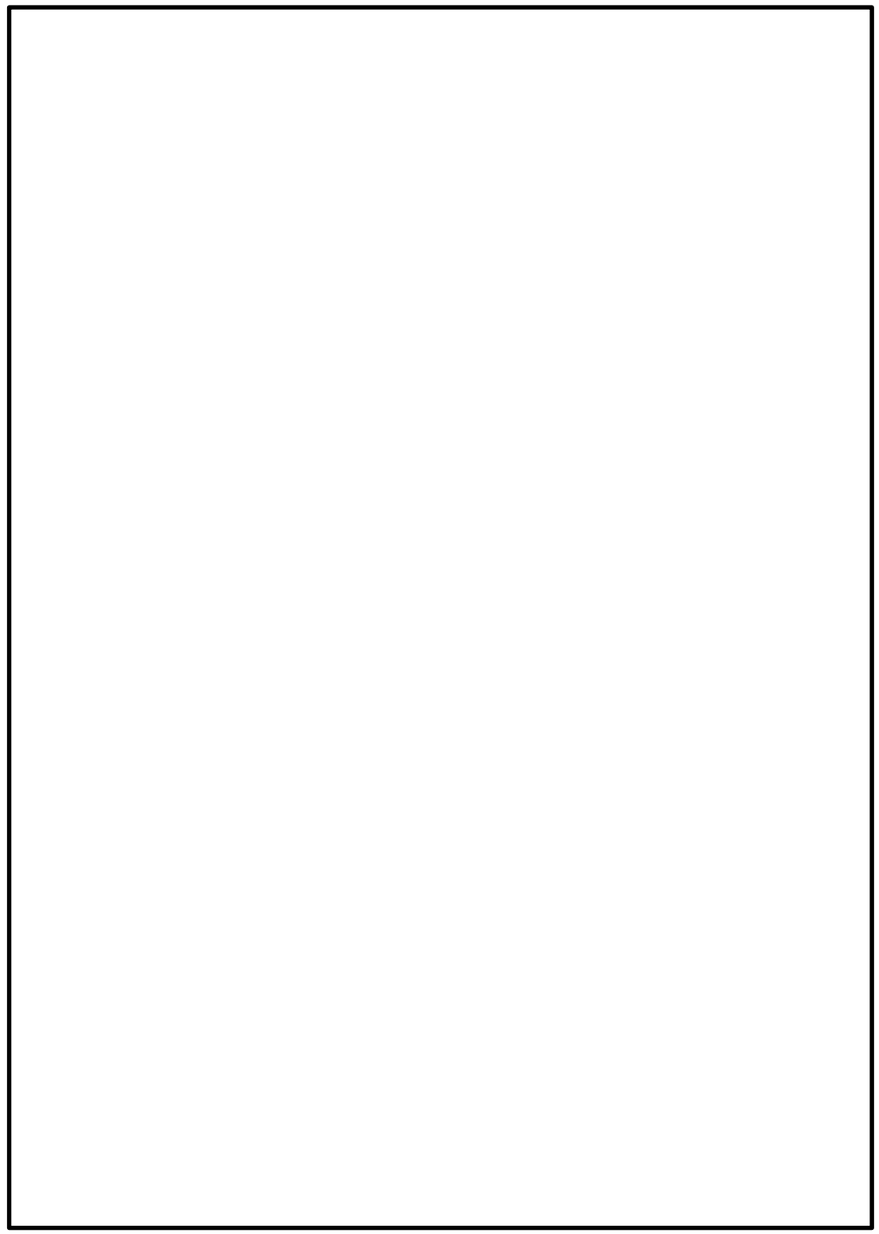
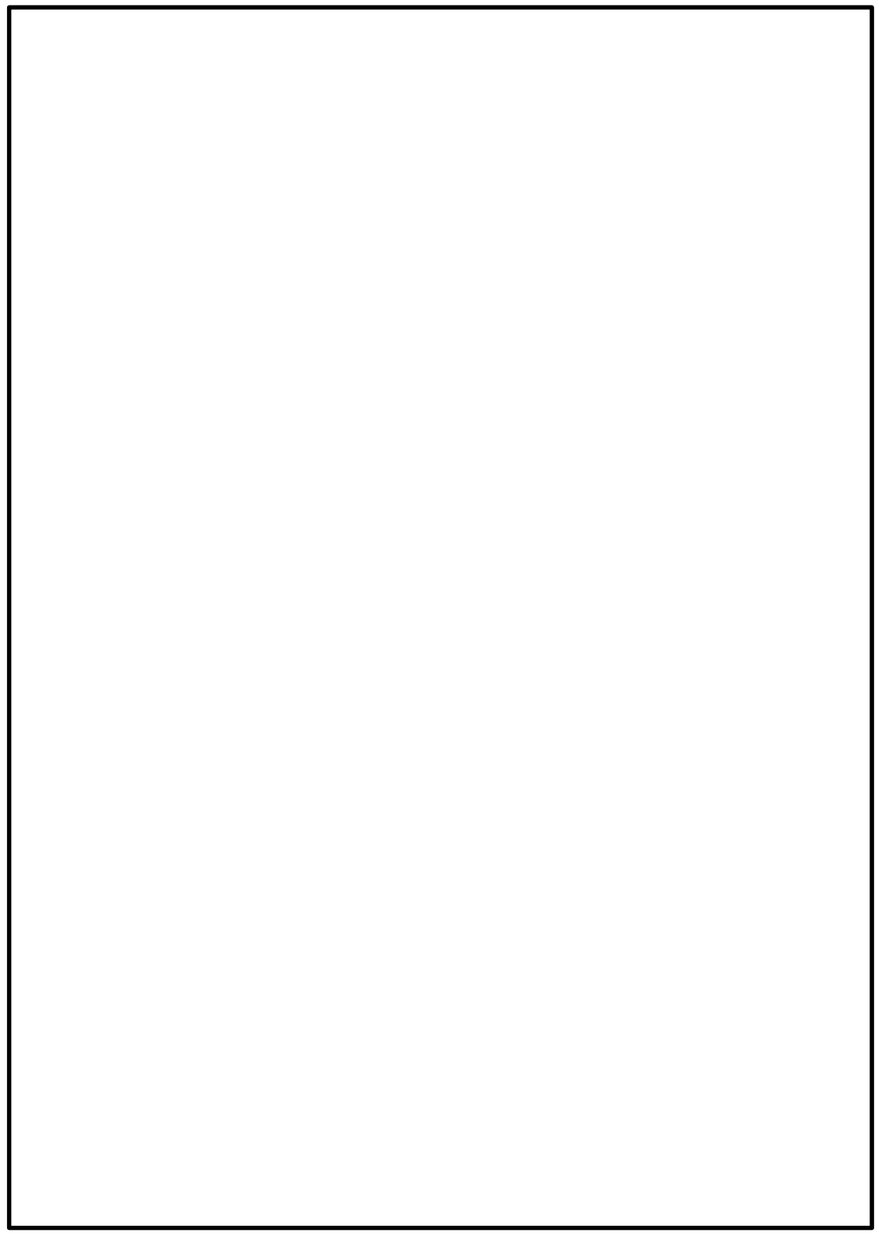
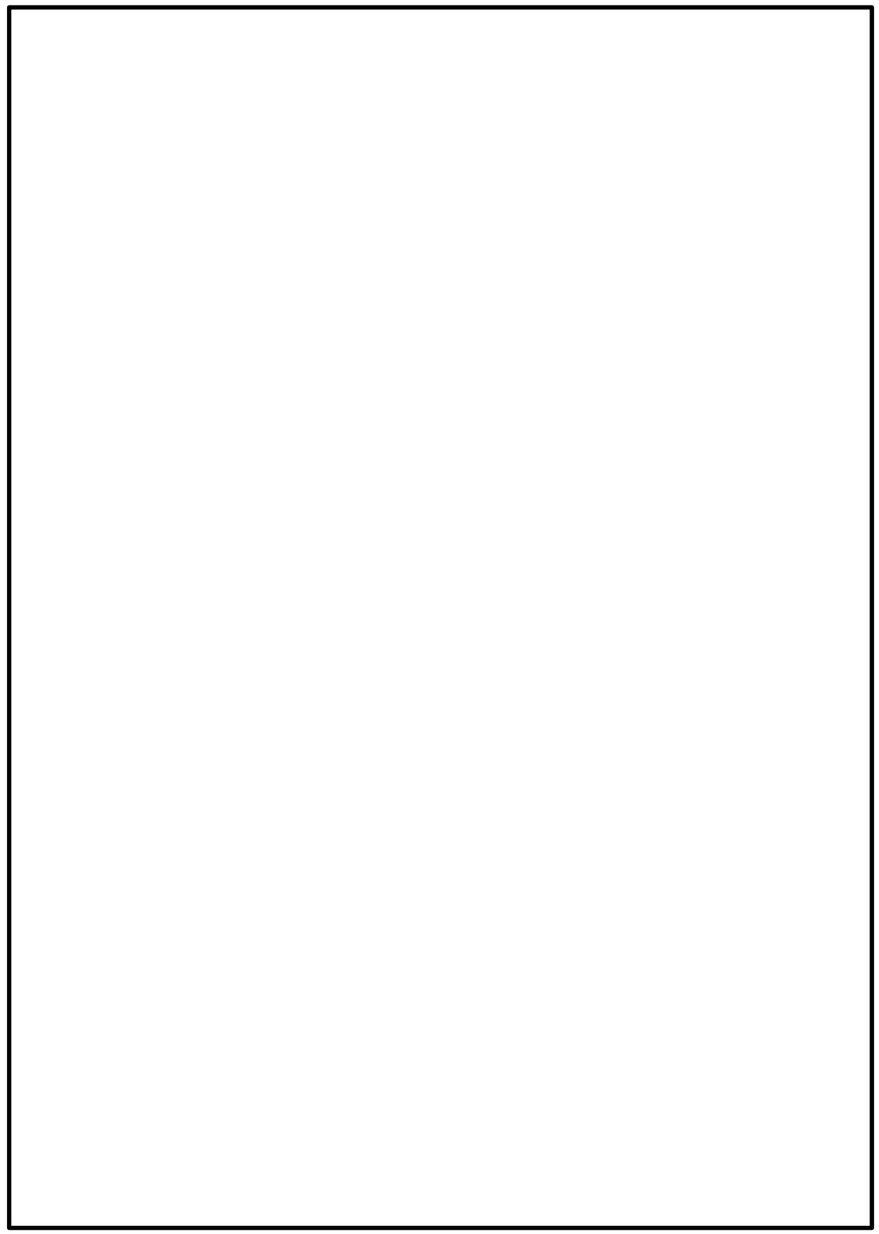
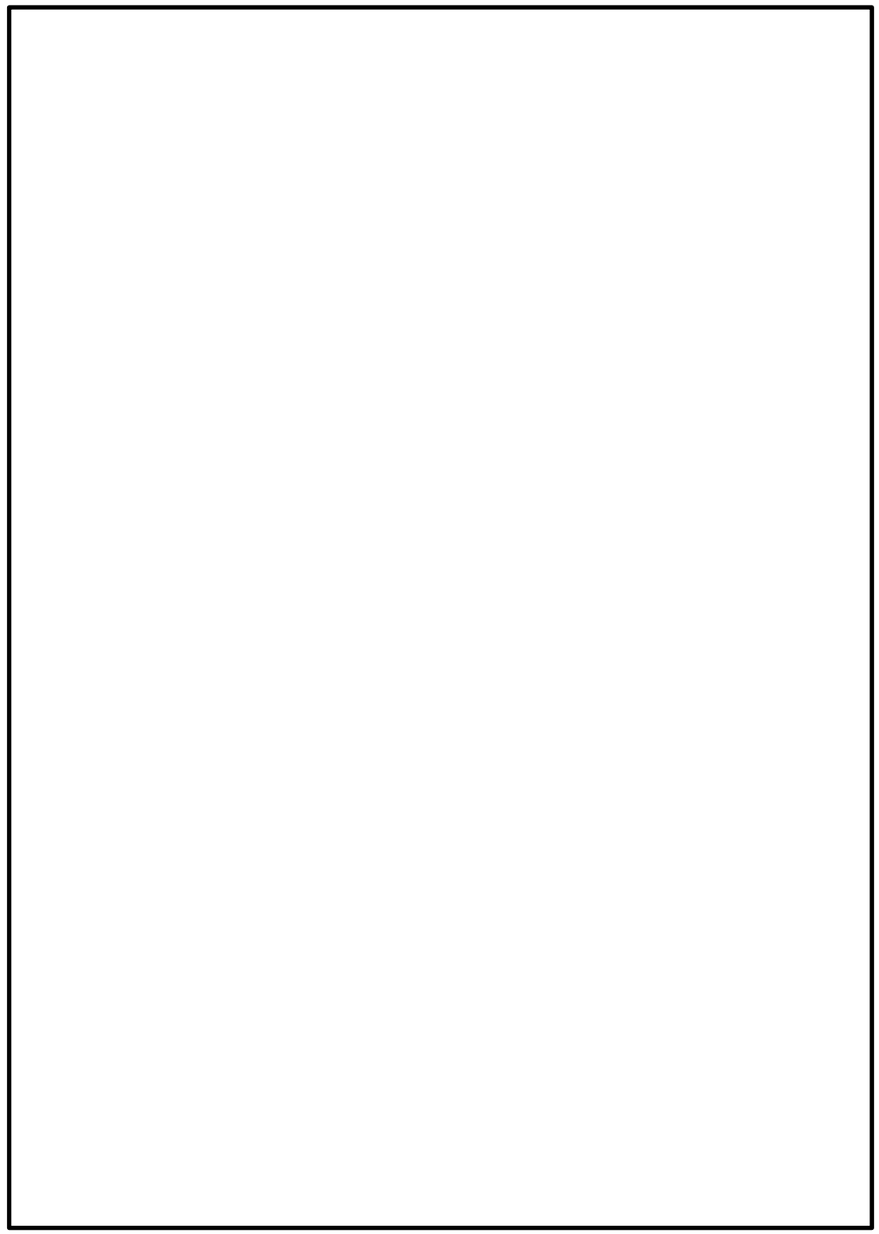
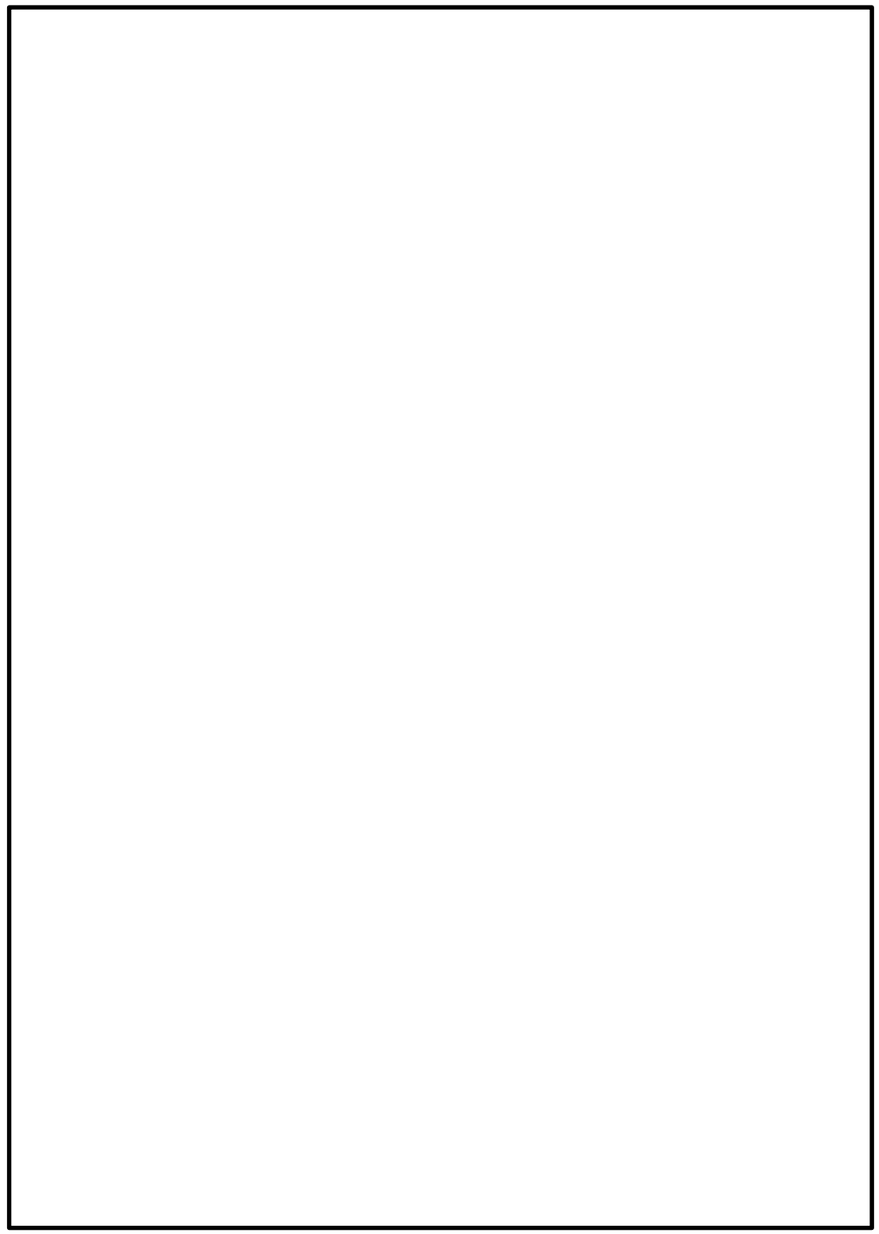


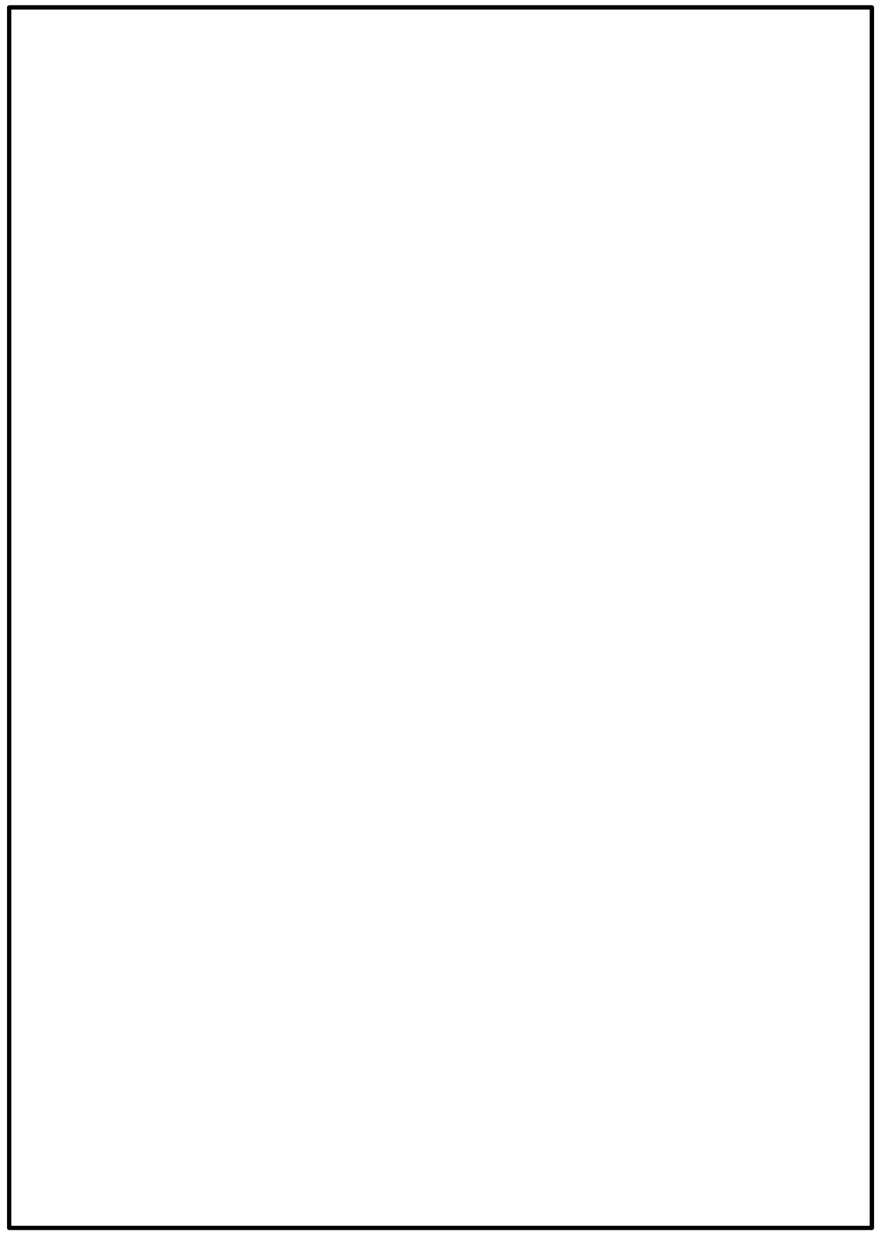
図10 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）
7 号炉 屋内配置図（3/3）

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
 図11 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ） 第54 条第1 項対応 屋外接続図（淡水貯水池）		

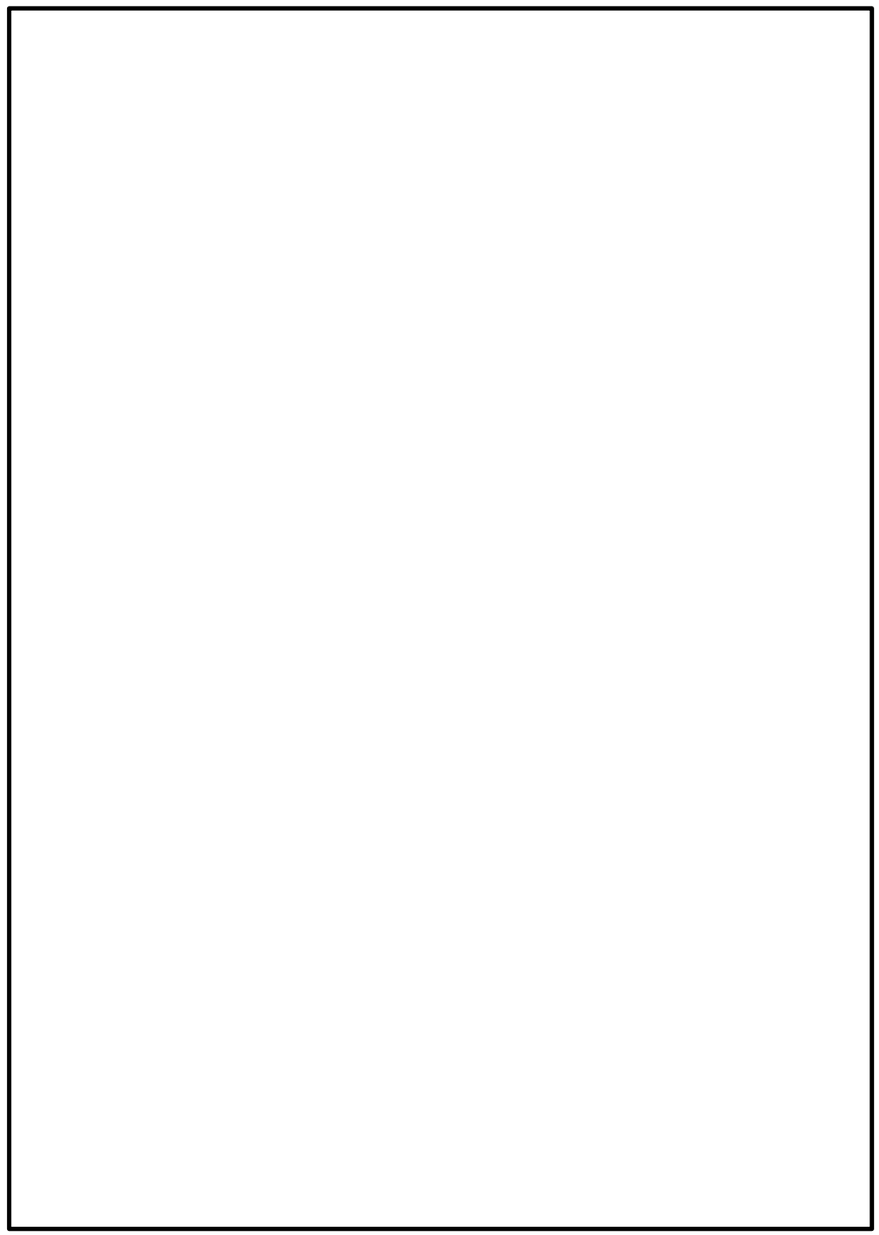
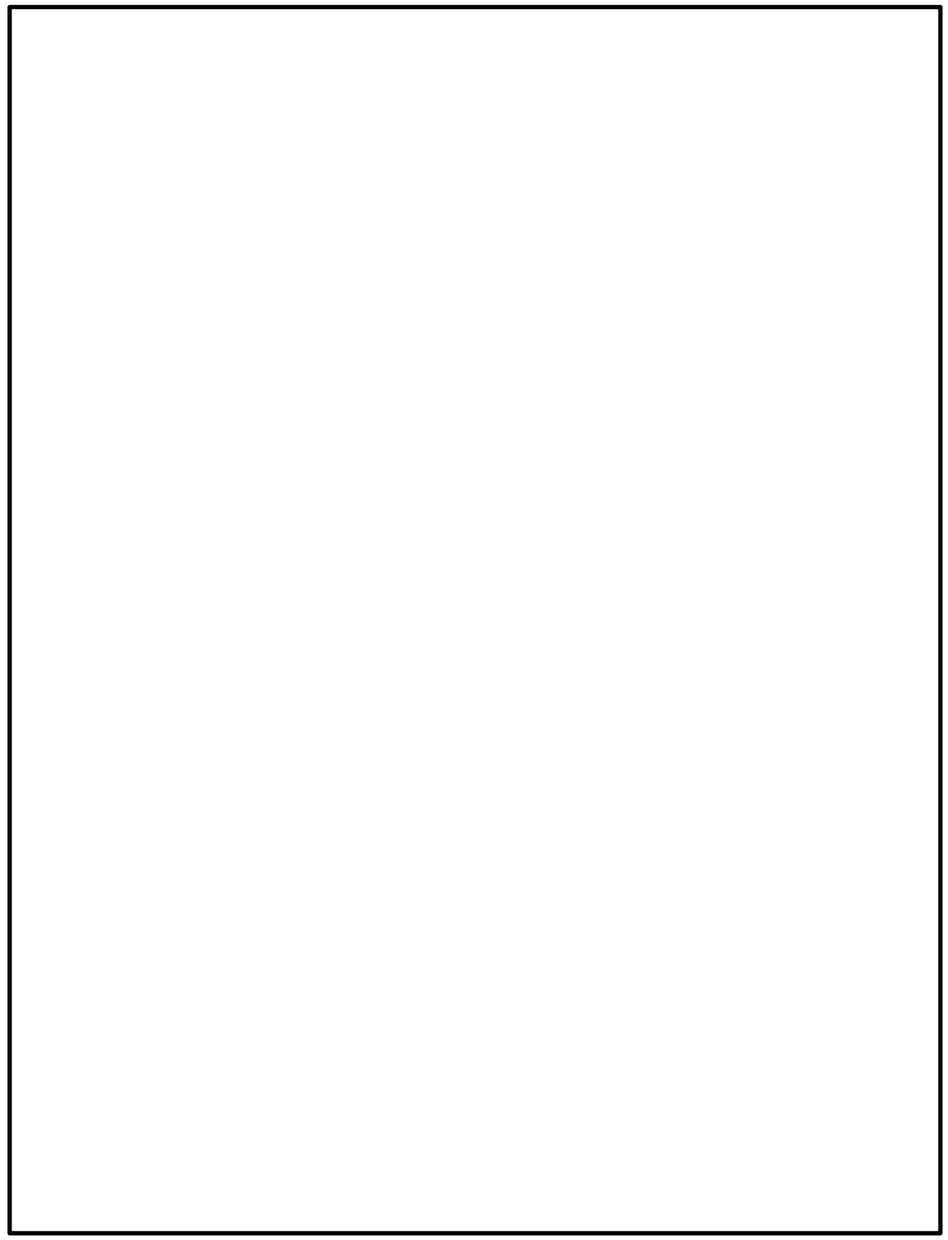
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図12 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ） 第54 条第1 項対応 屋外接続図（防火水槽）		

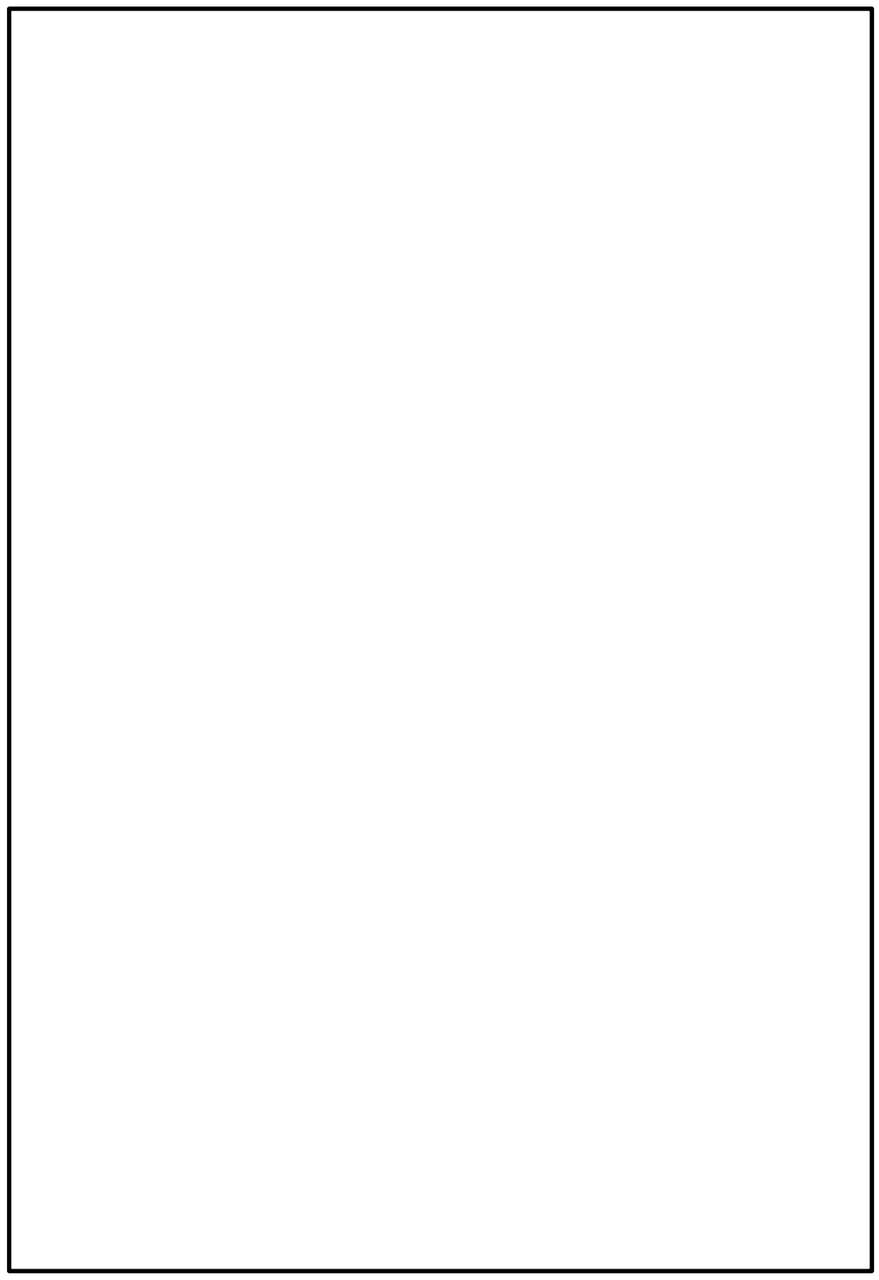
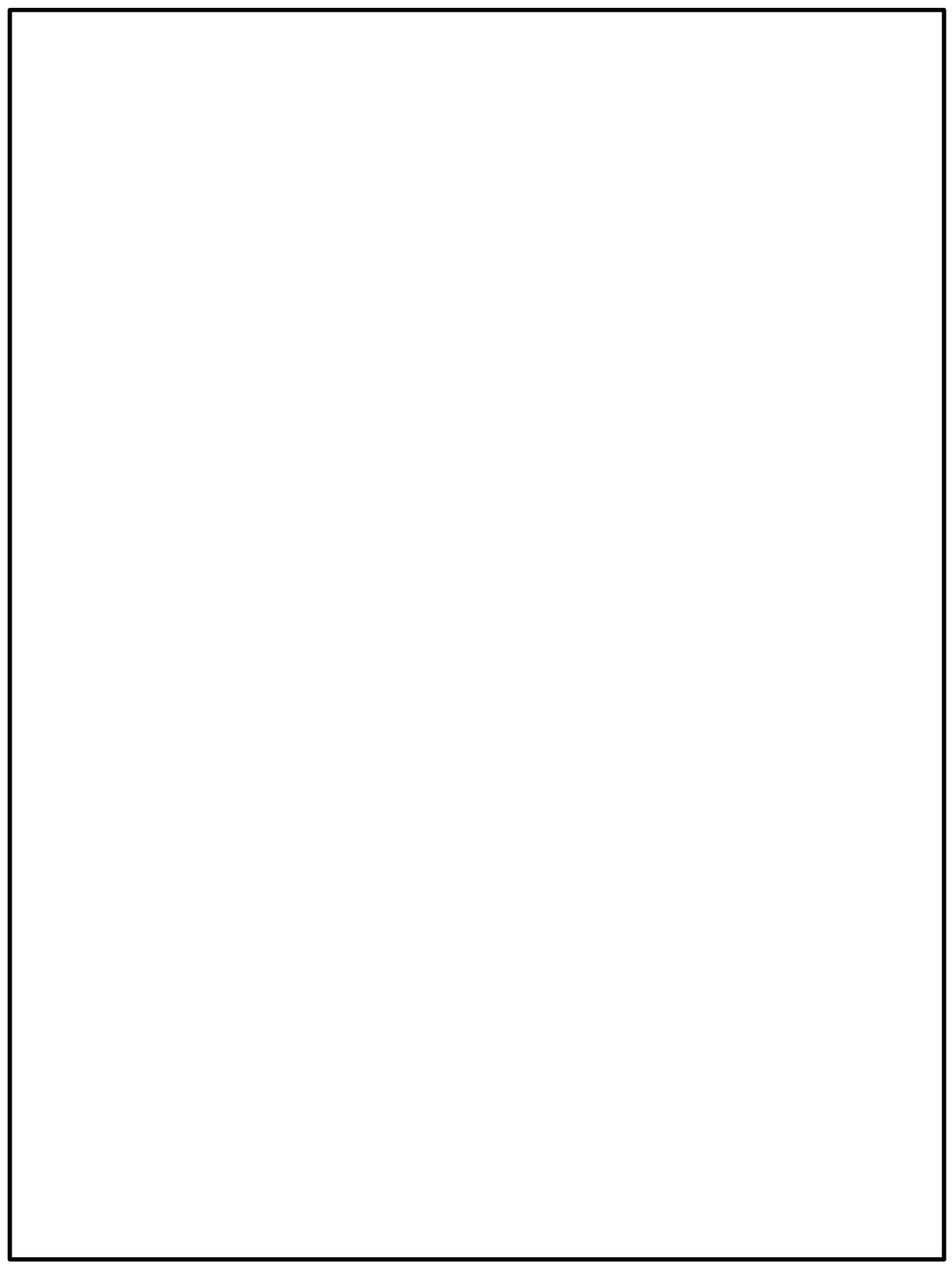
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図13 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ） 第54 条第2 項対応 屋外接続図（淡水貯水池）		

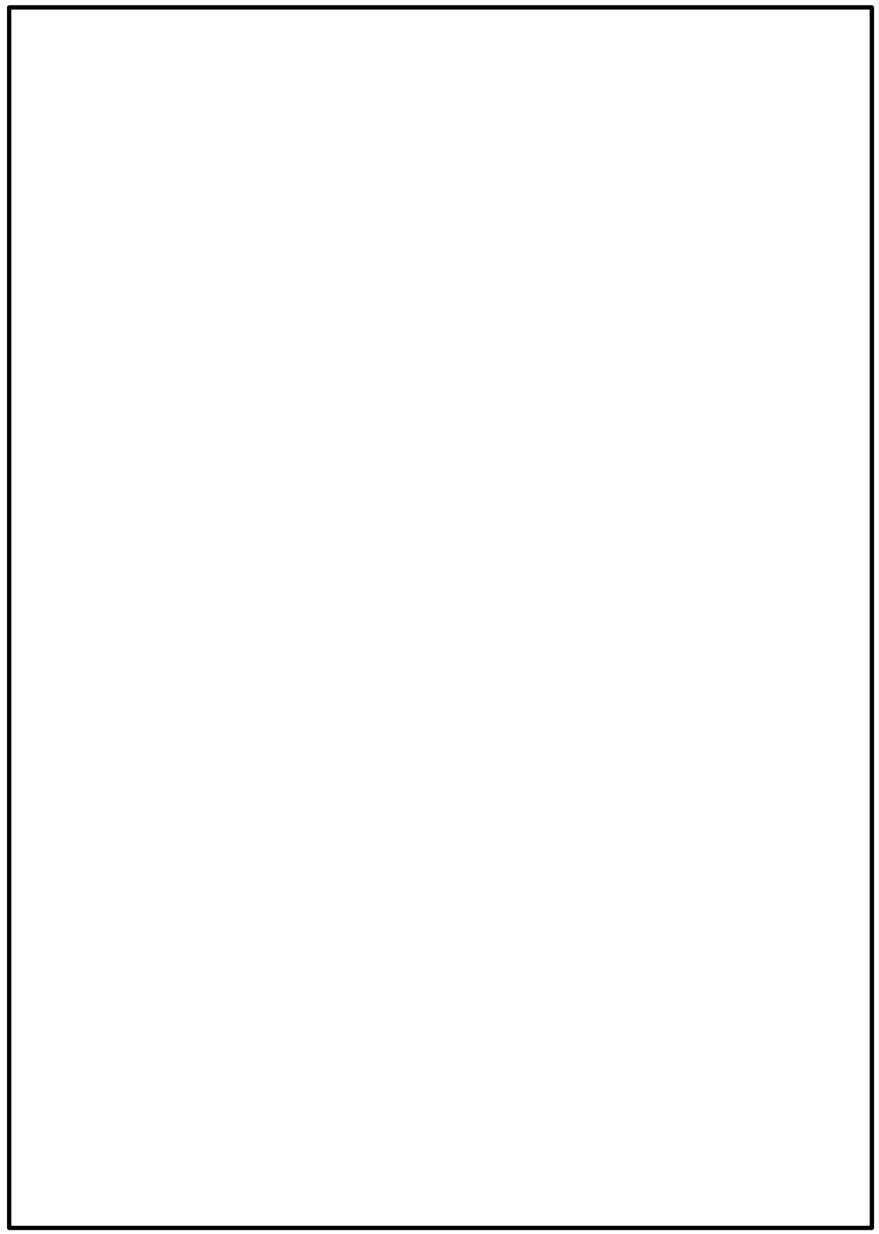
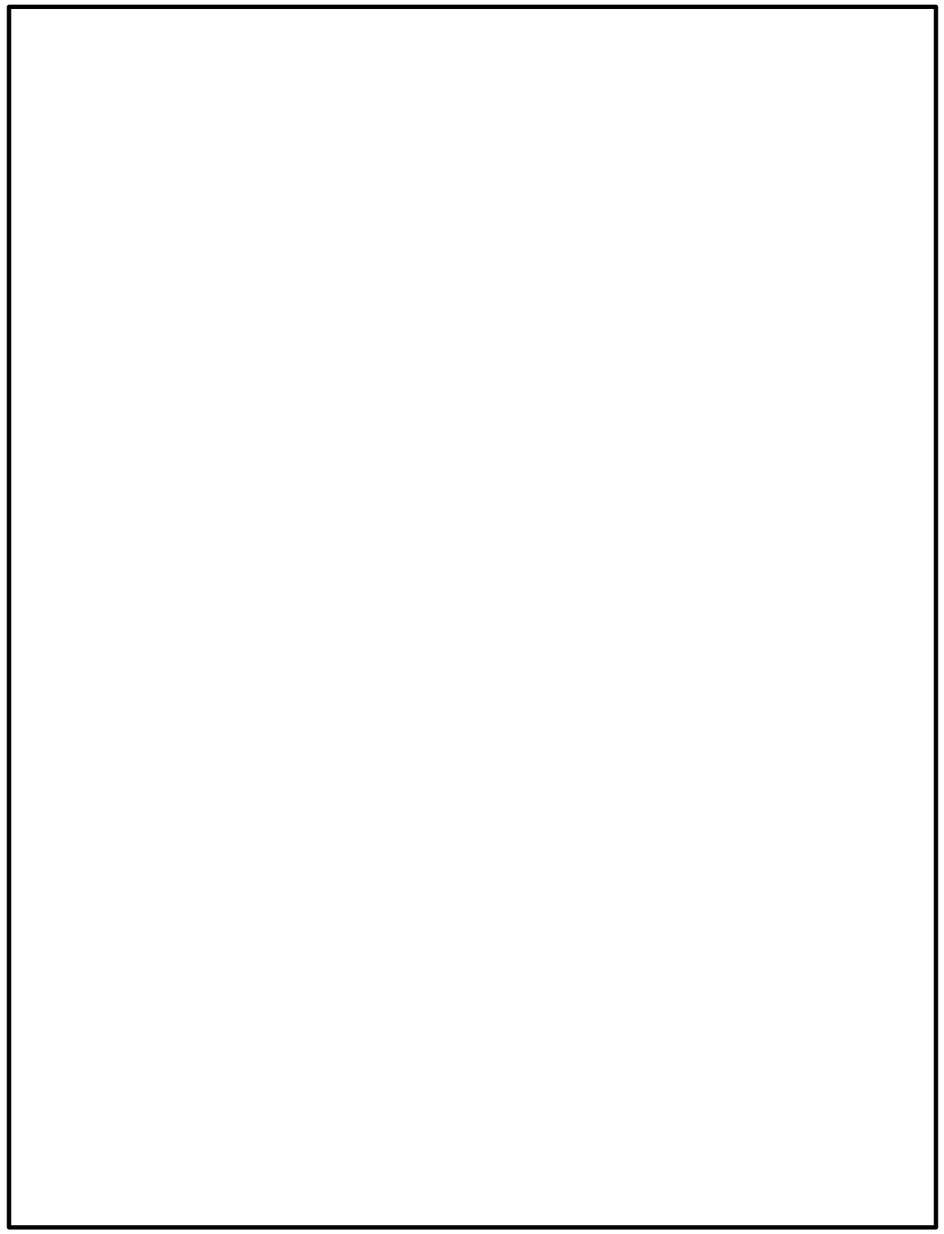
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図14 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ） 第54 条第2 項対応 屋外接続図（防火水槽）		

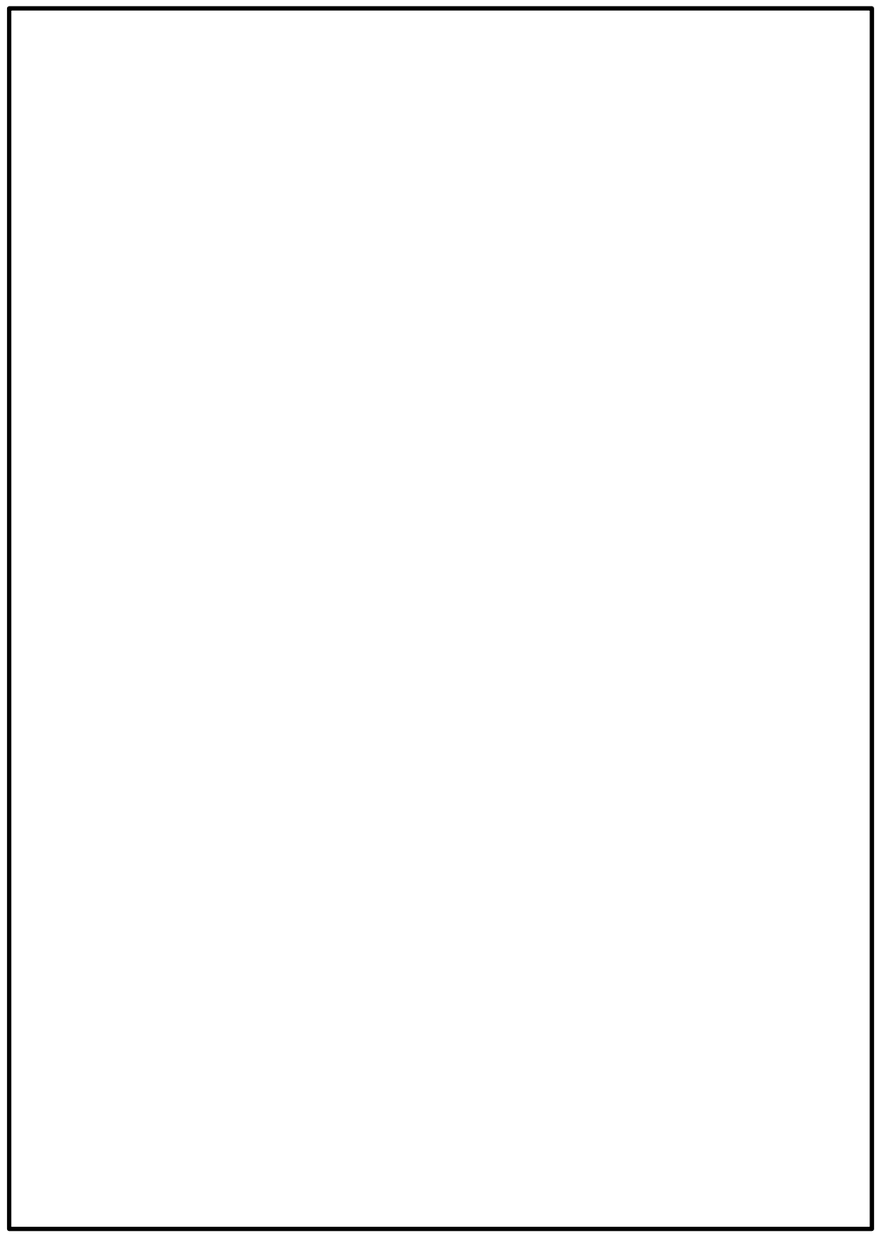
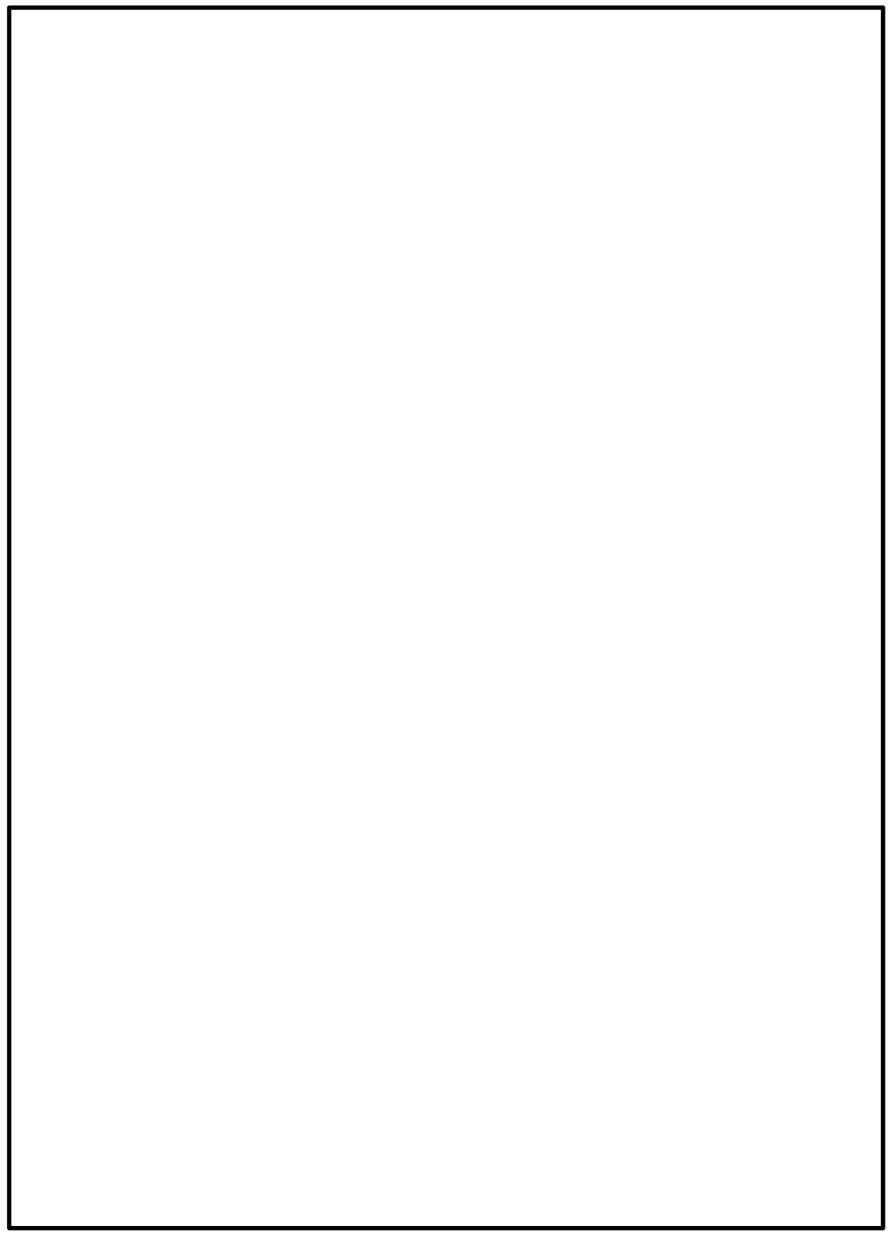
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図15 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）接続図		

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
54-8　保管場所図	54-8　保管場所図	

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
 図1 保管場所図(位置的分散)	 図１　保管場所図（位置的分散）	

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2 保管場所図(機器配置)(1/2)	 図２　保管場所図（機器配置）（1/2）	

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
 図3 保管場所図(機器配置)(2/2)	 図３　保管場所図（機器配置）（2/2）	

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
 図4 6 号炉 可搬型スプレイヘッダ・ホースの保管場所(1/2)	 図４　可搬型スプレイノズル・ホースの保管場所（1/2）	

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

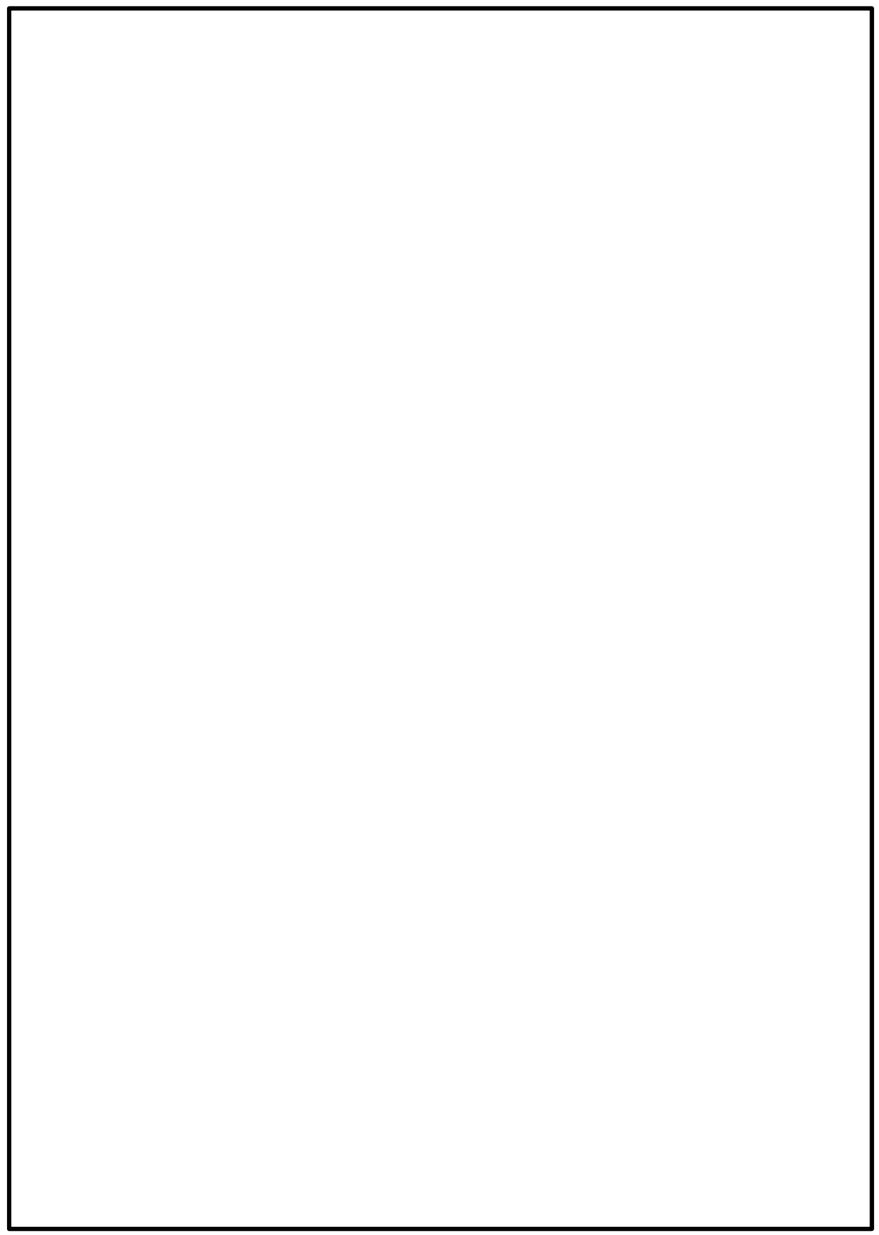
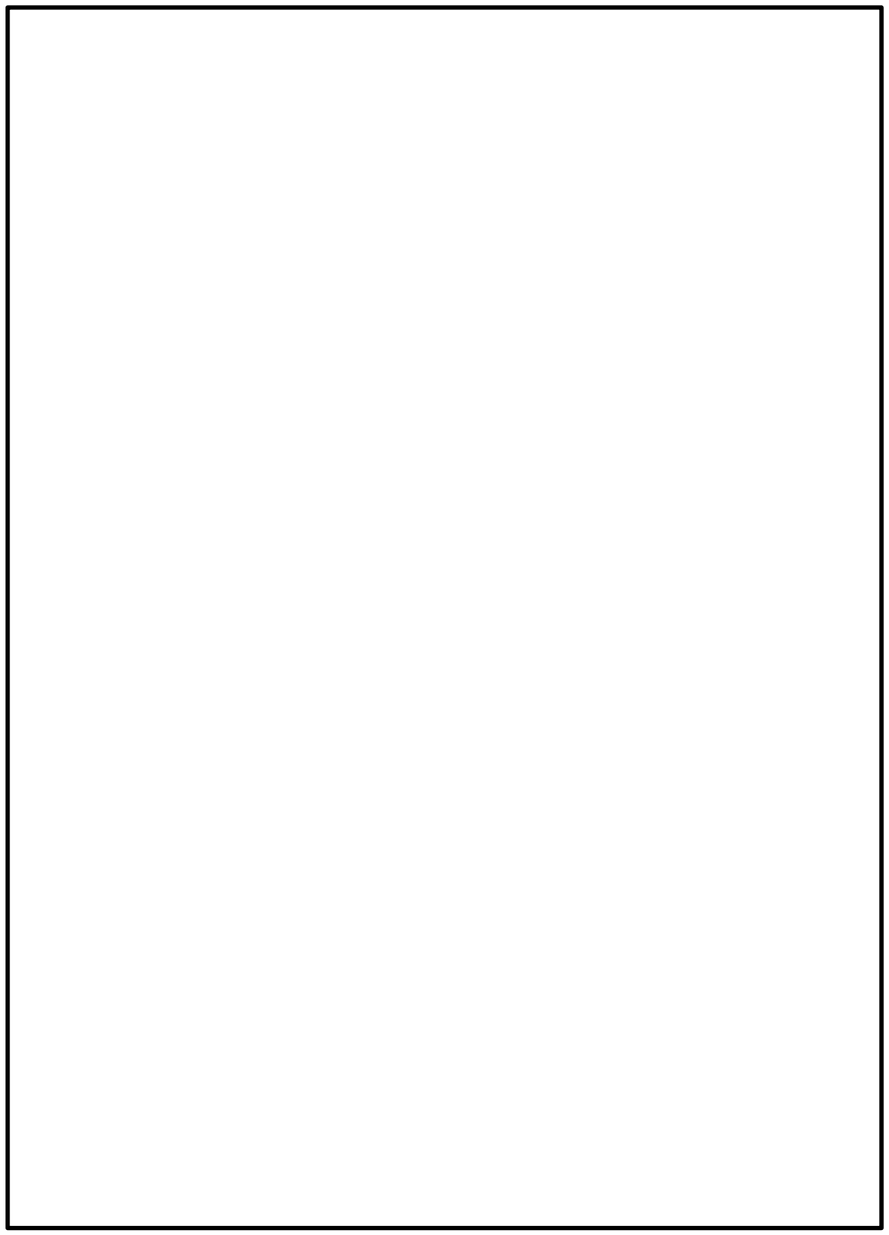
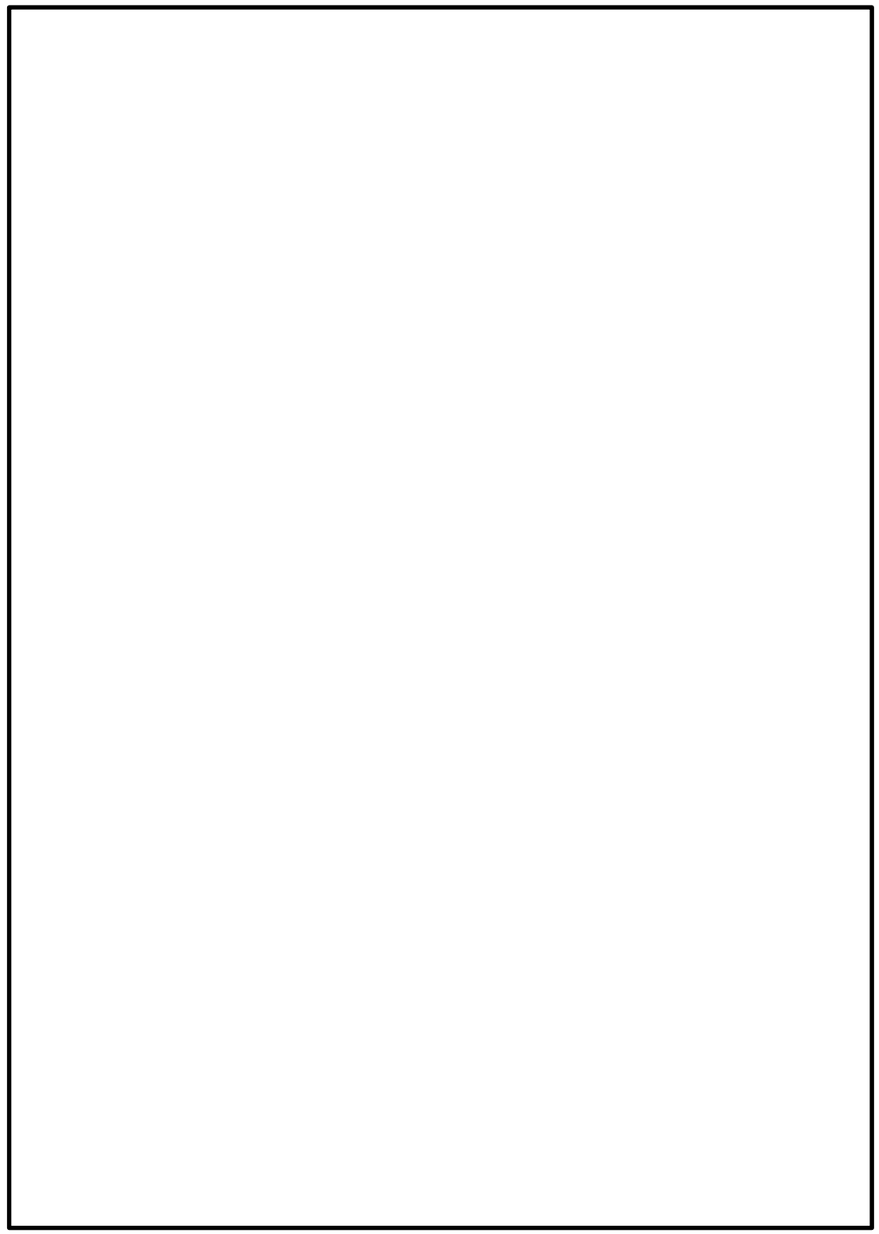
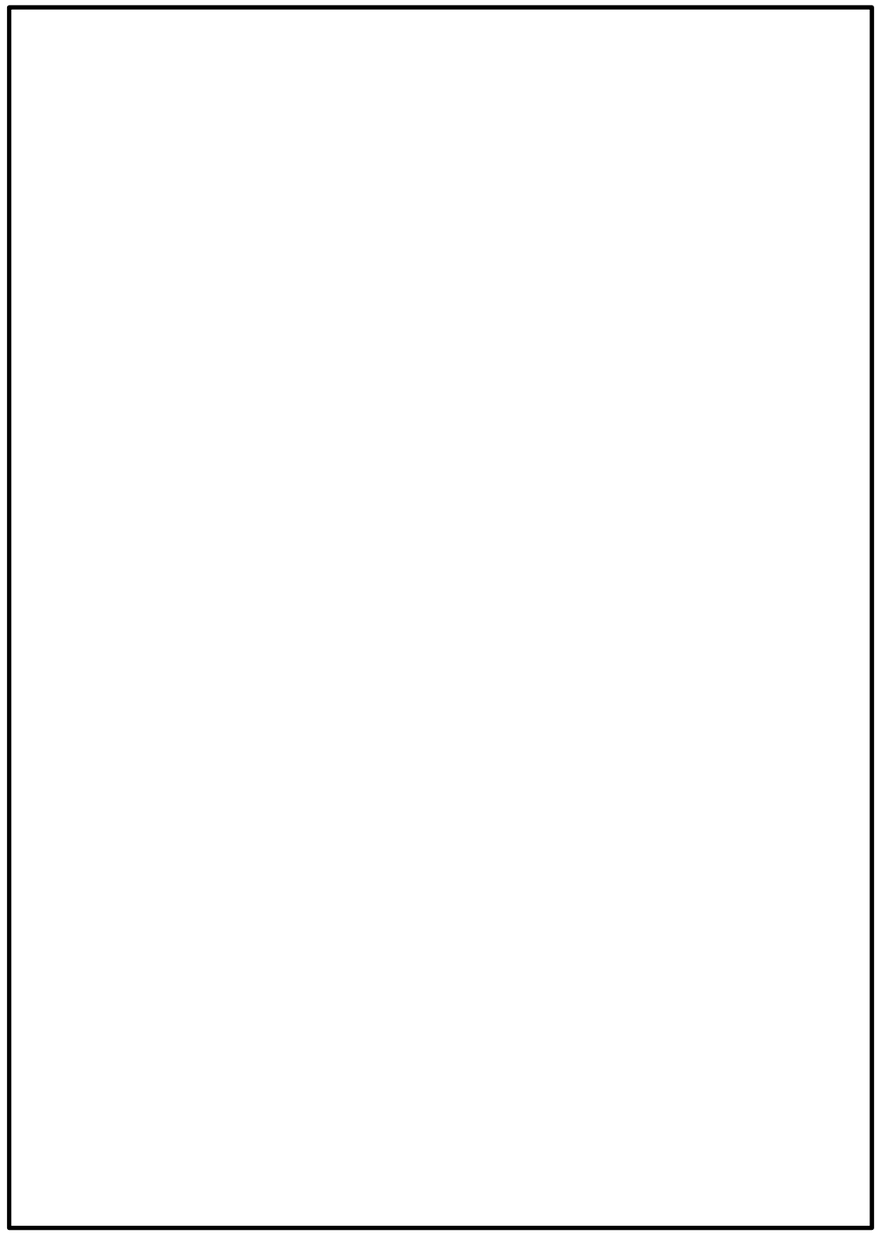
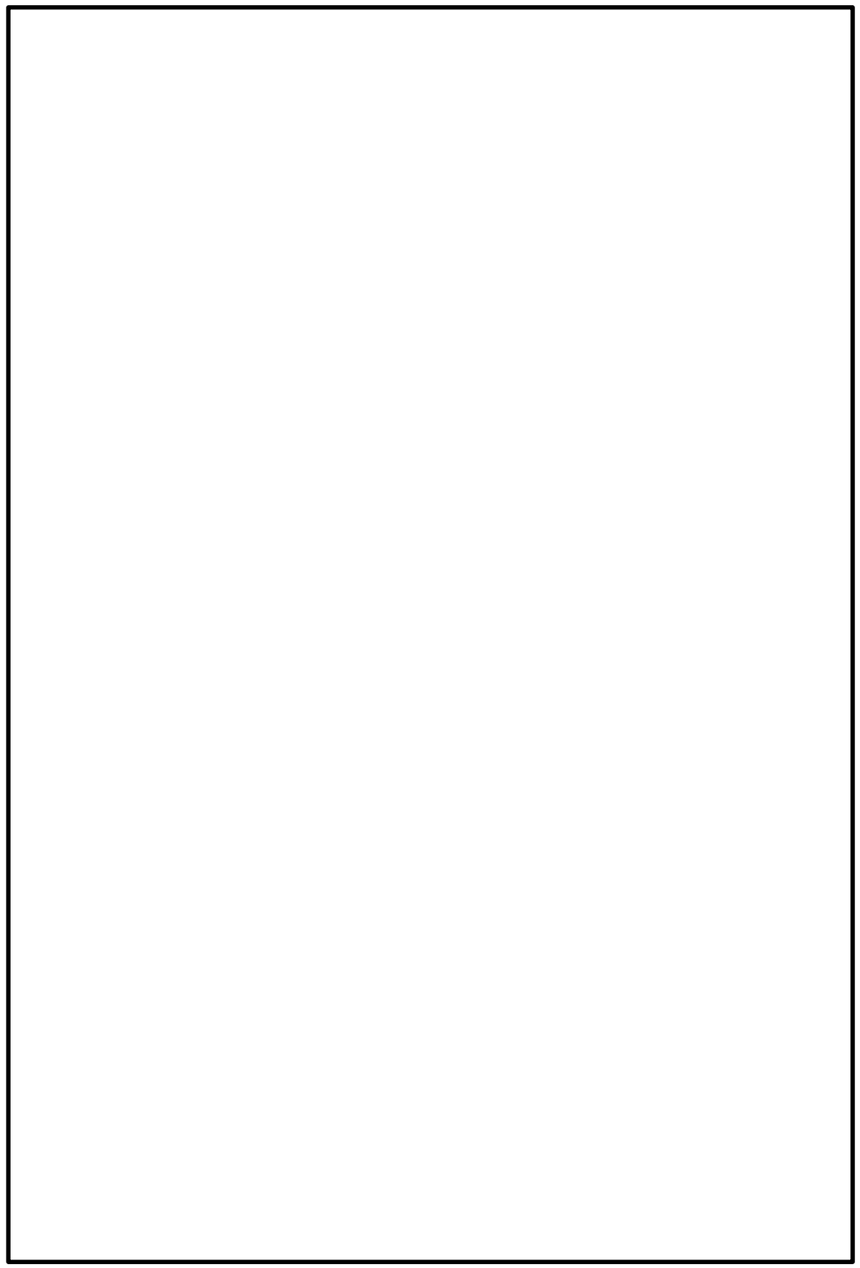
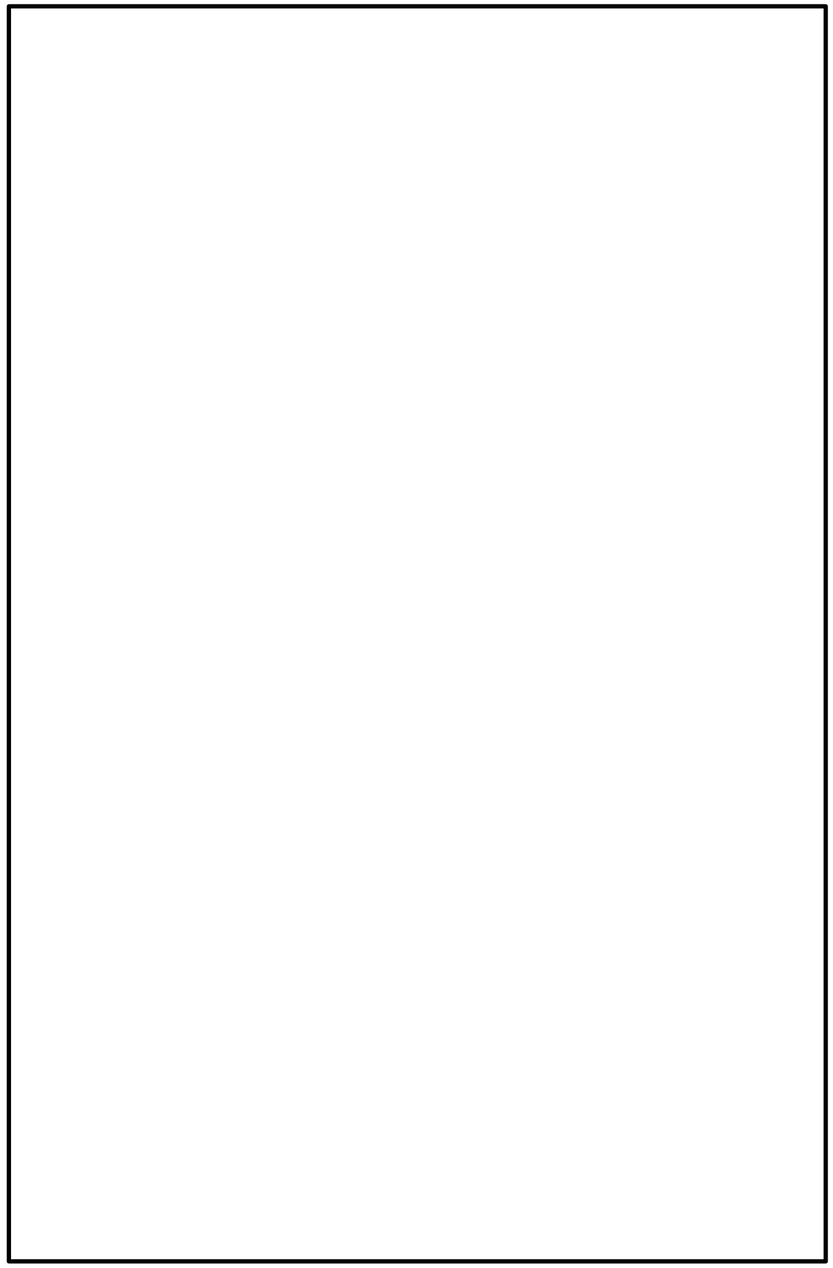

	

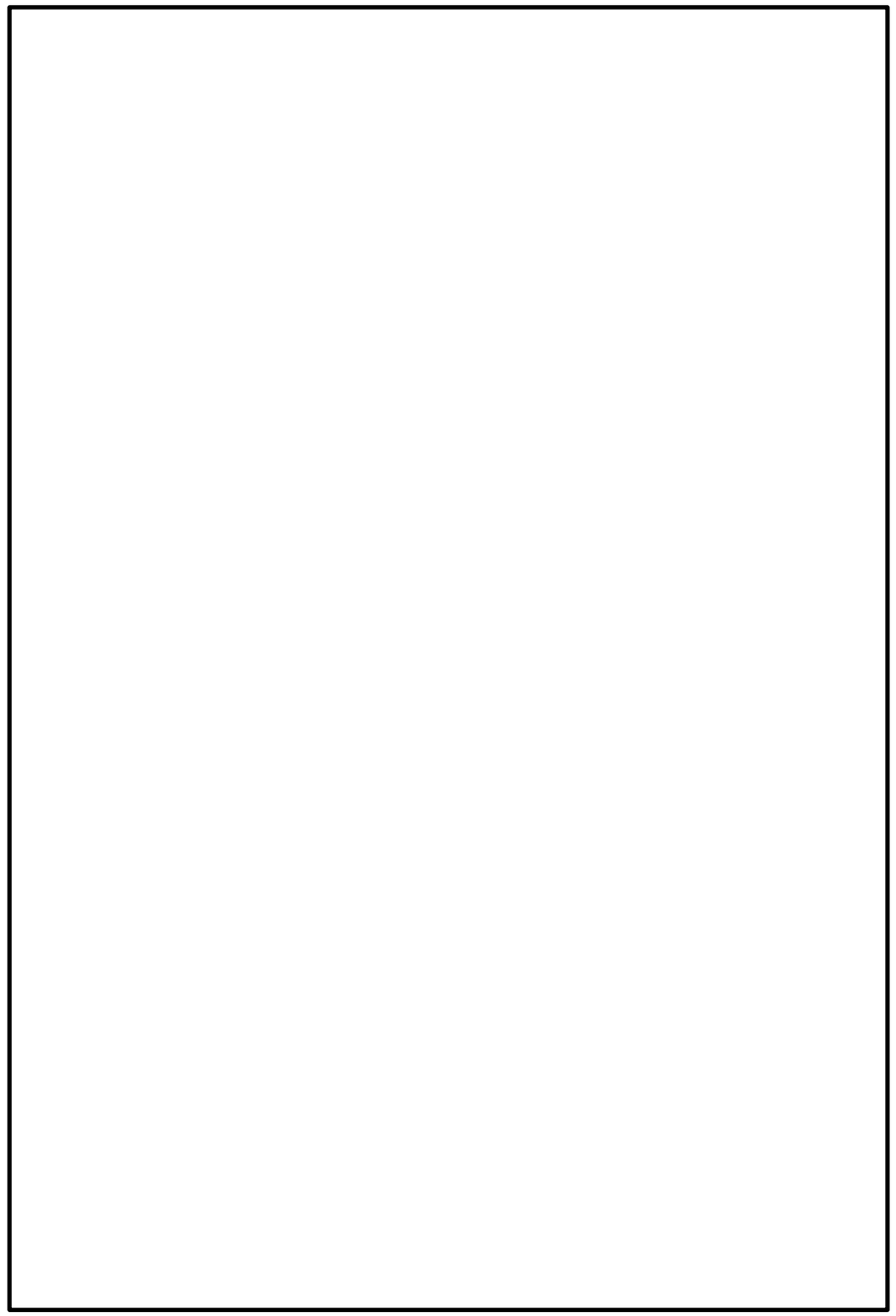
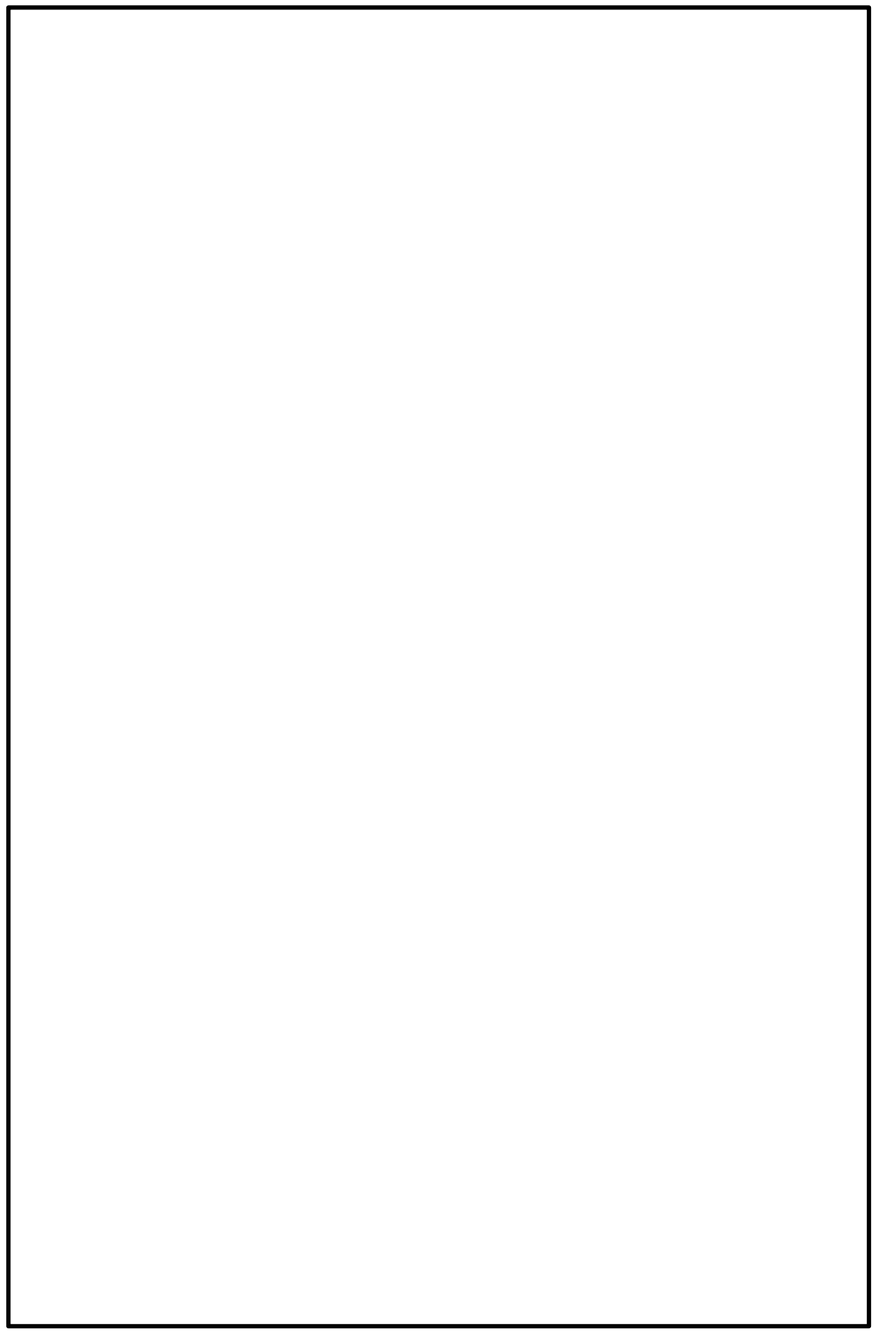
図5 6 号炉 可搬型スプレイヘッダ・ホースの保管場所(2/2)	図５　可搬型スプレイノズル・ホースの保管場所（2/2）	

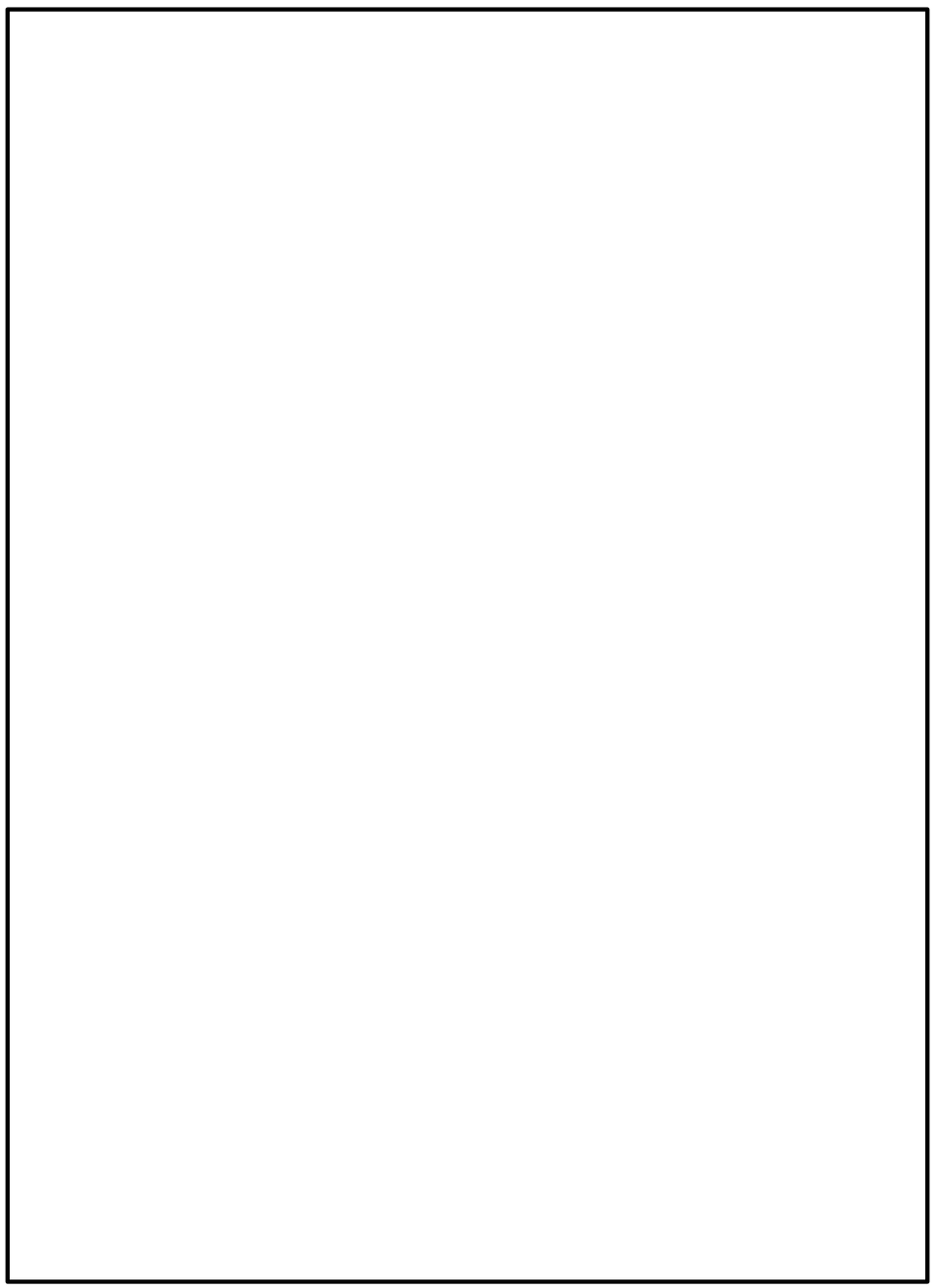
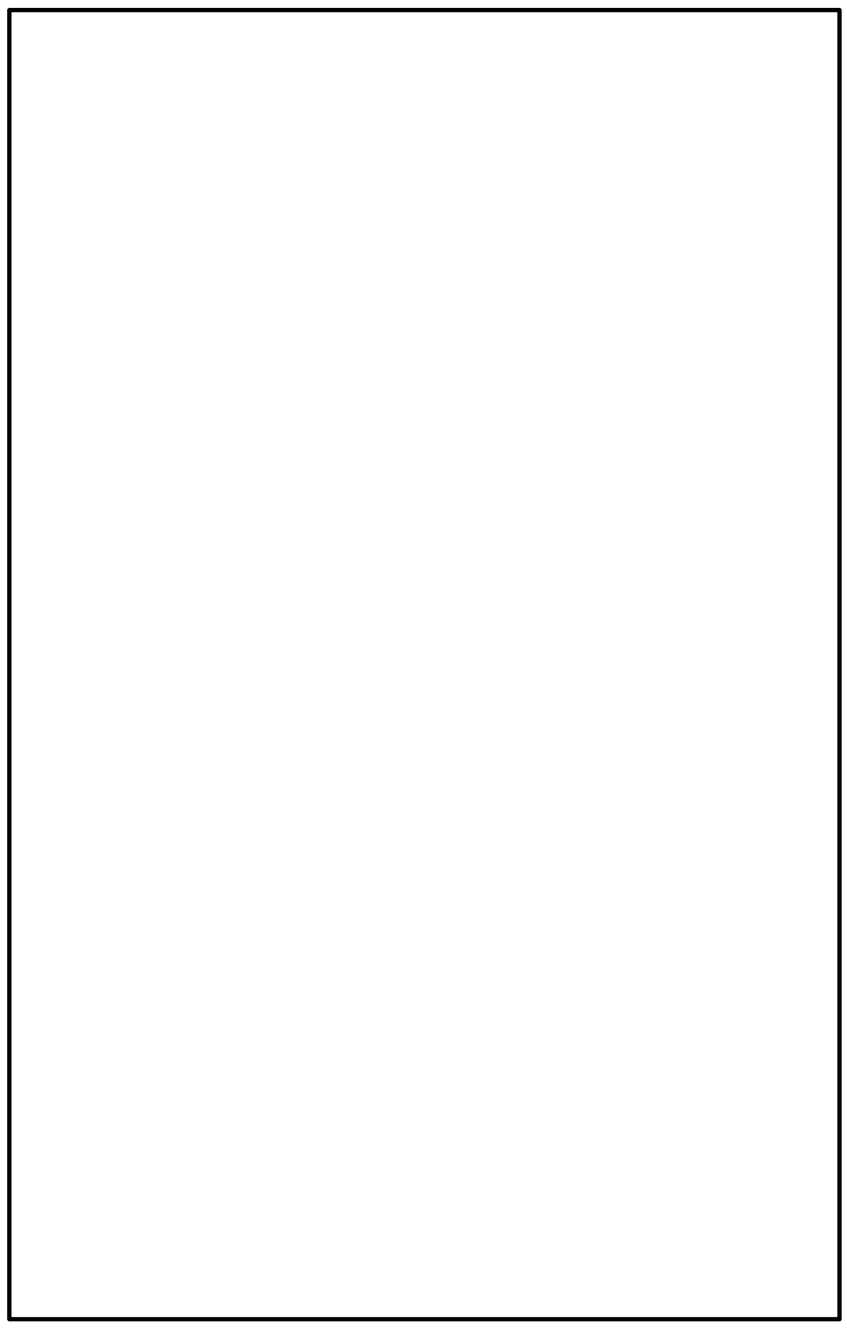
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図6 7 号炉 可搬型スプレイヘッダ・ホースの保管場所(1/2)		

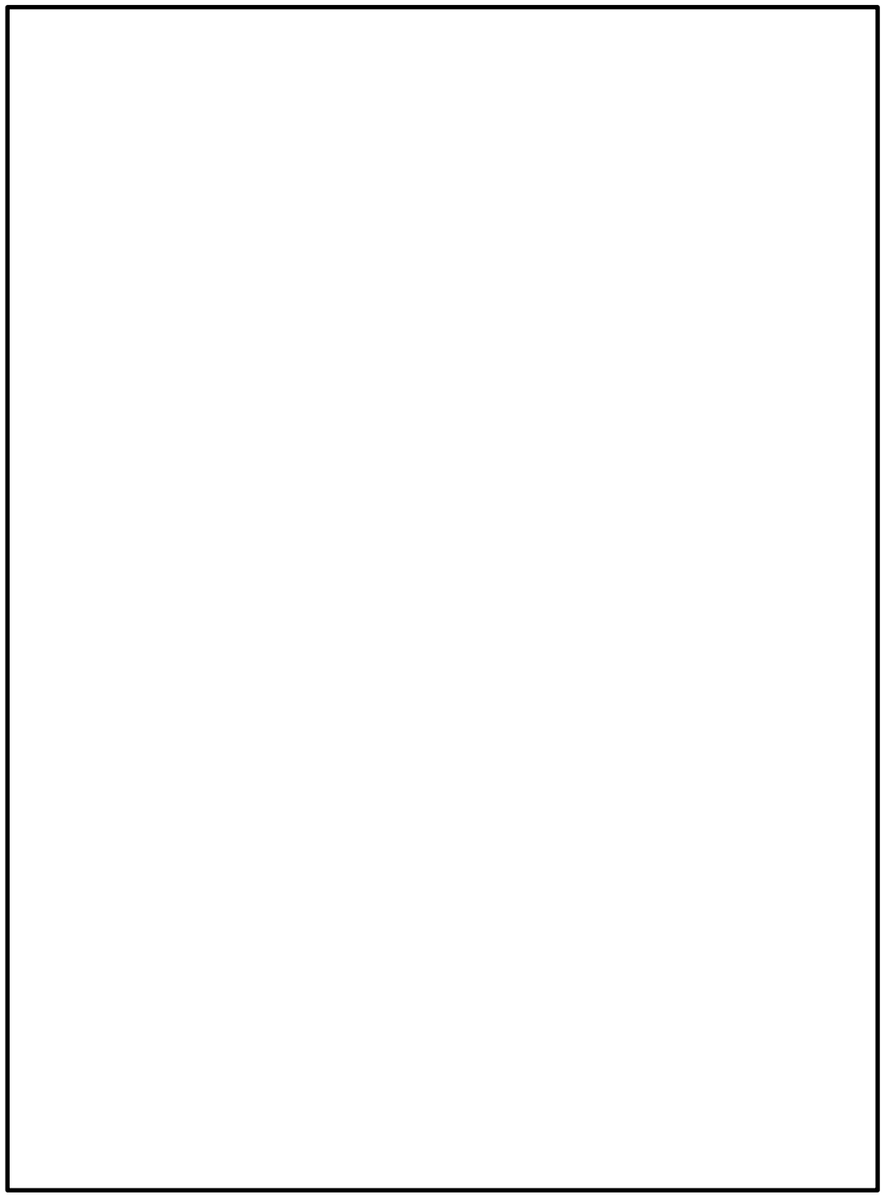
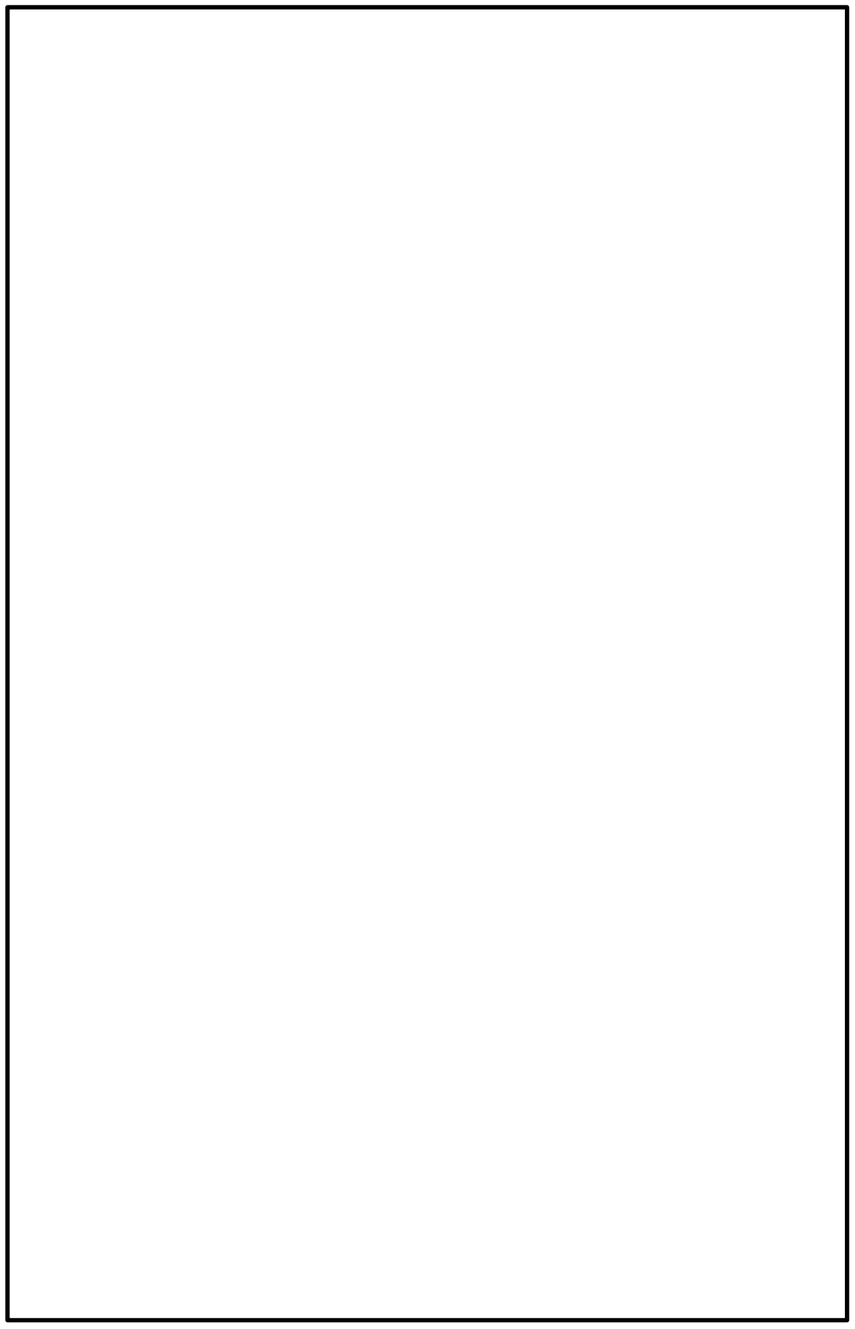
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図7 7 号炉 可搬型スプレイヘッダ・ホースの保管場所(2/2)		

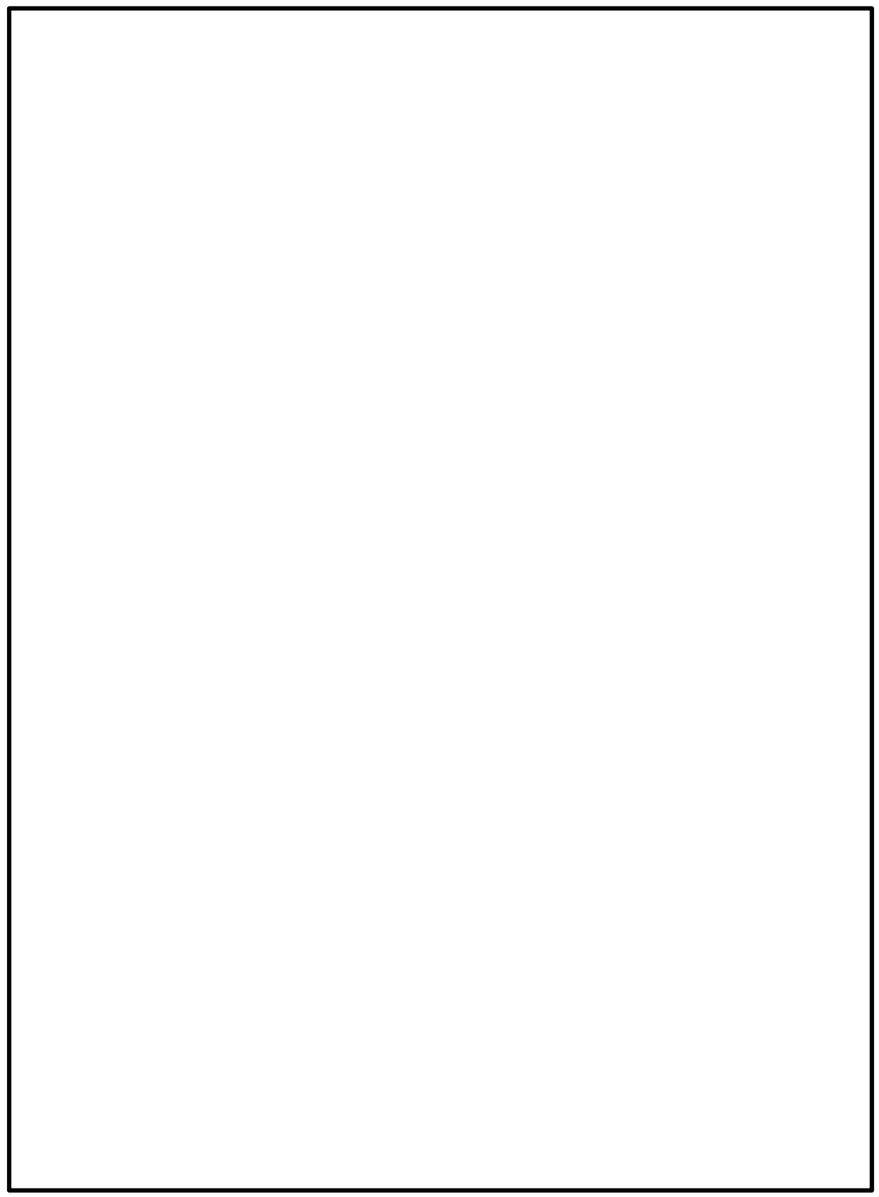
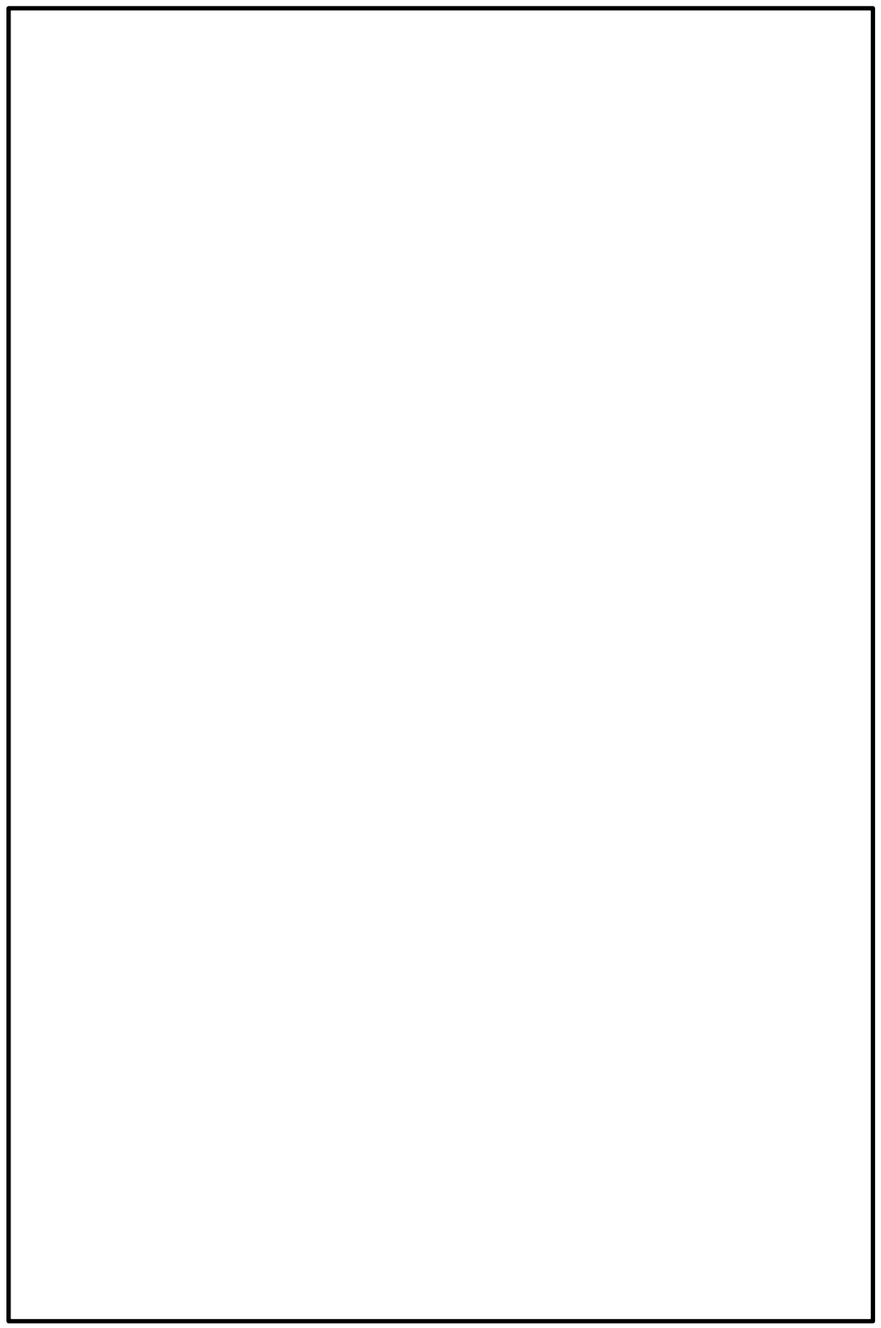
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
54-9　アクセスルート図	54-9　アクセスルート図	

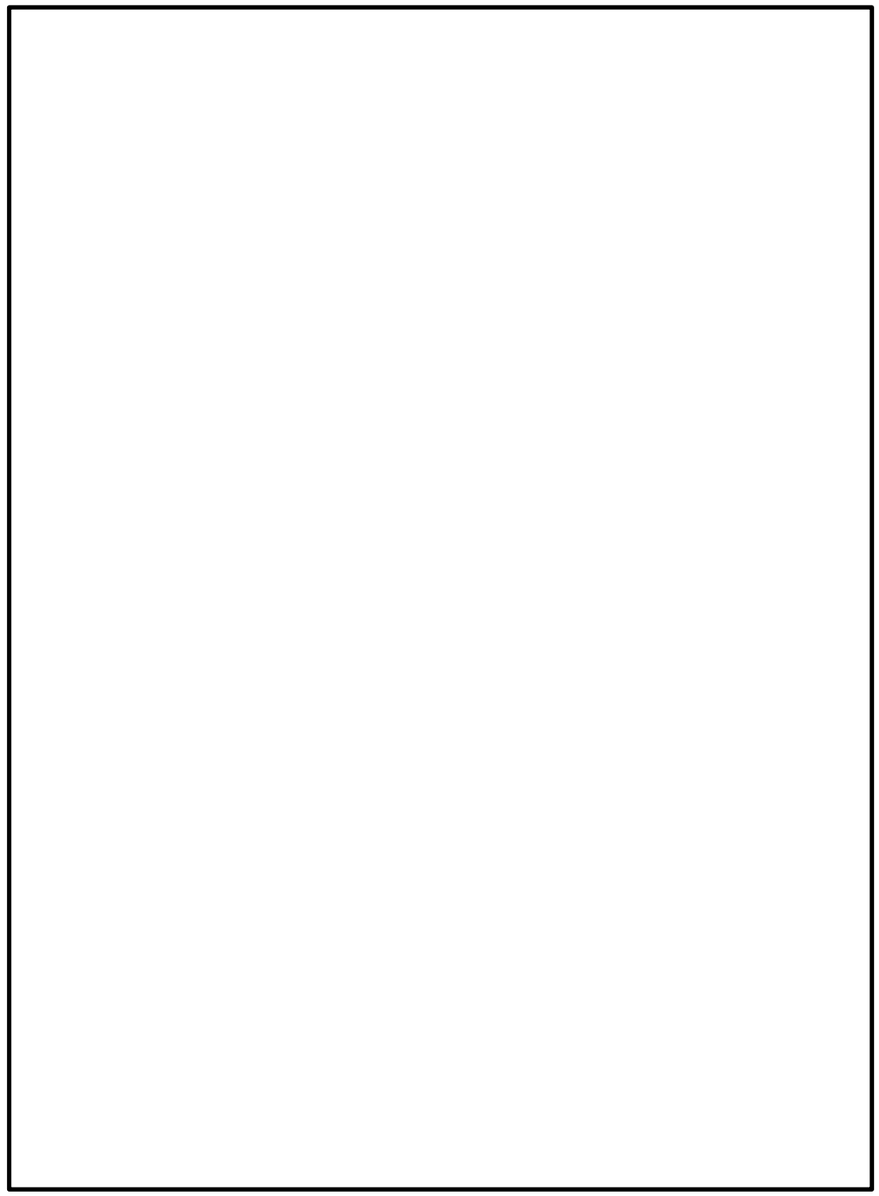
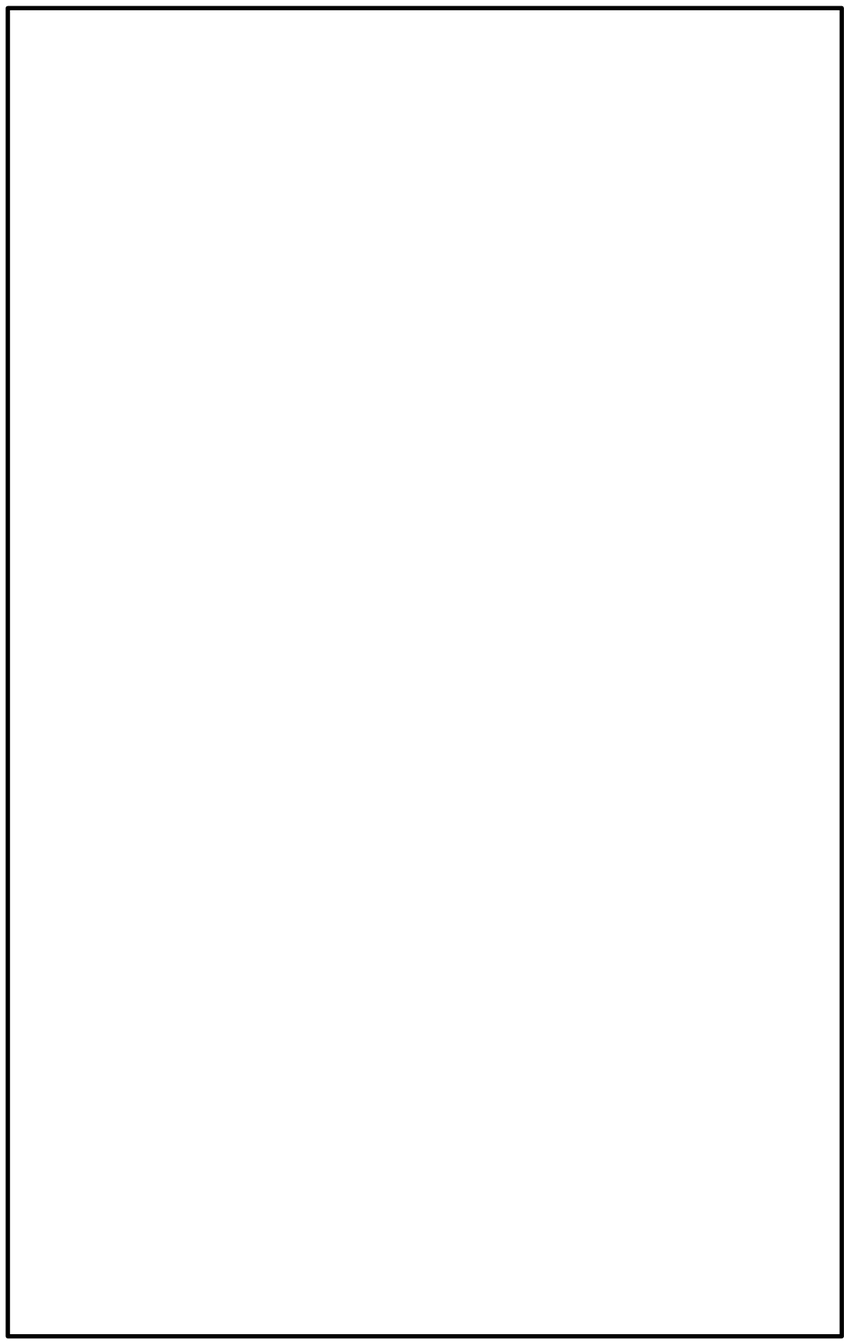
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）	 図１　保管場所及びアクセスルート図（屋外）	

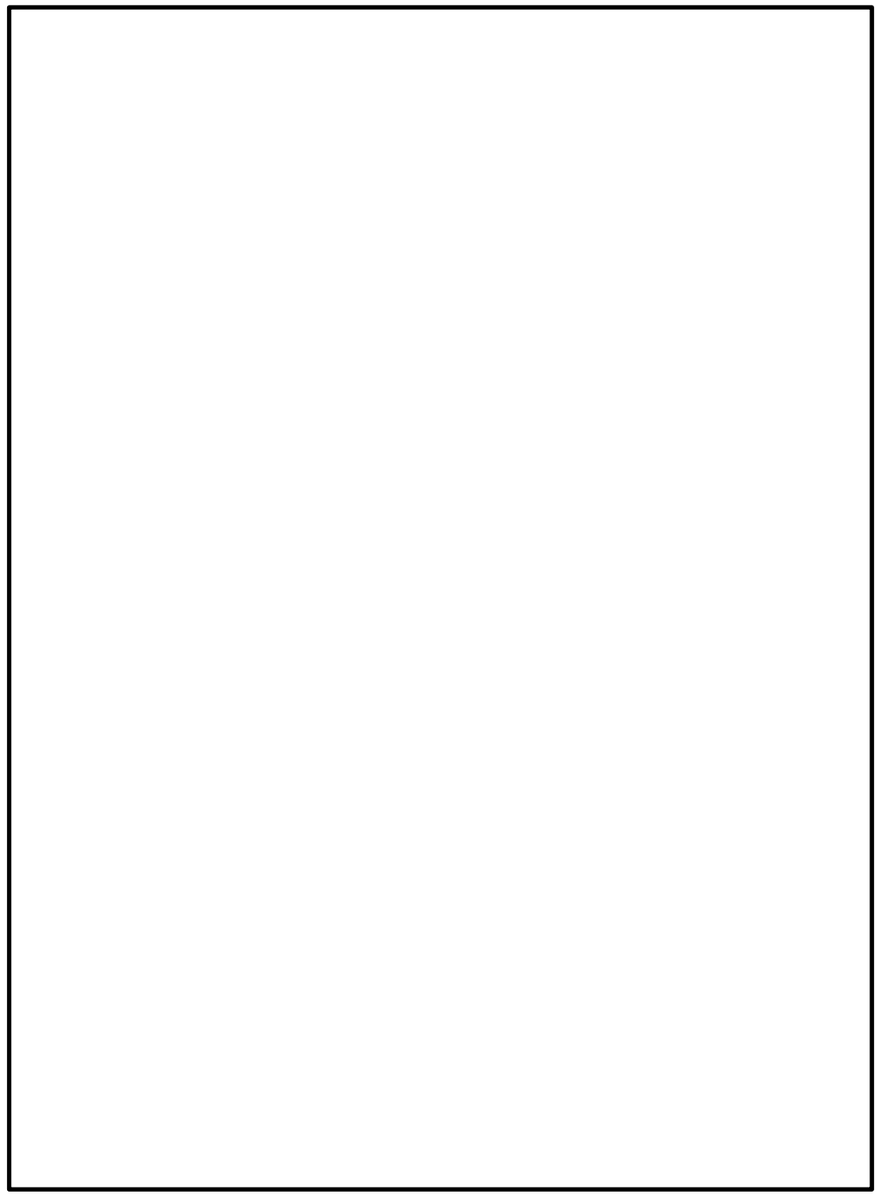
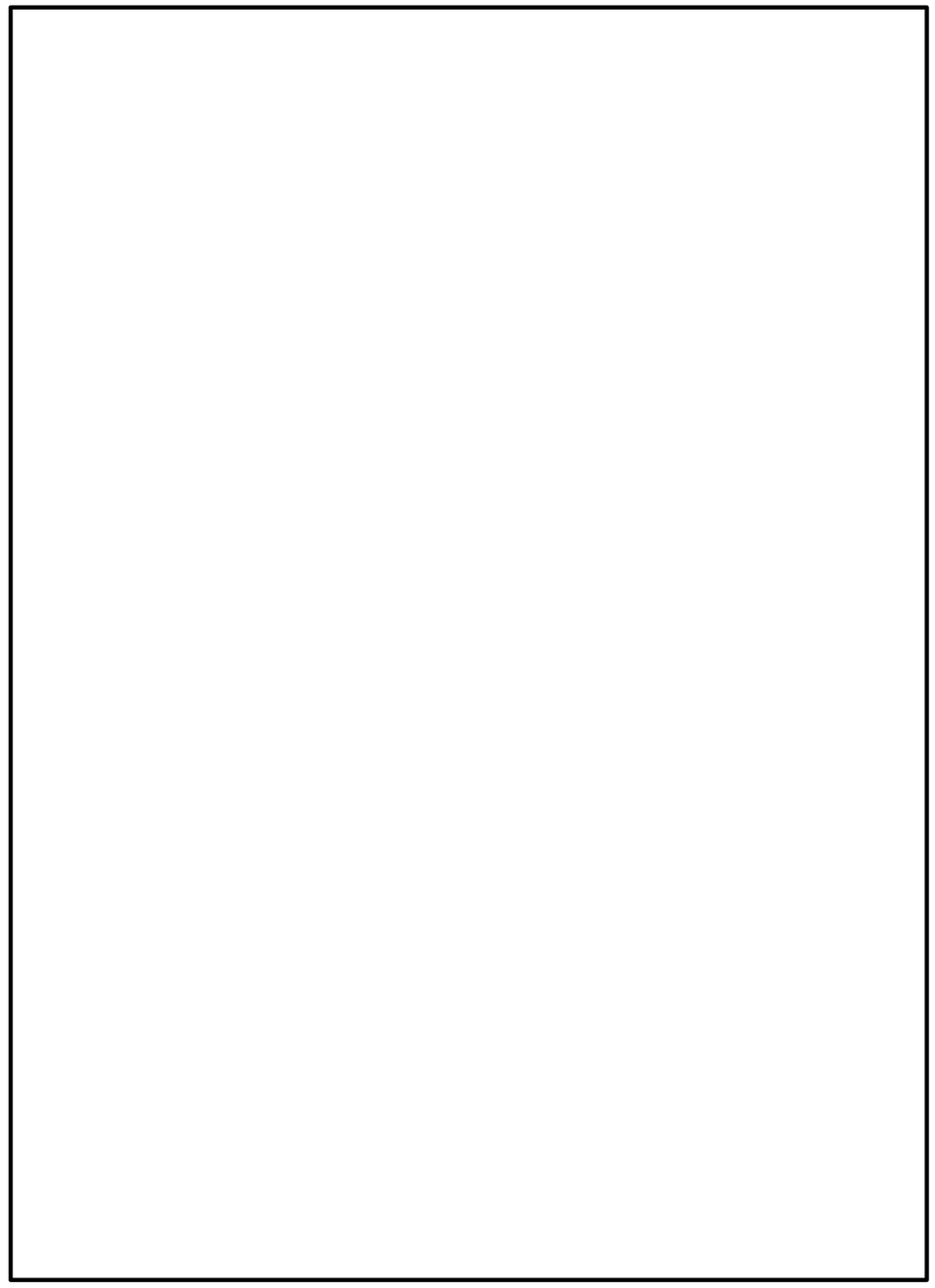
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図2 地震・津波発生時のアクセスルート図（屋外）	 図２　屋内アクセスルート図（1/5）	

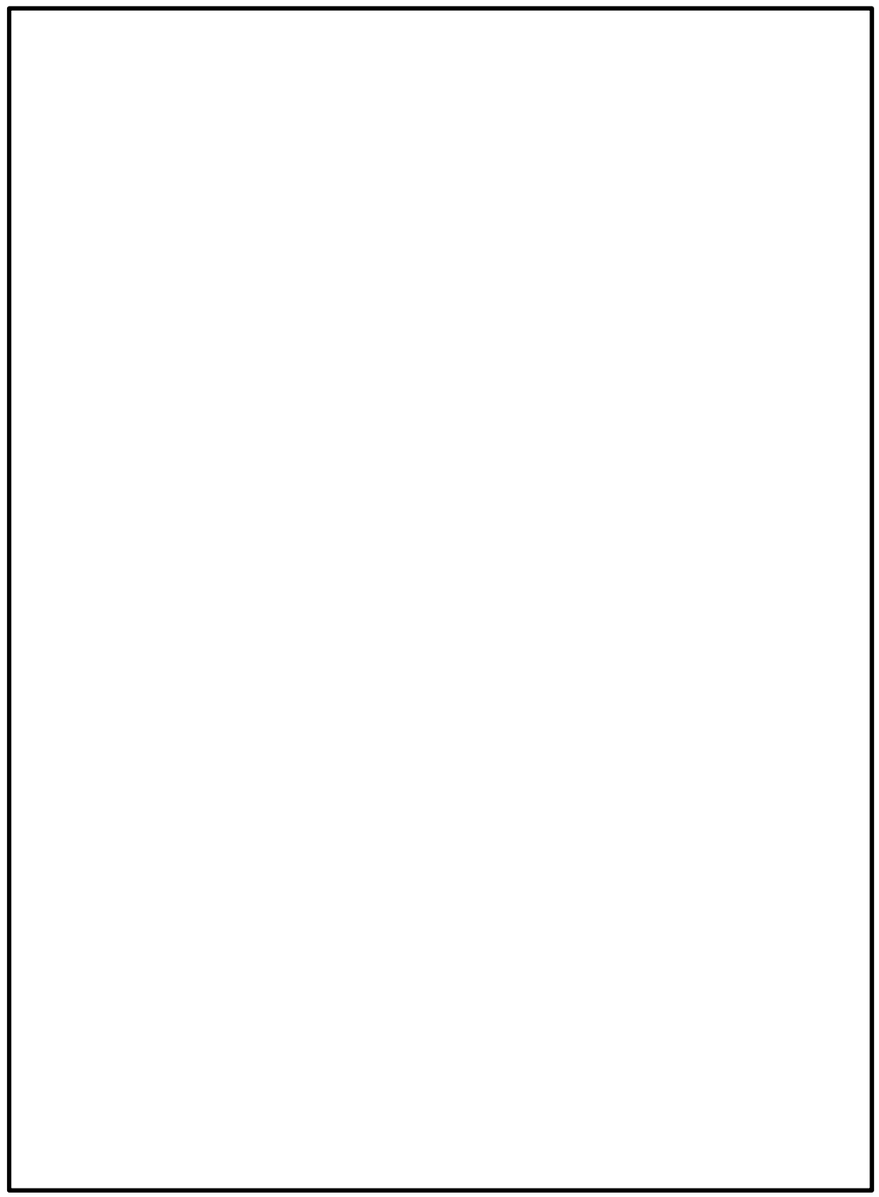
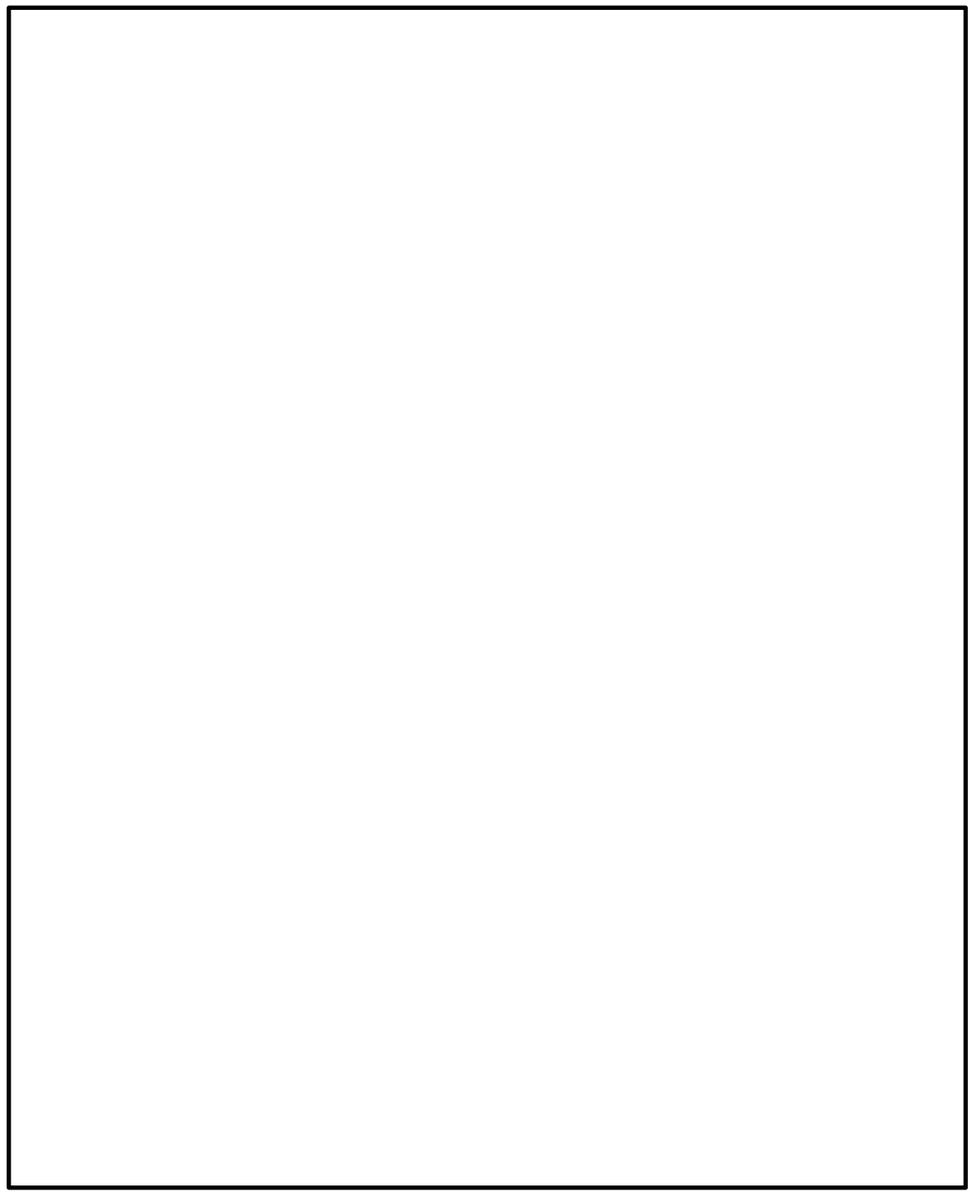
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図3 森林火災発生時のアクセスルート図（屋外）	 図３　屋内アクセスルート図（2/5）	

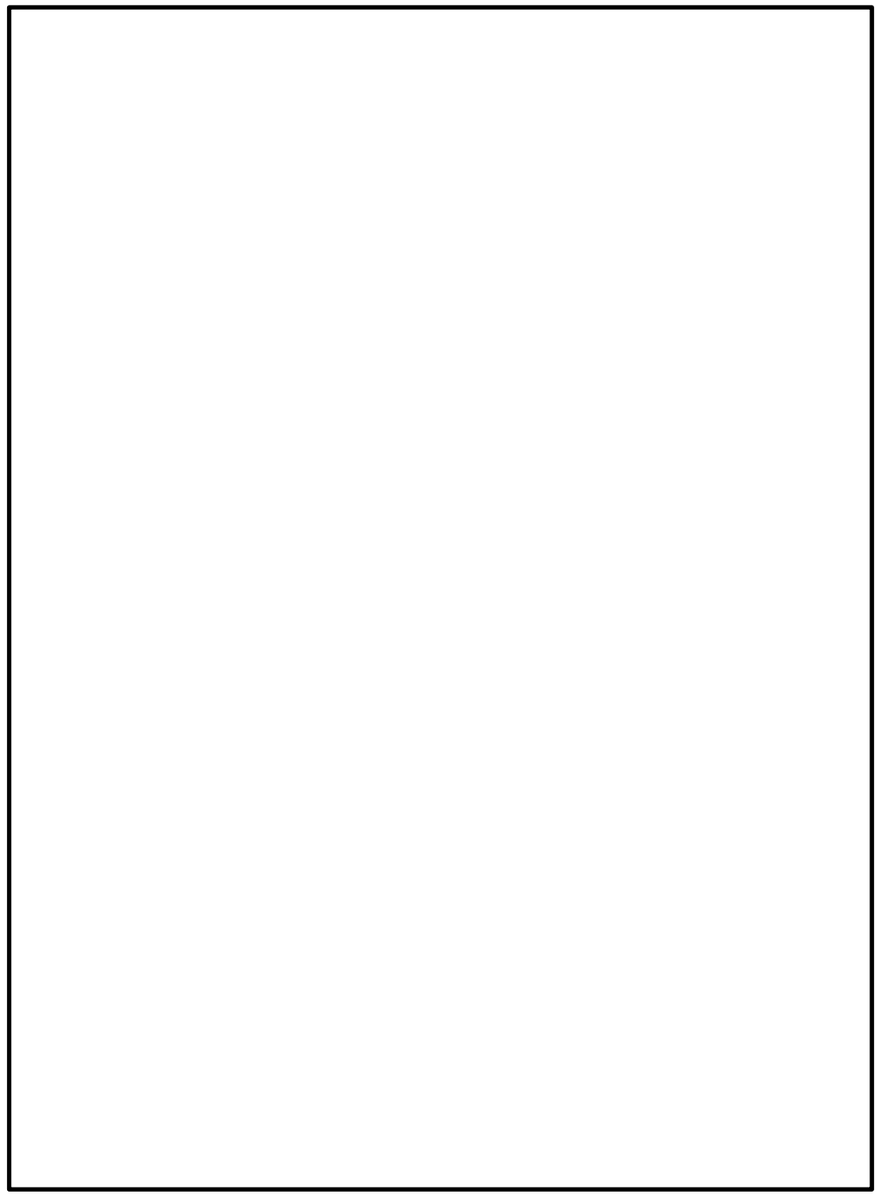
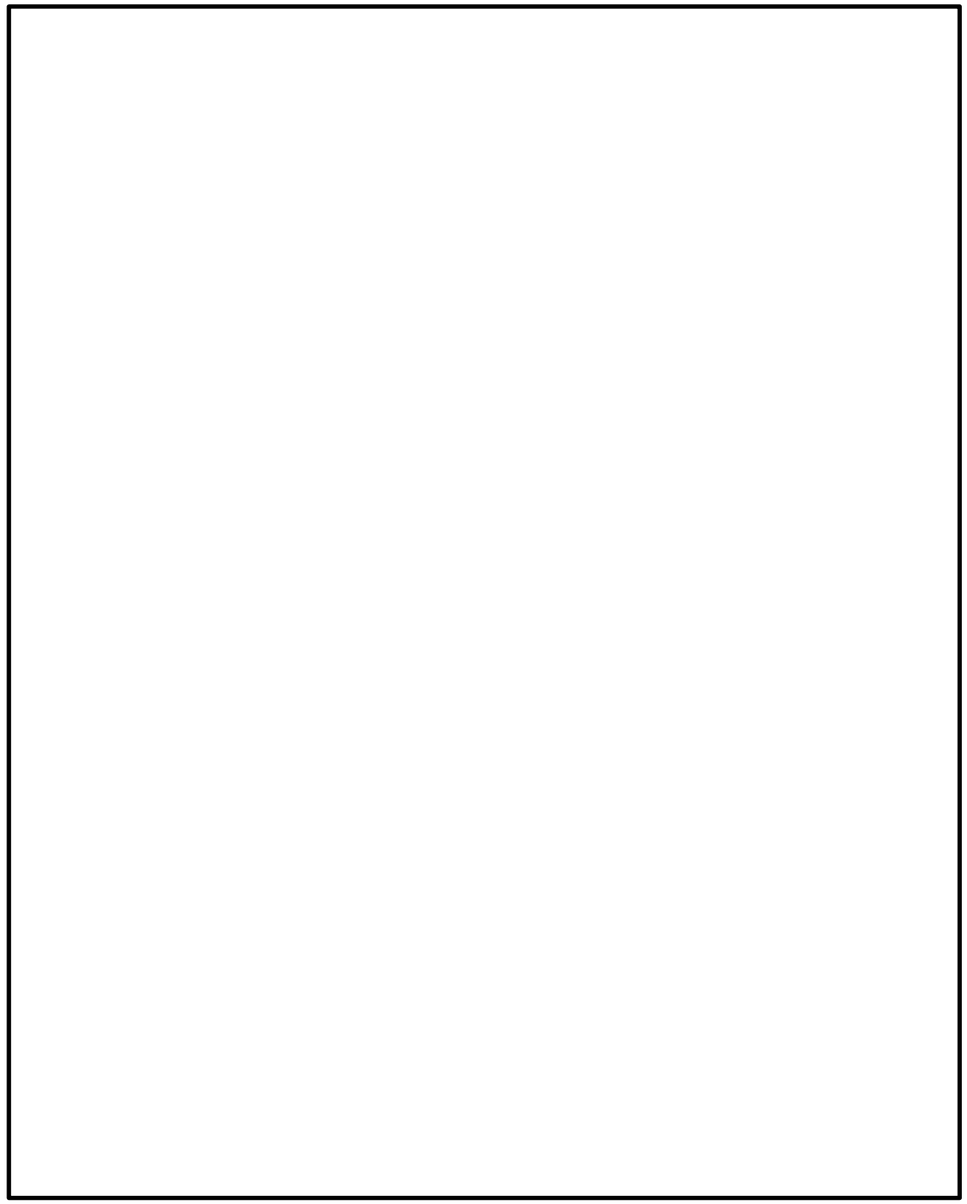
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図（屋外）	 図４　屋内アクセスルート図（3/5）	

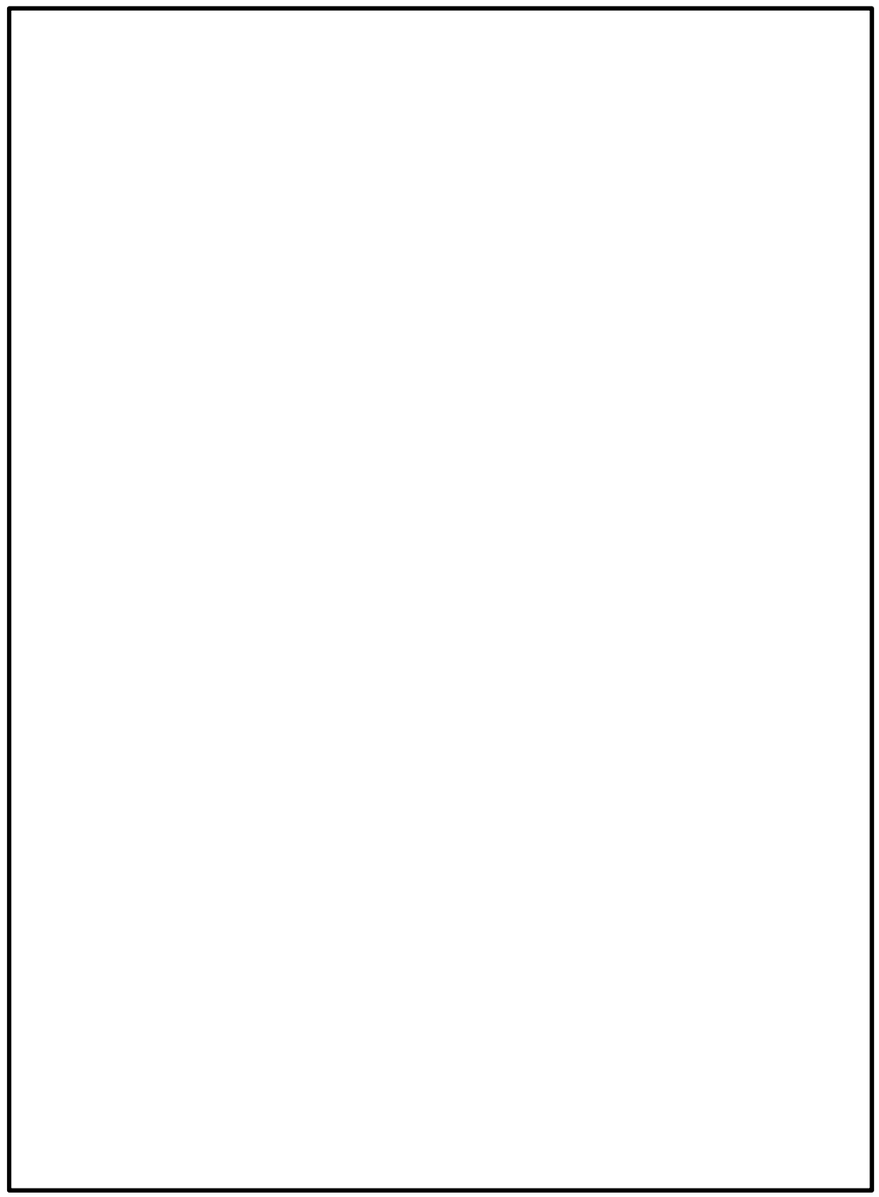
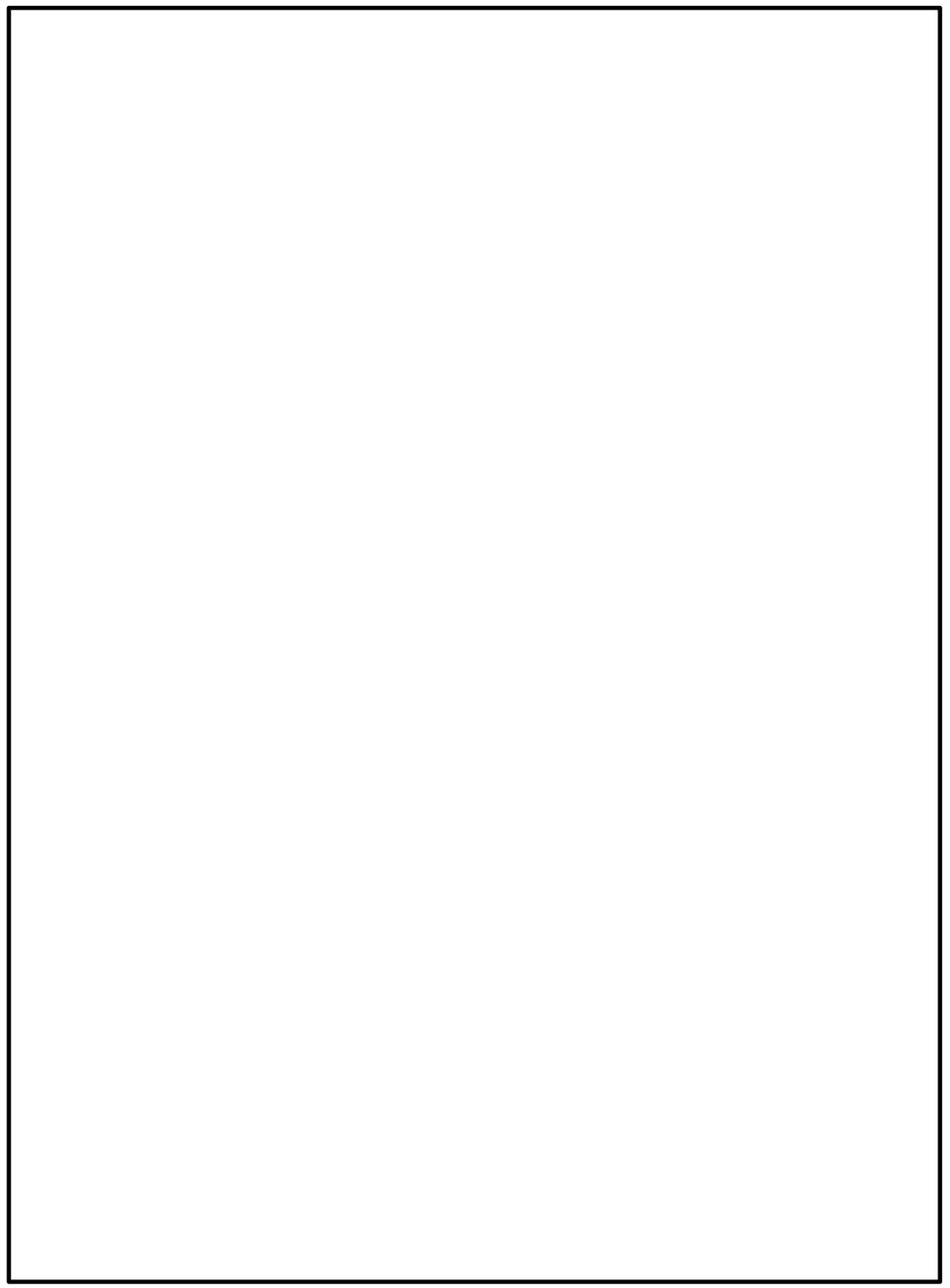
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図5 屋内アクセスルート図（1/8）	 図５　屋内アクセスルート図（4/5）	

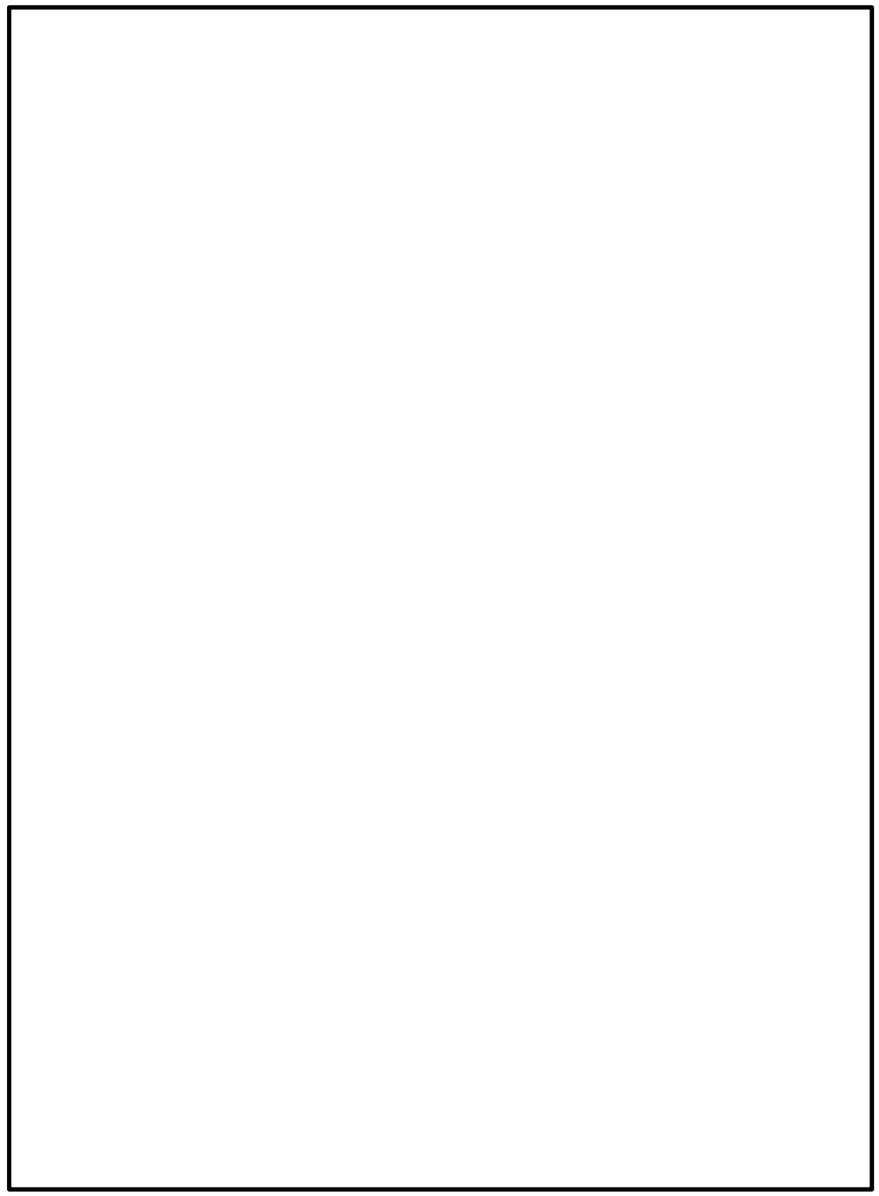
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図6 屋内アクセスルート図（2/8）	 図６　屋内アクセスルート図（5/5）	

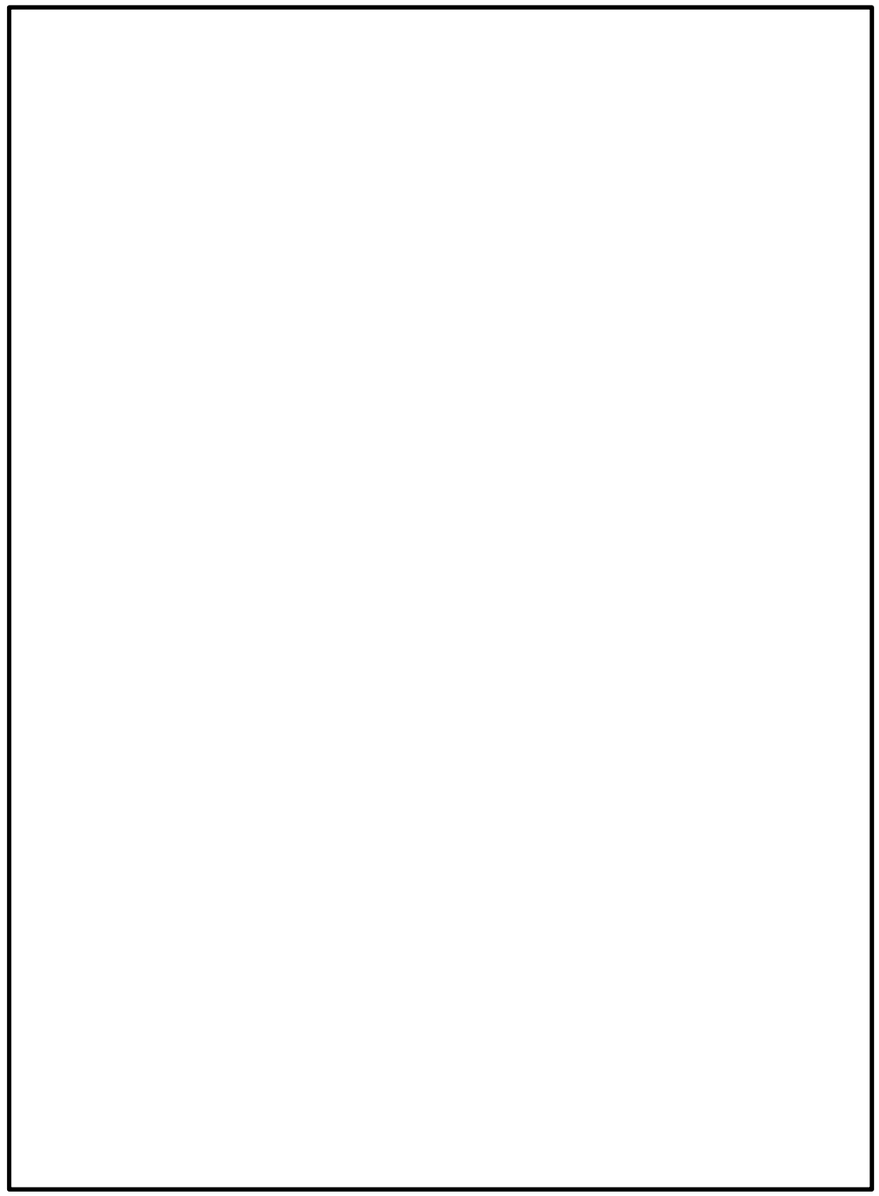
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図7 屋内アクセスルート図（3/8）	 図７　燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート（1/4）	

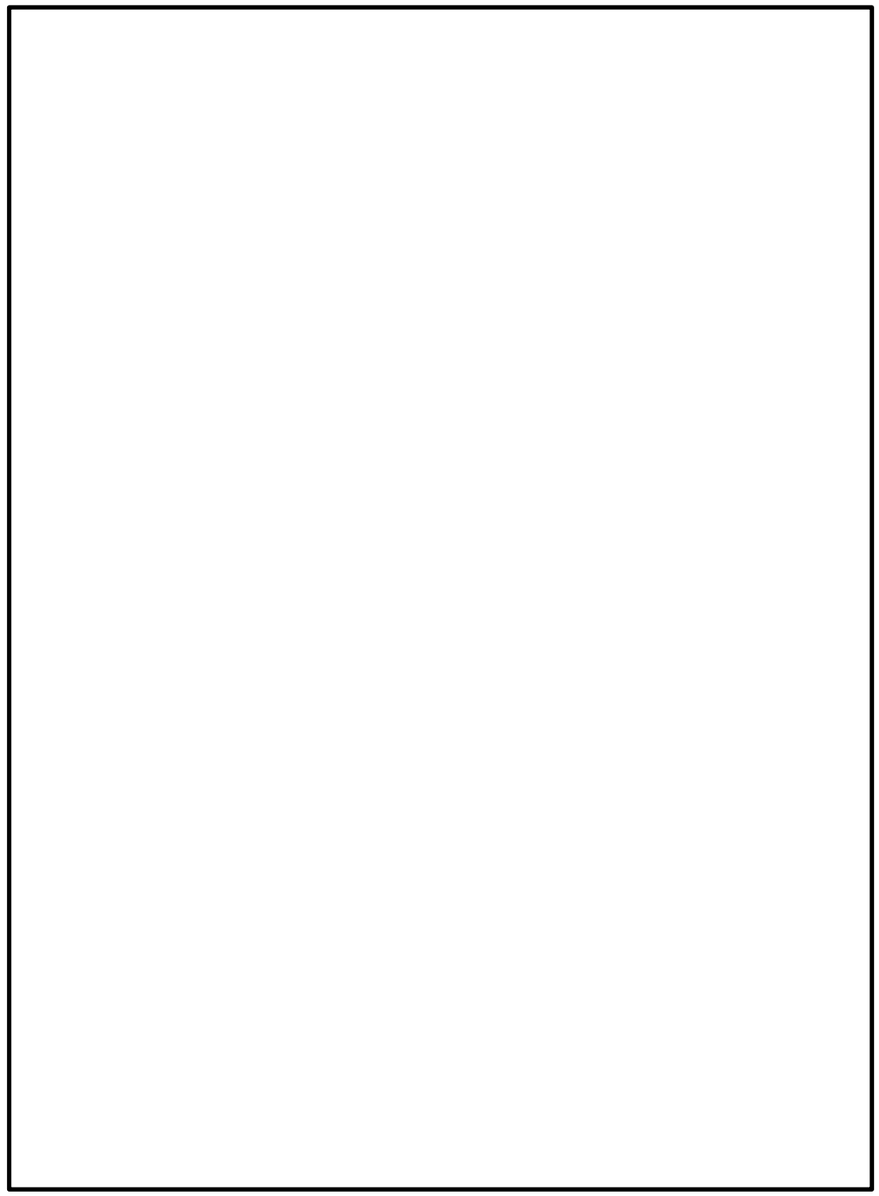
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図8 屋内アクセスルート図（4/8）	 図８　燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート（2/4）	

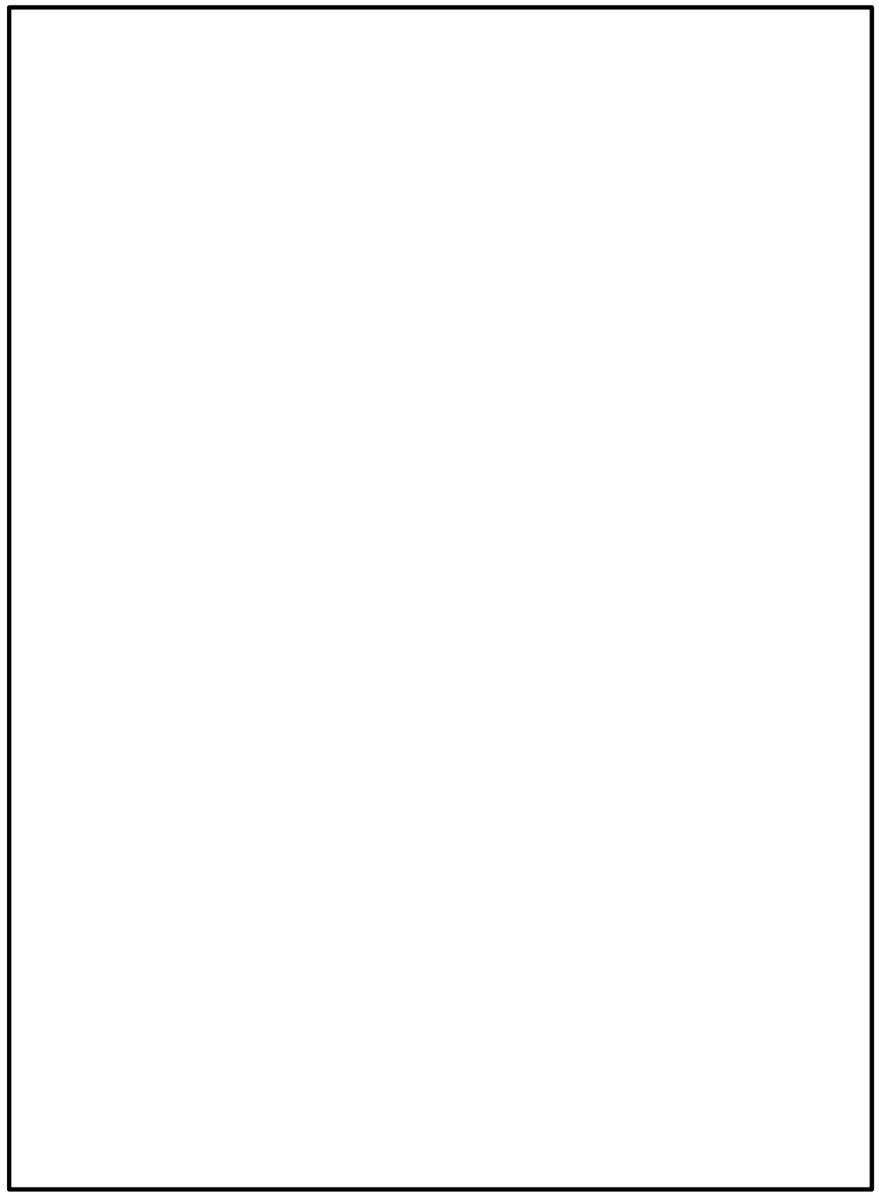
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図9 屋内アクセスルート図（5/8）	 図９　燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート（3/4）	

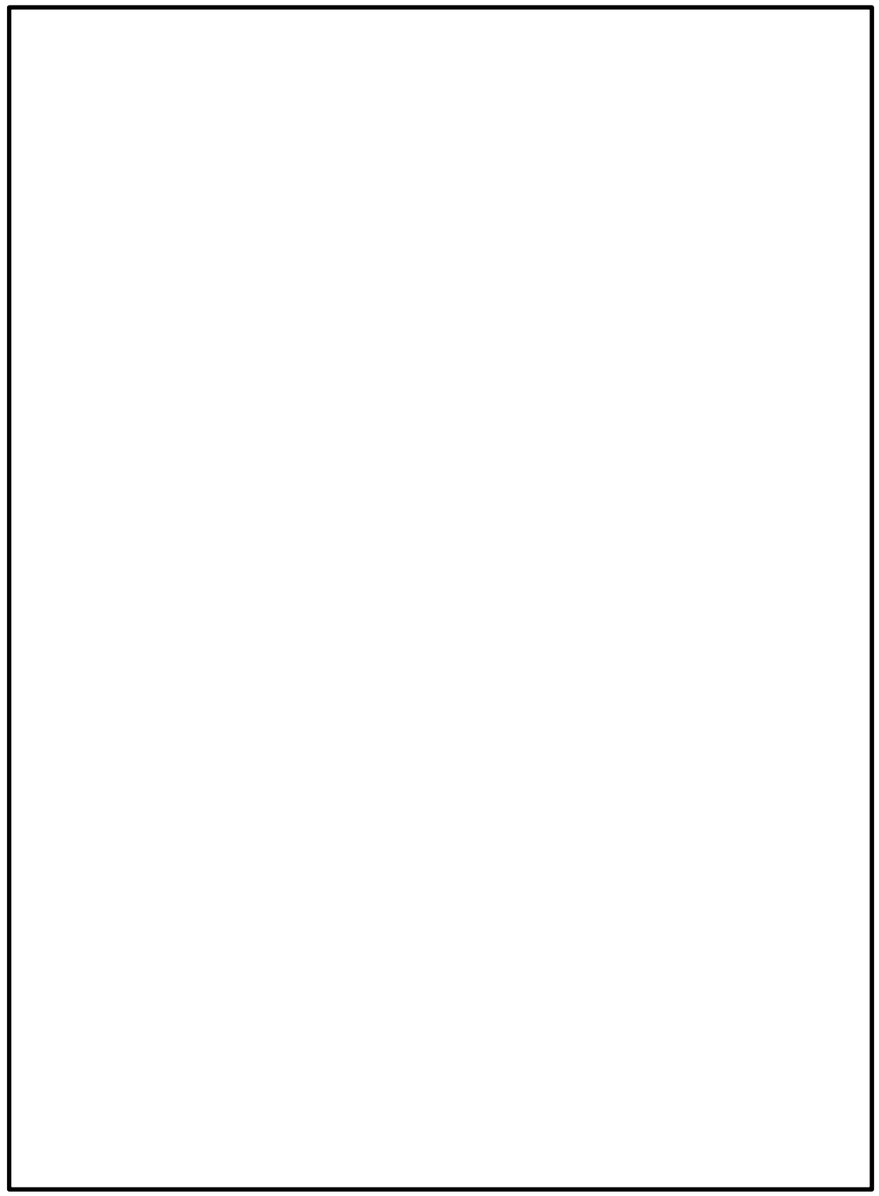
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図10 屋内アクセスルート図（6/8）	 図 10　燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート（4/4）	

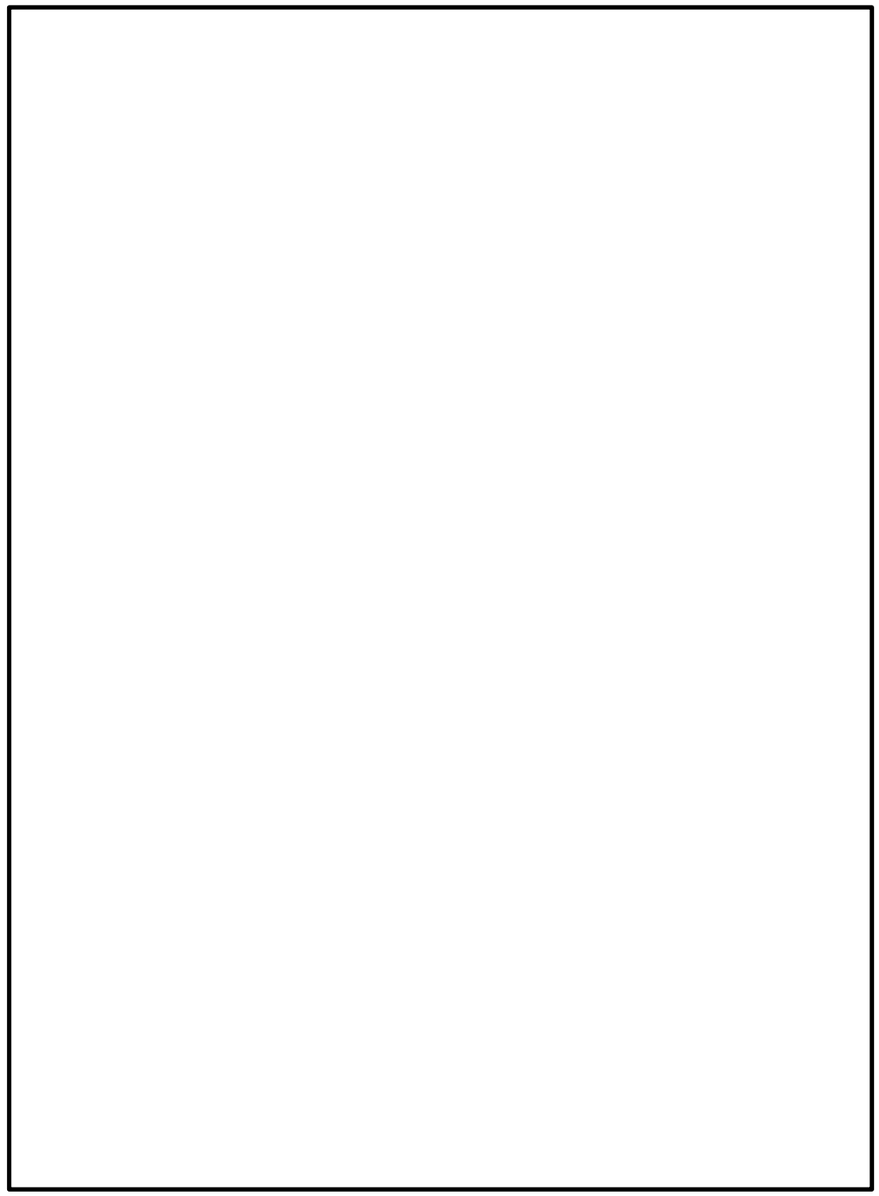
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図11 屋内アクセスルート図（7/8）		

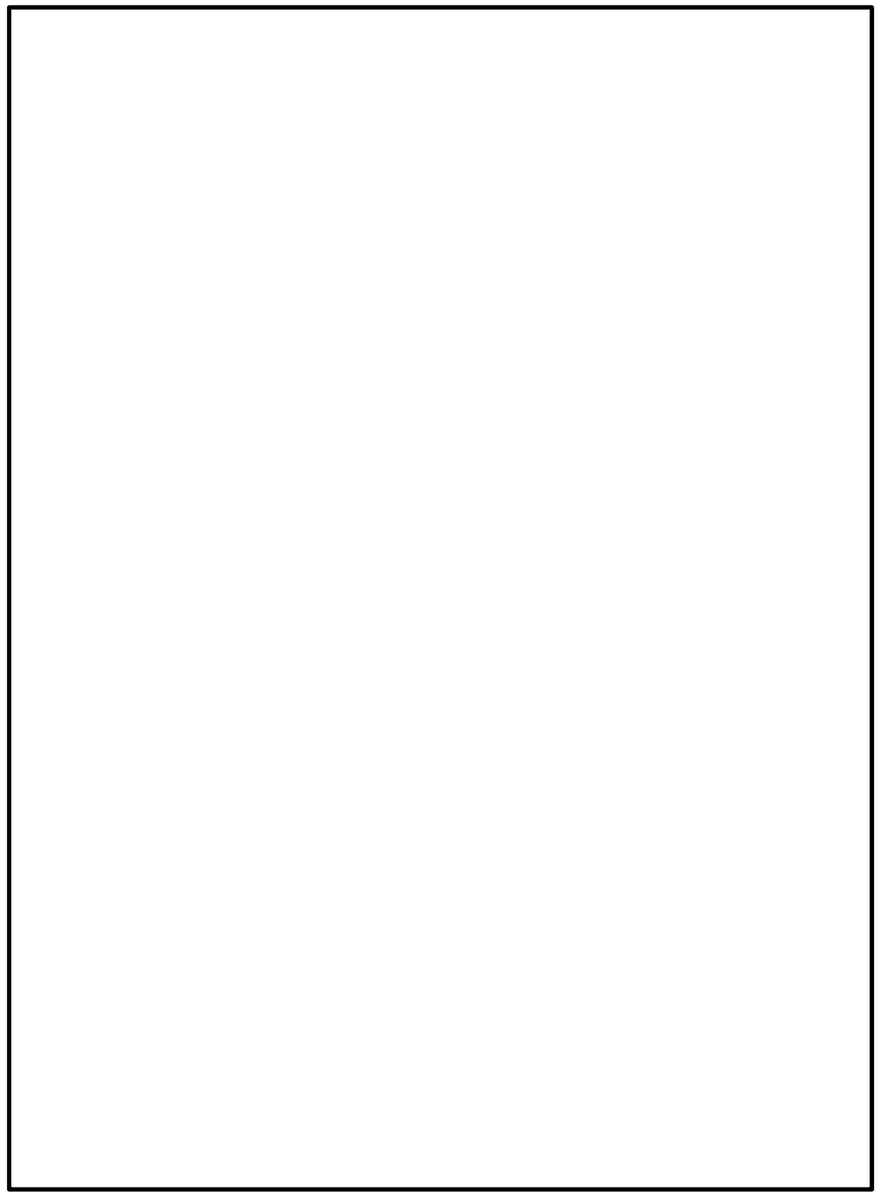
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図12 屋内アクセスルート図（8/8）		

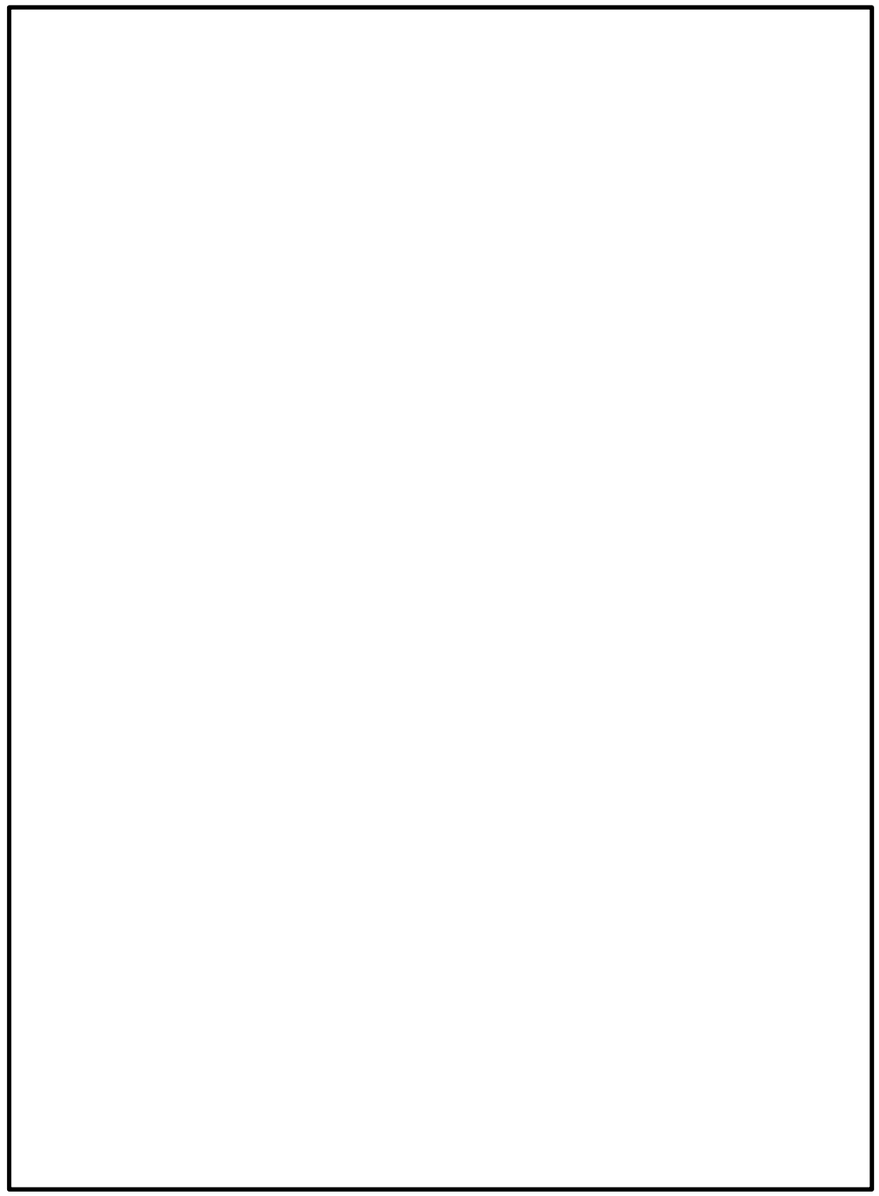
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図13 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（1/14）		

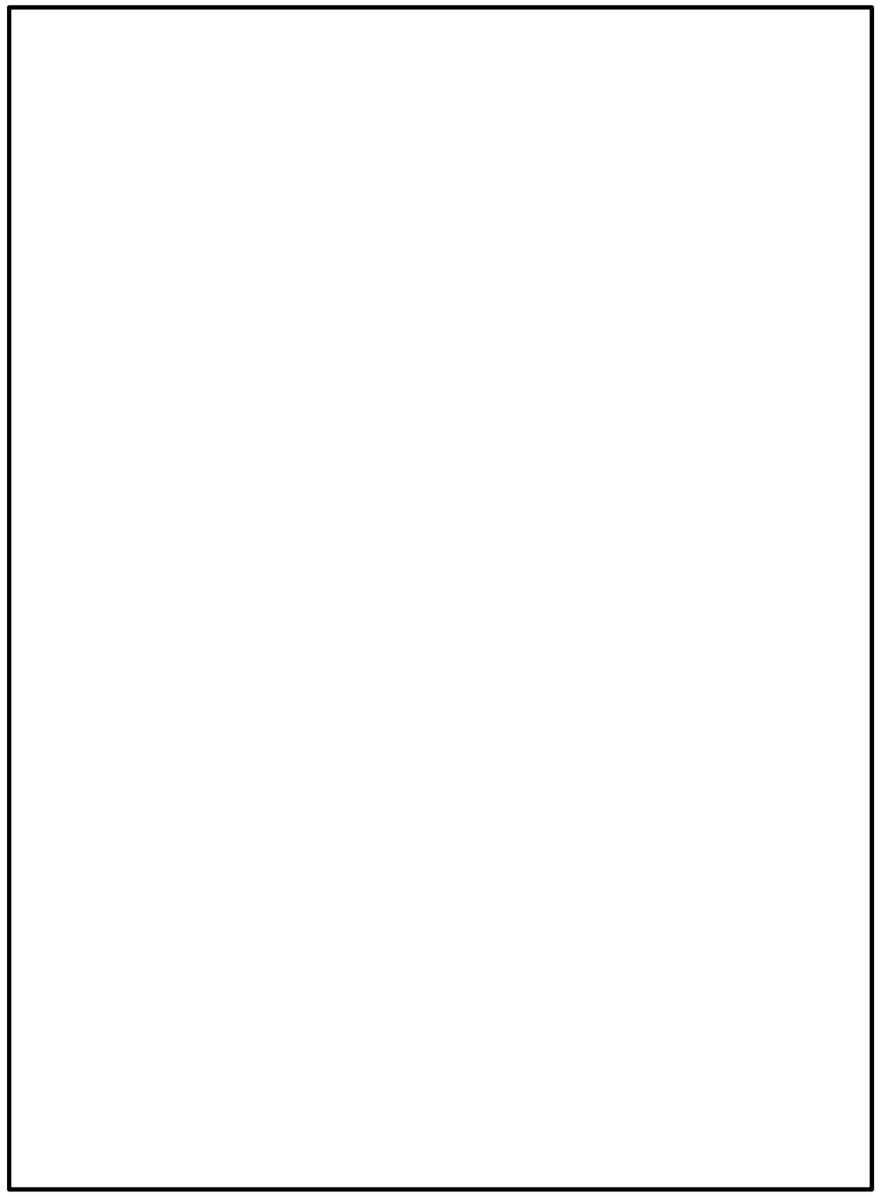
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図14 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（2/14）		

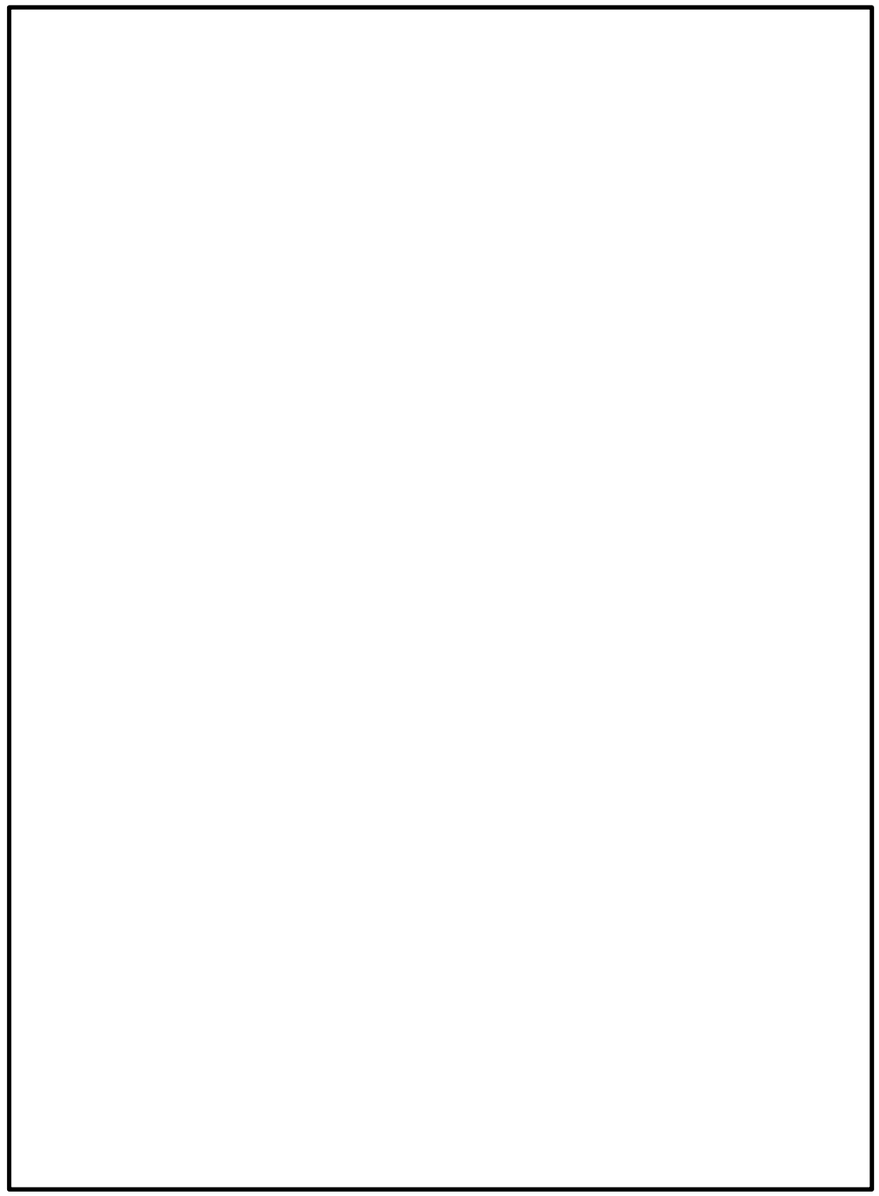
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図15 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（3/14）		

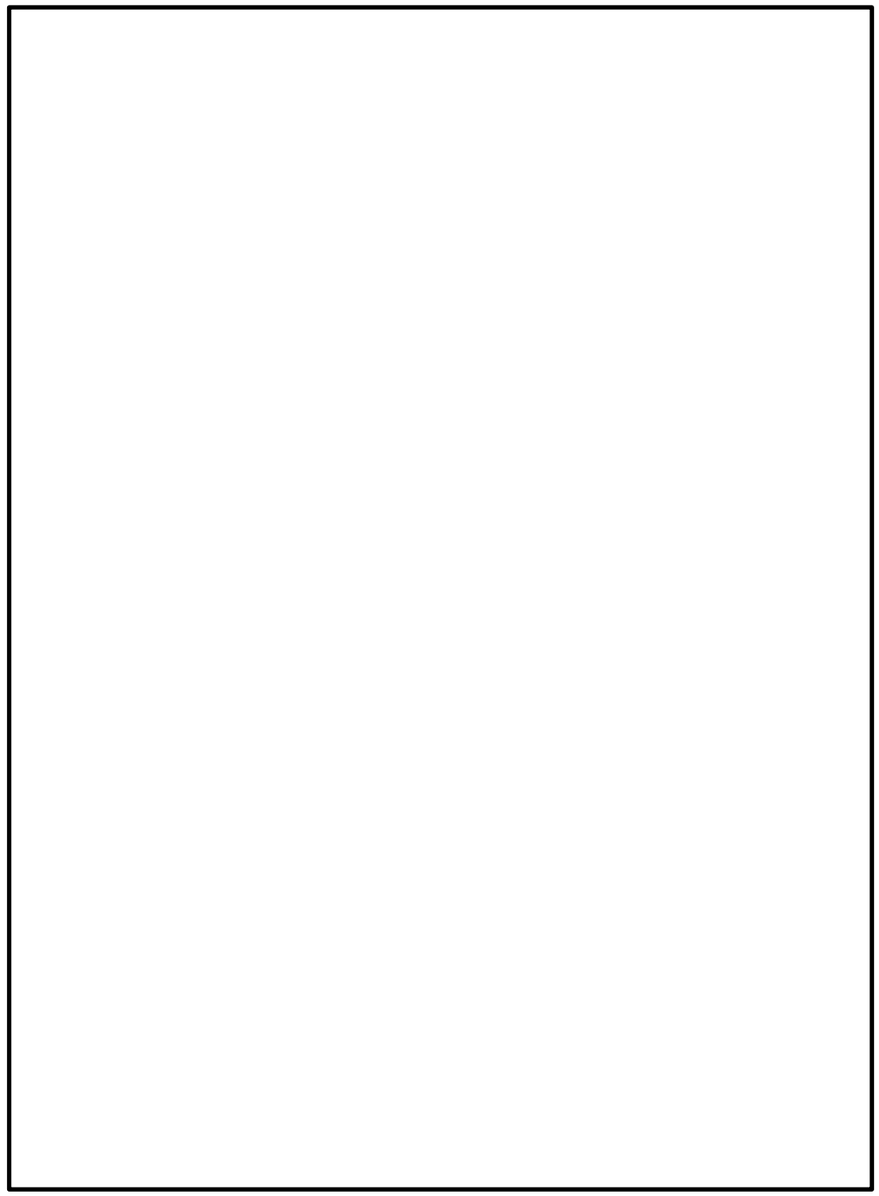
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図16 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（4/14）		

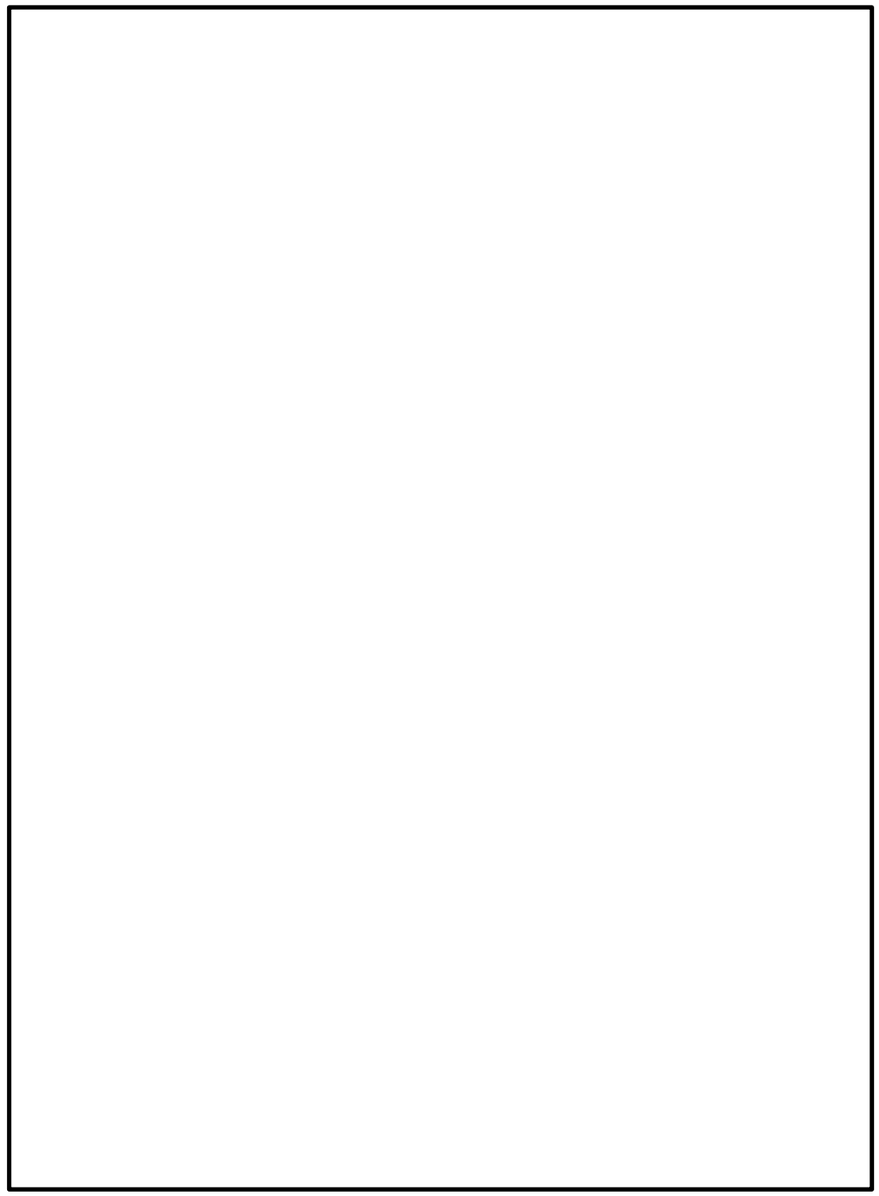
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図17 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（5/14）		

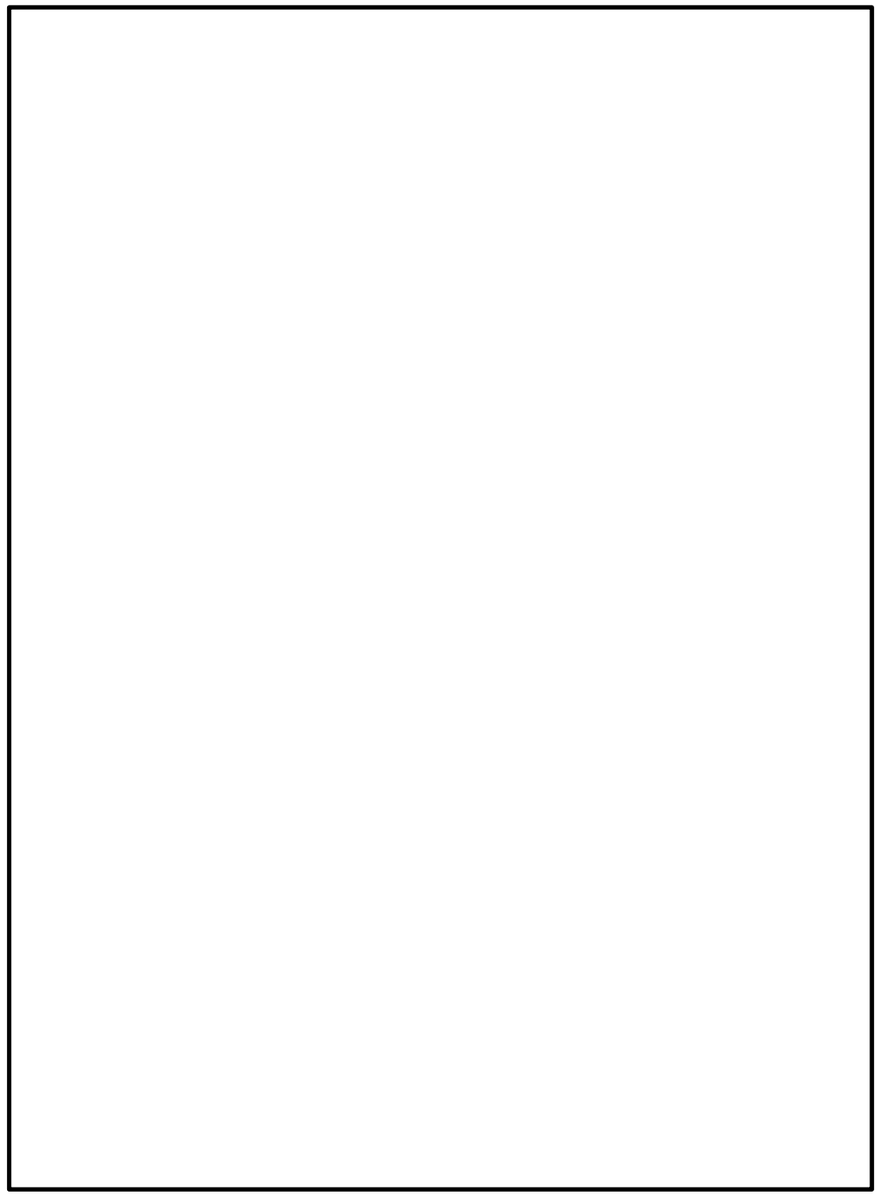
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図18 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（6/14）		

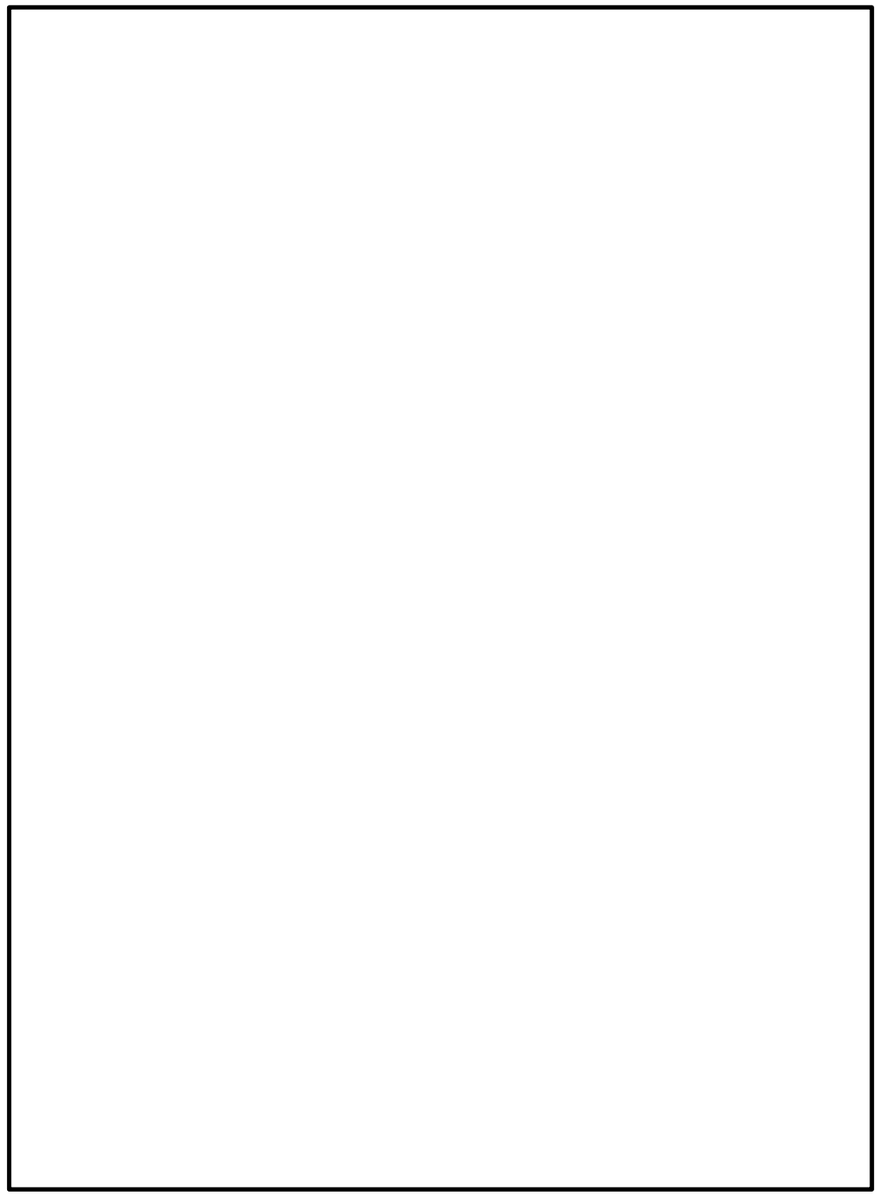
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図19 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（7/14）		

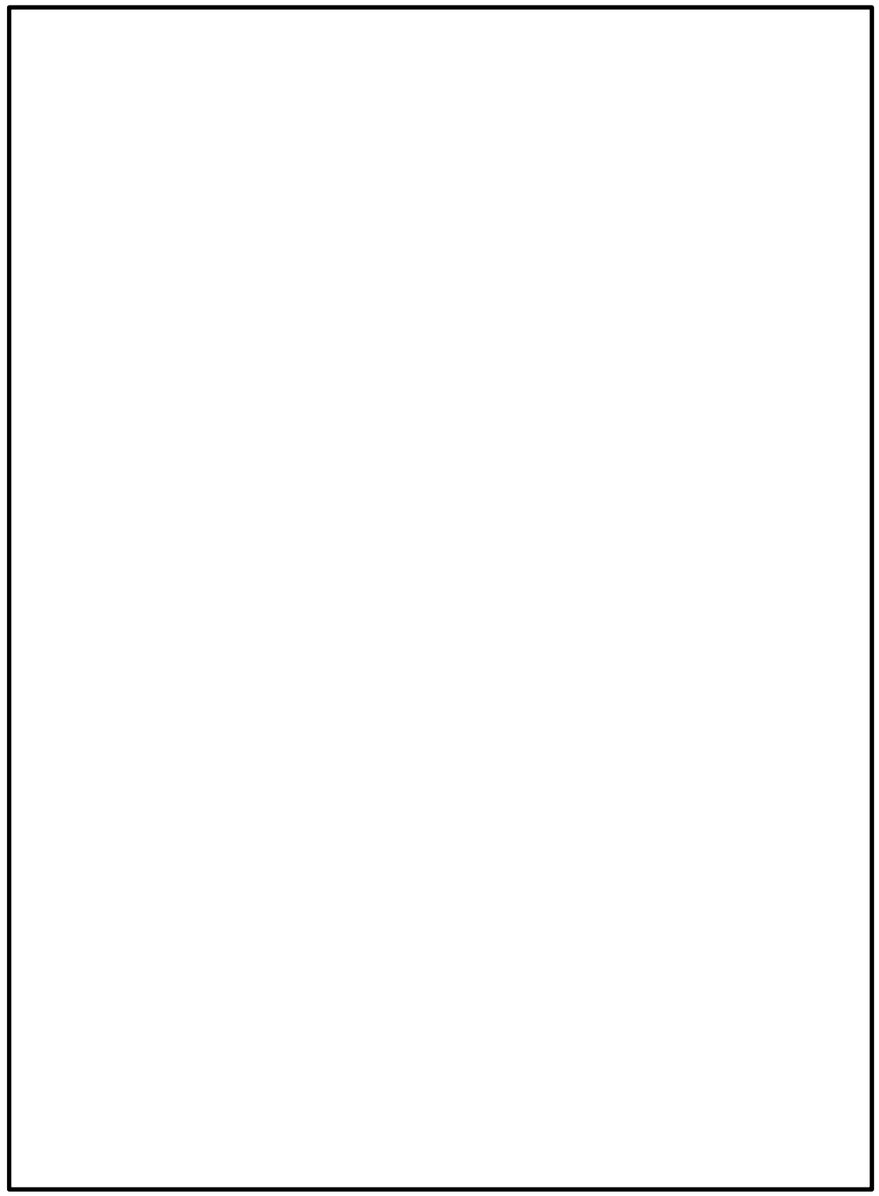
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図20 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（8/14）		

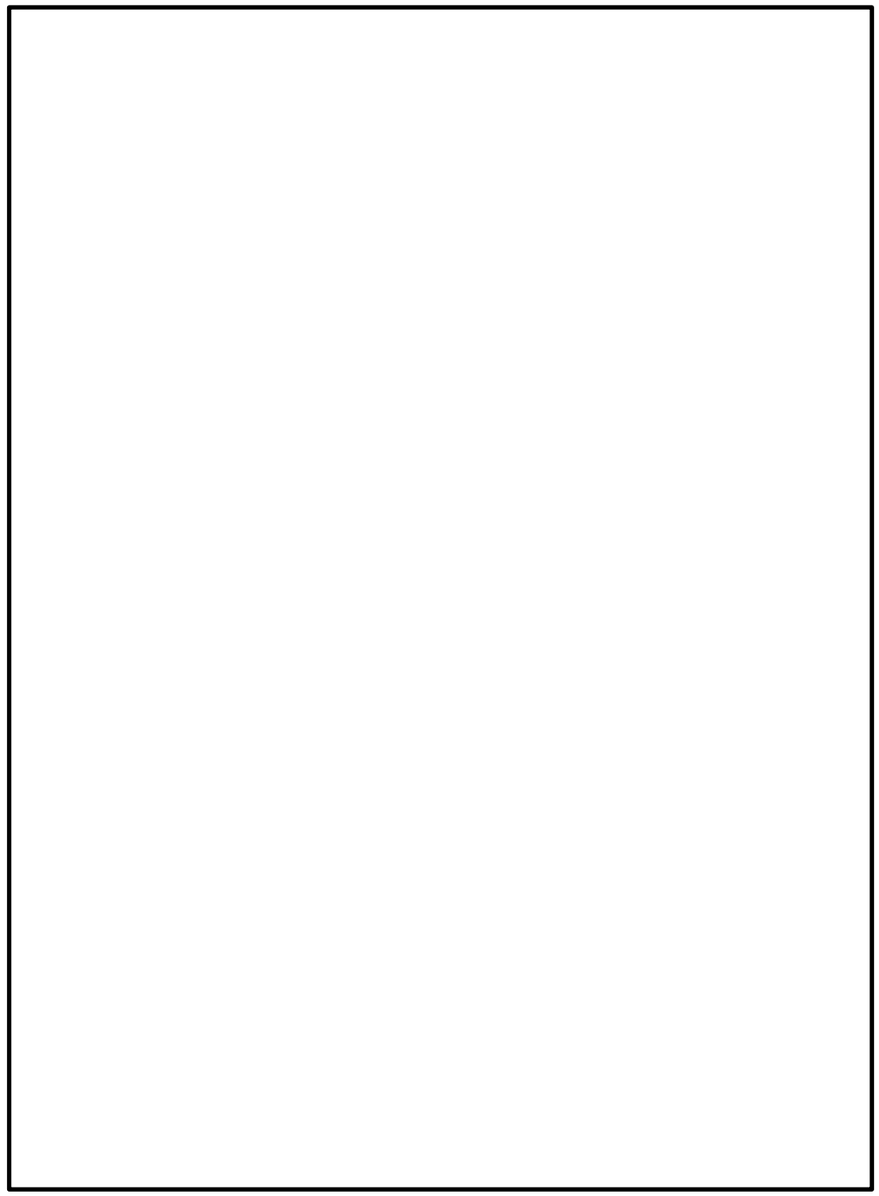
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図21 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（9/14）		

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22 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（10/14）		

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23 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（11/14）		

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24 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（12/14）		

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25 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（13/14）		

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26 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（14/14）		

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
54-10　その他の燃料プール代替注水設備について	54-10　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

設備概要（自主対策設備を含む）

想定事故1 及び想定事故2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための設備として，設計基準対処施設，重大事故等対処設備，自主対策設備に分類し，表1 にまとめた。以下に，各設備について設備概要を示す。

表1 各系統の位置付け

No.	系統	設計基準対象施設	重大事故等対処設備	自主対策設備
1	燃料プール冷却浄化系	○	—	—
2	残留熱除去系 (燃料プール冷却モード)	○	—	—
5	燃料プール代替注水系	—	○	—
6	消火系による燃料プール注水	—	—	○

(1) 燃料プール冷却浄化系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却浄化系の系統概要を図1 に示す。

燃料プール冷却浄化系は，燃料プール冷却浄化系ポンプ2 台，熱交換器2 基，ろ過脱塩器2 基，スキマサージタンク2 基及び配管･弁類･計測制御機器より構成され，以下のプロセスにより使用済燃料プールの冷却機能を担う。

① プール水はスキマせきと波よけ溝からサージタンクへ流れ込み，ポンプにより加圧される。
② プール水中の種々の不純物を，ろ過脱塩器に保持されたイオン交換樹脂により連続ろ過脱塩して除去する。
③ プール水温度を熱交換器により所定の温度以下に維持する。
④ 熱交換器を出たプール水は燃料プールの戻りディフューザを通してプールに戻される。

(2) 残留熱除去系（燃料プール冷却モード）【設計基準対象施設】

残留熱除去系（燃料プール冷却モード）の系統概要を図2 に示す。

残留熱除去系（燃料プール冷却モード）は，設計上の交換燃料より多くの燃料が発電用原子炉からプールに取り出される場合，燃料プール冷却浄化系の熱交換器の熱除去量を超える崩壊熱が生じるため，残留熱除去系ポンプ，熱交換器を用いて燃料プール冷却浄化系によるプール冷却を補助し，燃料プールを所定の温度以下に保つ。

設備概要（自主対策設備を含む）

想定事故１及び想定事故２において想定する燃料プールの水位の低下があった場合において燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための設備として，設計基準対象施設，重大事故等対象設備，自主対策設備に分類し，表１にまとめた。以下に，各設備について設備概要を示す。

表１　各系統の位置付け

No.	系統	設計基準対象施設	重大事故等対処設備	自主対策設備
1	燃料プール冷却系	○	○	
2	残留熱除去系	○		
3	燃料プールスプレイ系		○	
4	消火系による燃料プール注水			○

（１）燃料プール冷却系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却系の系統概要を図１に示す。

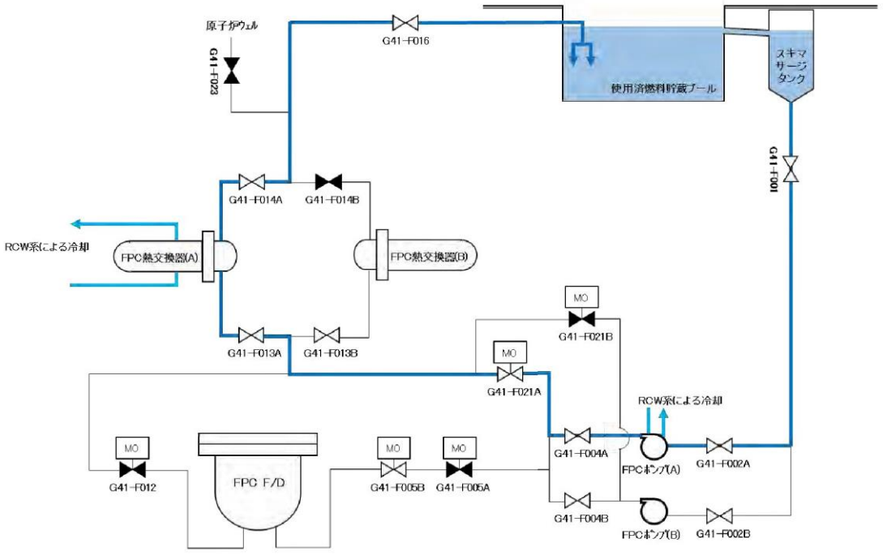
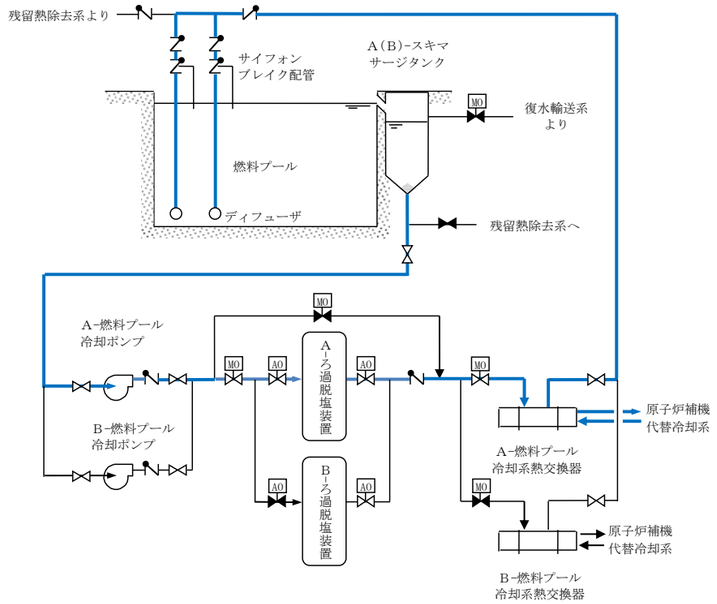
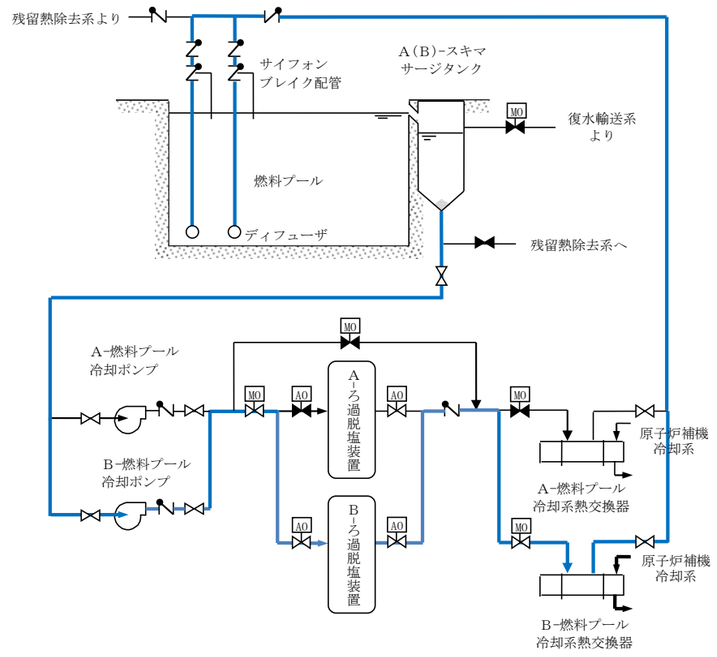
燃料プール冷却系は，燃料プール冷却ポンプ２台，熱交換器２基，ろ過脱塩器２基，スキマサージタンク２基及び配管・弁類・計測制御機器より構成され，以下のプロセスにより燃料プールの冷却機能を担う。

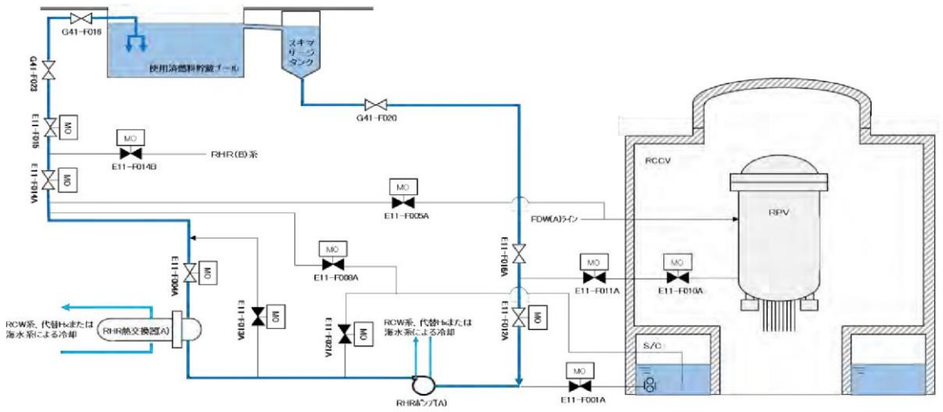
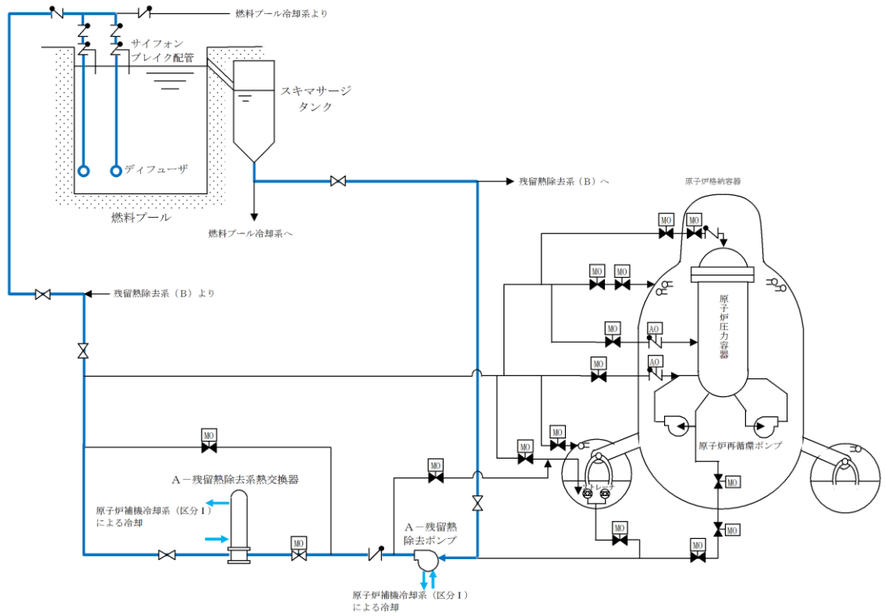
①プール水はスキマせきと波よけ溝からサージタンクへ流れ込み，ポンプにより加圧される。
②プール水中の種々の不純物を，ろ過脱塩器に保持されたイオン交換樹脂により連続ろ過脱塩して除去する。
③プール水温度を熱交換器により所定の温度以下に維持する。
④熱交換器を出たプール水は燃料プール冷却系の戻り配管を通してプールに戻される。

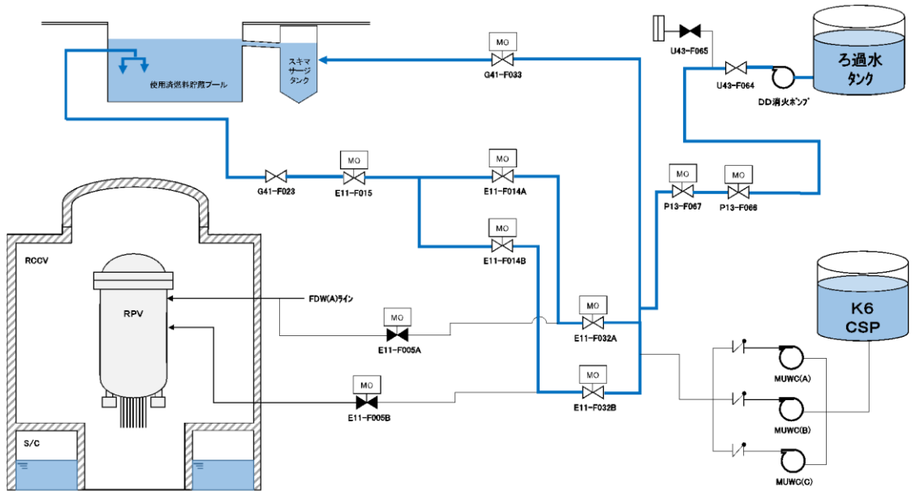
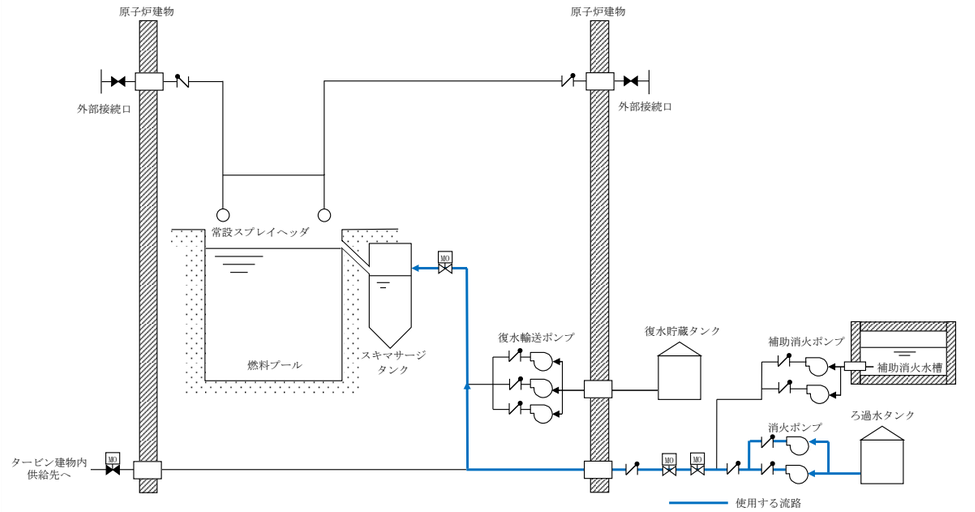
（２）残留熱除去系（燃料プール冷却）【設計基準対象施設】

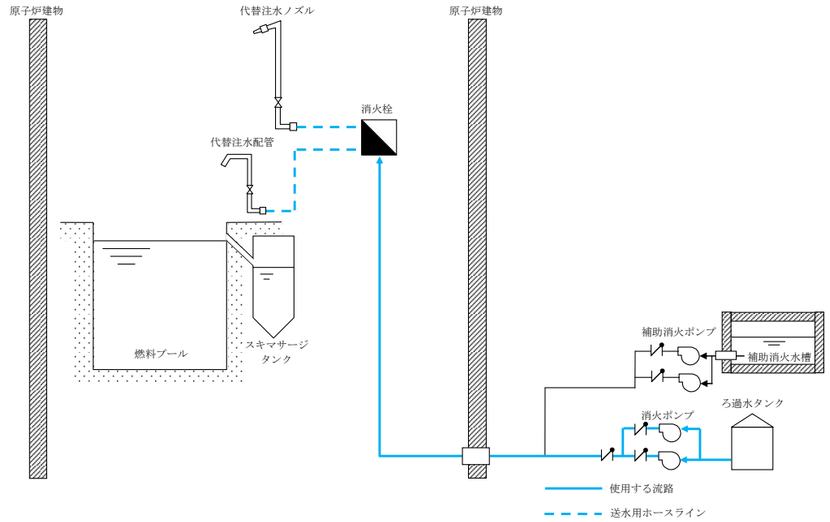
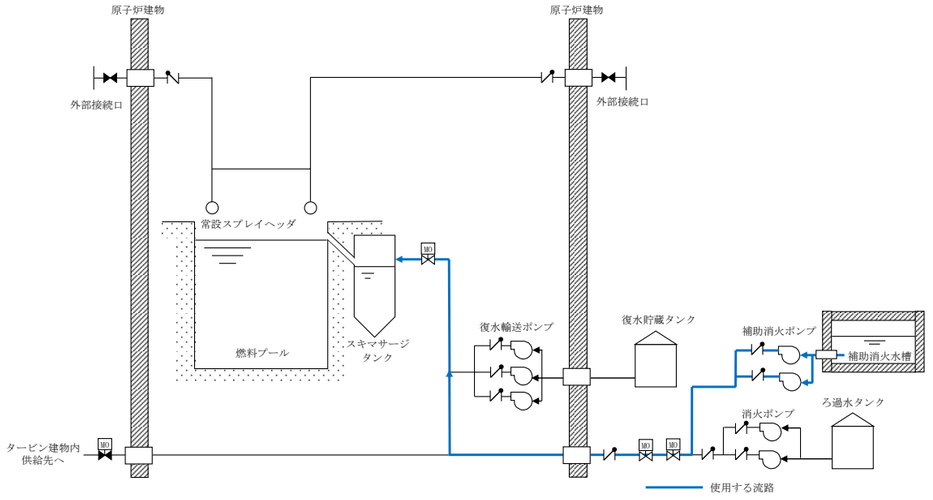
残留熱除去系（燃料プール冷却）の系統概要を図２に示す。

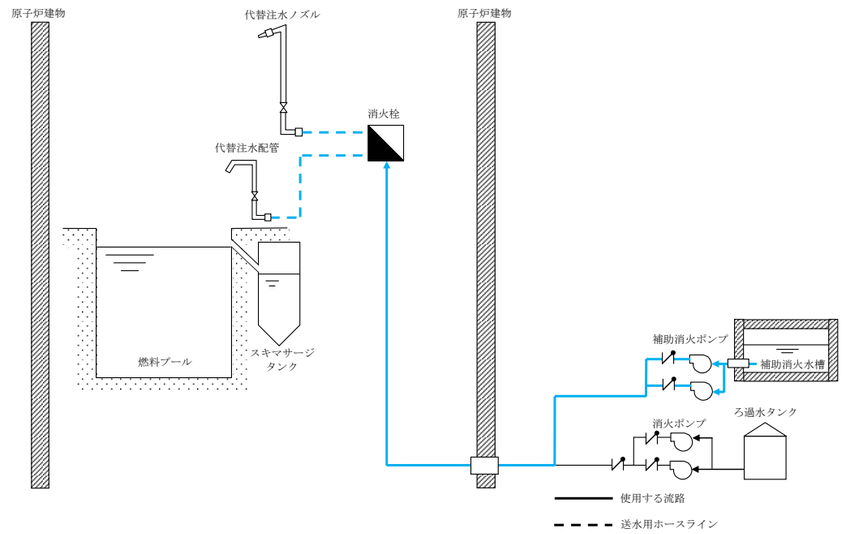
残留熱除去系（燃料プール冷却）は，設計上の交換燃料より多くの燃料が発電用原子炉からプールに取り出される場合，燃料プール冷却系の熱交換器の熱除去量を超える崩壊熱が生じるため，残留熱除去ポンプ，熱交換器を用いて燃料プール冷却系によるプール冷却を補助し，燃料プールを所定の温度以下に保つ。

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1 燃料プール冷却浄化系 系統概要（6 号炉の例）	 図１　燃料プール冷却系　系統概要（A系）	・設備の相違
	 図２　燃料プール冷却系　系統概要（B系）	・設備の相違

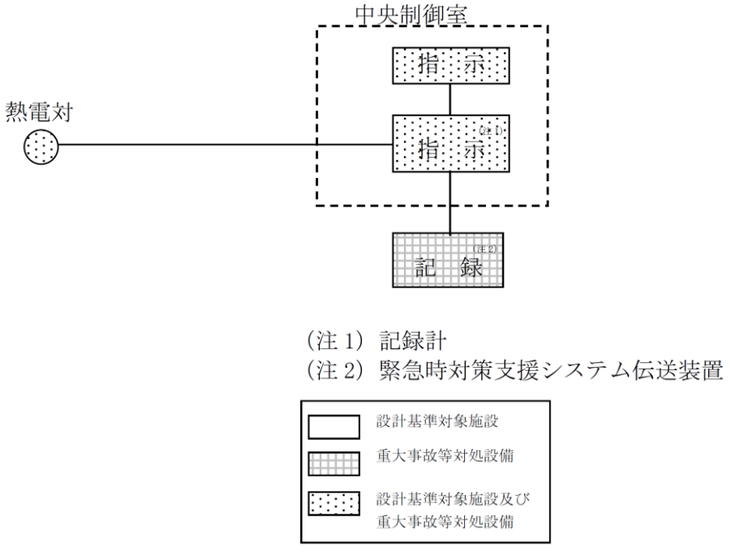
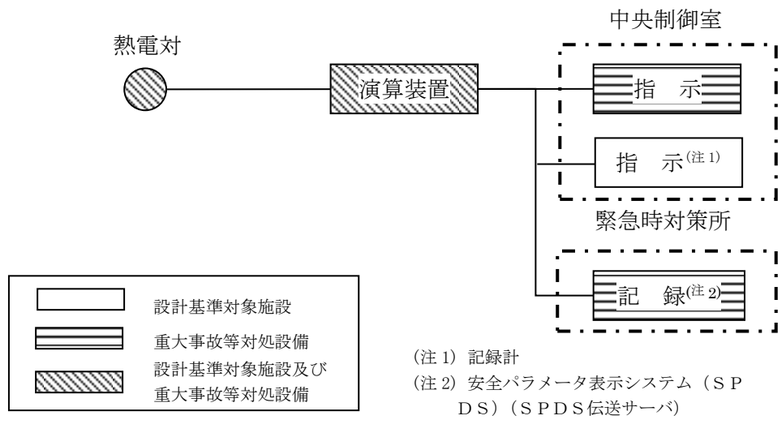
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図2 残留熱除去系（燃料プール冷却モード） 系統概要（6 号炉の例）	 図３　残留熱除去系（燃料プール冷却）系統概要	・設備の相違
(3) 燃料プール代替注水系【重大事故等対処設備】 燃料プール代替注水系の系統概要を補足説明資料54-4-2 に示す。 ① 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し，又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。 また，大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，及び臨界の防止を目的として設置するものである。なお，燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減する。 本系統は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級），計測制御装置，及び水源である防火水槽，淡水貯水池，若しくは海水，流路であるホース，可搬型スプレイヘッダ，注入先である使用済燃料プール等から構成される。 ② 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能	（３）燃料プールスプレイ系【重大事故等対処設備】 燃料プールスプレイ系の系統概要を補足説明資料 54-4-1 図に示す。 ①　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し，又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に，燃料プール内燃料体等を冷却し，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。 また，大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，及び臨界の防止を目的として設置するものである。なお，燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることにより，できる限り環境への放射性物質の放出を低減する。 本系統は，大量送水車，計測制御装置，及び水源である輪谷貯水槽（西１），（西２），若しくは海水，流路であるホース，可搬型スプレイノズル，注入先である燃料プール等から構成される。 ②　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除	

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
喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し，又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。なお，燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減する。 また，大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，及び臨界の防止を目的として設置するものである。 本系統は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級），計測制御装置，及び水源である防火水槽，淡水貯水池，若しくは海水，流路である燃料プール代替注水系配管，常設スプレイヘッダ，注入先である使用済燃料プール等から構成される。	去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し，又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に，燃料プール内燃料体等を冷却し，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。なお，燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることにより，できる限り環境への放射性物質の放出を低減する。 また，大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，及び臨界の防止を目的として設置するものである。 本系統は，大量送水車，計測制御装置，及び水源である輪谷貯水槽（西１），（西２），若しくは海水，流路であるホース，燃料プールスプレイ系配管，常設スプレイヘッダ，注入先である燃料プール等から構成される。	
(4) 消火系による燃料プール注水【自主対策設備】 消火系による燃料プール注水の設備概要を図3 に示す。 消火系による使用済燃料プールへの注水は，想定事故1 及び想定事故2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するため，ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い，全交流電源が喪失した場合でも，高台に配備した代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から遠隔で弁操作し，ろ過水タンクを水源として，消火系配管，復水補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して使用済燃料プールへ注水し，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する機能を有する。	（４）消火系による燃料プール注水【自主対策設備】 消火系による燃料プール注水の設備概要を図４（消火ポンプを使用した場合），図５（補助消火ポンプを使用した場合）に示す。 消火系による燃料プールへの注水は，想定事故１及び想定事故２において想定する燃料プールの水位の低下があった場合において燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するため，消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い，全交流電源が喪失した場合でも，高台に配備した代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から遠隔で操作し，消火ポンプを使用する場合はろ過水タンクを水源として，補助消火ポンプを使用する場合は補助消火水槽を水源として，復水輸送系配管及びスキマサージタンク等を経由して燃料プールへ注水し，燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する機能を有する。	・設備の相違 島根２号炉は，補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており，当該設備による注水も可能である。 ・設備の相違 島根２号炉は，補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており，当該設備による注水も可能である。
 図3 消火系による燃料プール注水 系統概要（6 号炉の例）	 図４－１　消火系（消火ポンプ）による燃料プール注水　系統概要（その１）	・設備の相違

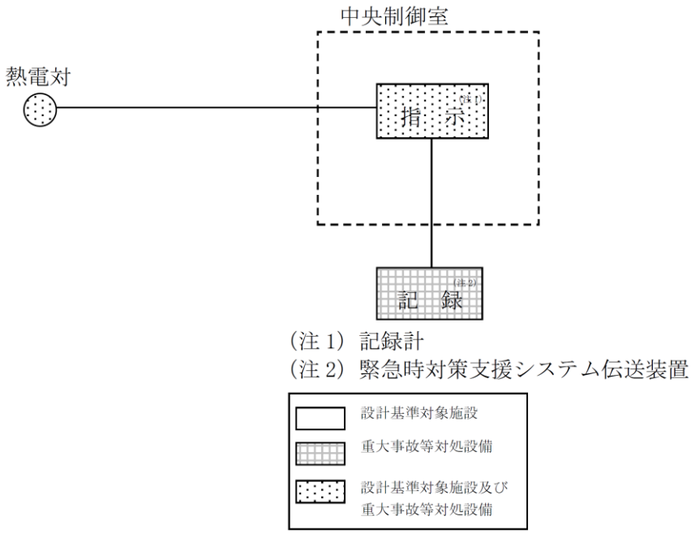
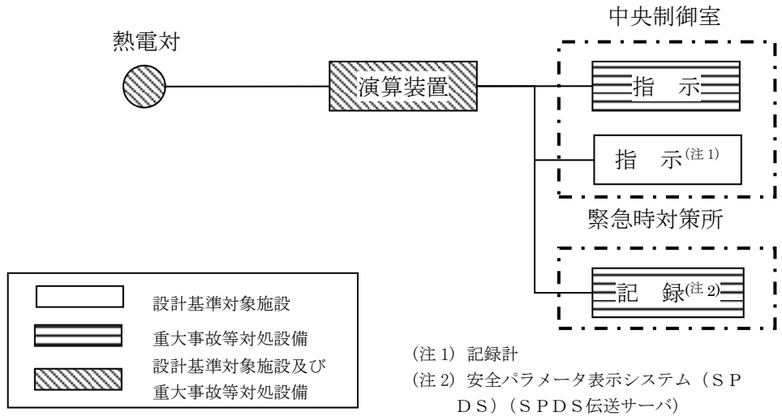
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 図４－２　消火系（消火ポンプ）による燃料プール注水　系統概要（その２） （消火栓使用）	・設備の相違
	 図５－１　消火系（補助消火ポンプ）による燃料プール注水　系統概要（その１）	・設備の相違

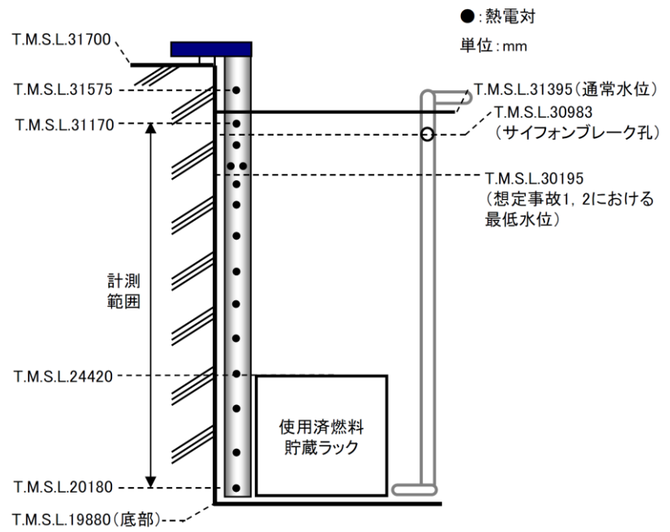
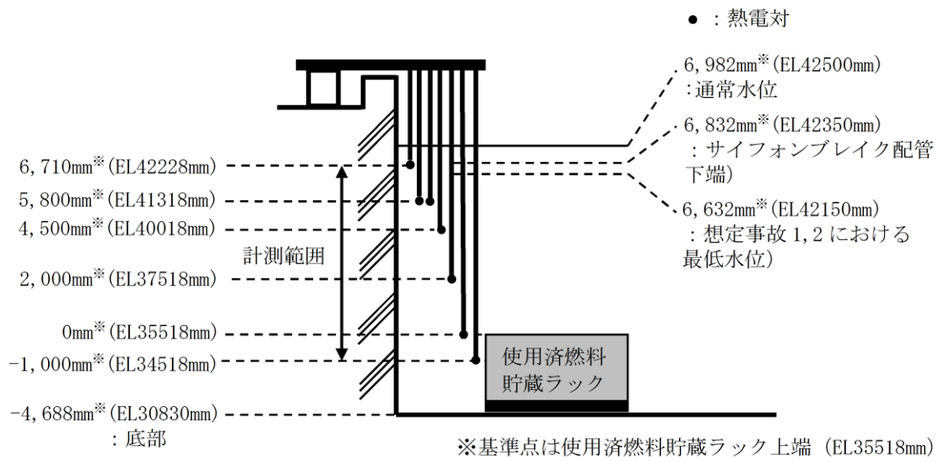
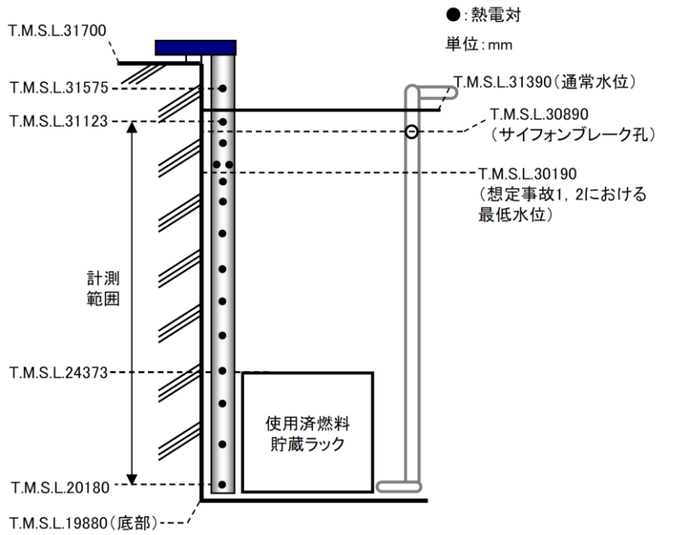
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 図５－２　消火系（補助消火ポンプ）による燃料プール注水　系統概要（その２） （消火栓使用）	・設備の相違

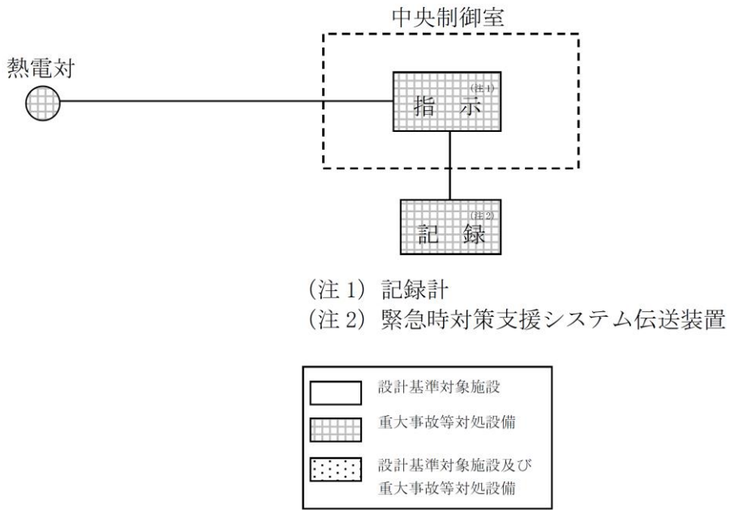
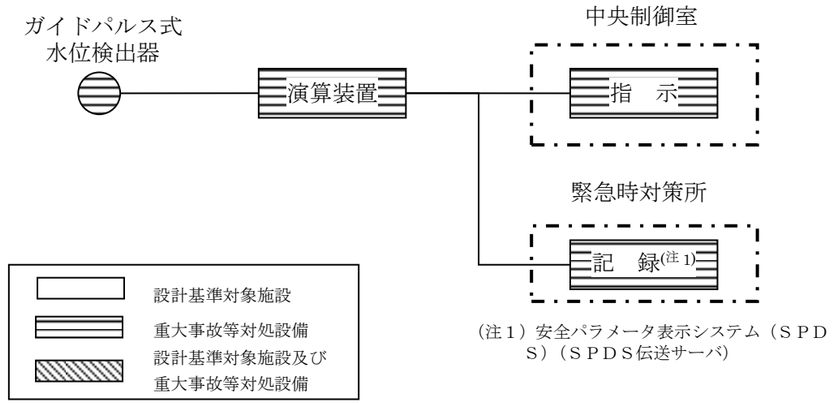
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
54-11 使用済燃料プール監視設備	54-11　燃料プール監視設備	

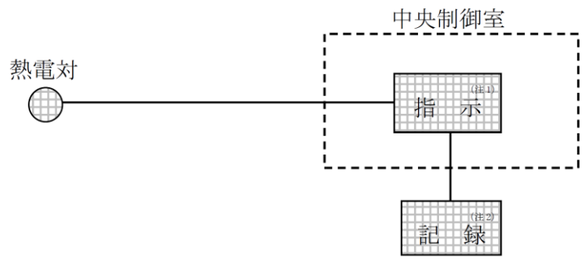
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1.　使用済燃料プールの監視設備について 使用済燃料プールの温度，水位及びプール上部の空間線量率を監視する検出器の計測結果の指示又は表示及び記録する計測装置を設置する。使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。 また，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。 なお，全交流動力電源喪失した場合でも，代替電源設備からの給電を可能とし，中央制御室で監視可能な設計とする。	1.　燃料プール監視設備について 燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率を監視する検出器の計測結果の指示又は表示及び記録する計測装置を設置する。燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プール水位（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）は，重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。 また，燃料プール監視カメラ（ＳＡ）は重大事故等時の燃料プールの状態を監視するために設置する。 なお，全交流動力電源喪失した場合でも，代替電源設備からの給電を可能とし，中央制御室で監視可能な設計とする。	・設備の相違
2.　設備概要について 2.1 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） (1)水位計測について 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，T.M.S.L.20180mm から15 箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図1 「使用済燃料貯蔵プール水位（SA広域）の概略構成図」参照）	2.　設備概要について 2.1　燃料プール水位・温度（ＳＡ） （１）水位計測について 燃料プール水位は設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール水位の検出信号は，－1,000mm（基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）から６箇所に設置した熱電対からの起電力を演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後，燃料プール水位を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。ヒータ加熱による気中と水中の温度変化の差を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（第54-11-1 図　「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（１）」参照）	・設備の相違 ・設備の相違
 図 1 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の概略構成図	 第 54-11-1 図　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（１）	・設備の相違

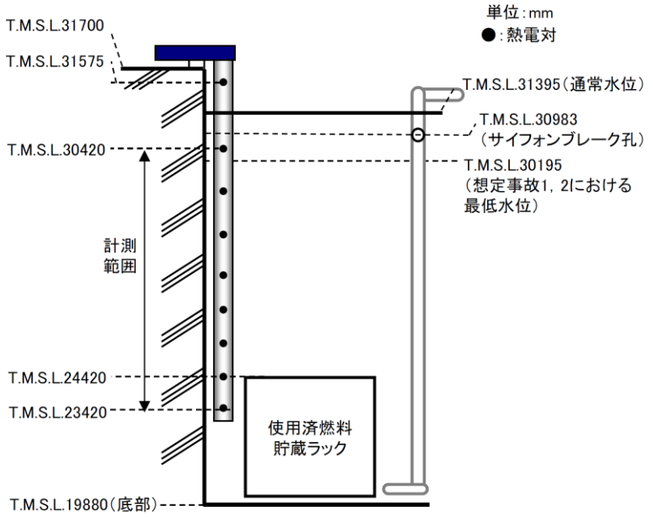
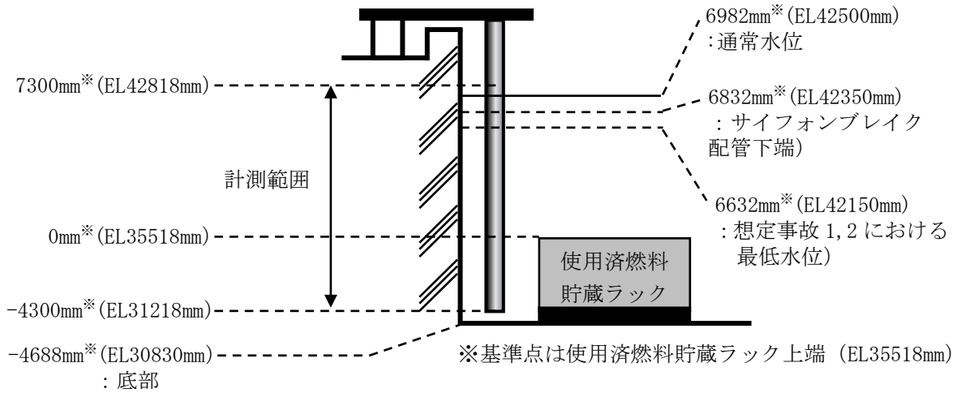
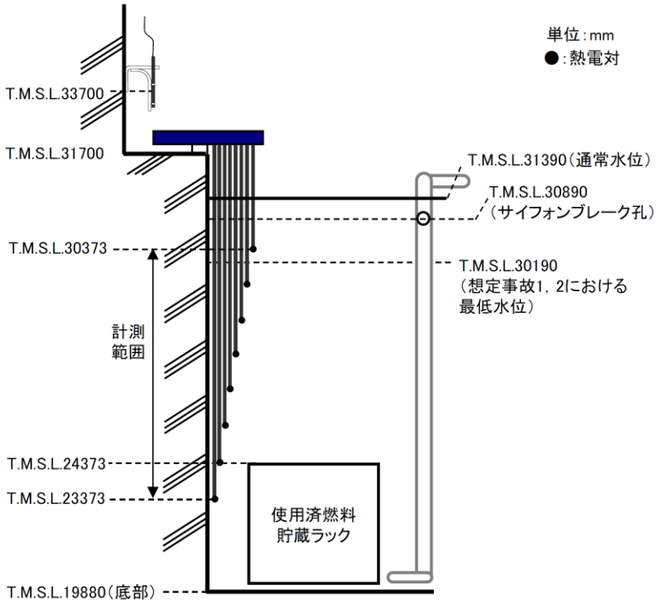
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
（設備仕様） 計測範囲　：　6 号炉　T.M.S.L.20180 ～ 31170mm（液相） T.M.S.L.31575mm（気相） 7 号炉　T.M.S.L.20180 ～ 31123mm（液相） T.M.S.L.31575mm（気相） 個数　　：　6 号炉 1 個 7 号炉 1 個 設置場所　：　原子炉建屋原子炉区域内地上４階	（設備仕様） 計測範囲：－1000～6710mm※（EL34518～42228mm） 個数　　：１個 設置場所：原子炉棟４階 ※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。	・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違
使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は第五十四条第１項で要求される想定事故（第37 条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））及び第五十四条第２項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料プール底部近傍（6 号炉:T.M.S.L.20180mm，7 号炉：T.M.S.L.20180mm）から使用済燃料プール上端近傍（6 号炉：T.M.S.L.31170mm，7 号炉：T.M.S.L.31123mm）を計測範囲とする。（図3 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測範囲（6 号炉）」及び図4 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測範囲（7 号炉）」参照）	燃料プール水位・温度（ＳＡ）は第五十四条第１項で要求される想定事故（第 37 条解釈３－１（ａ）想定事故１（冷却機能又は注水機能喪失により水温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び（ｂ）想定事故２（サイフォン現象等により燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））及び第五十四条第２項で要求される燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料貯蔵ラック上端近傍（－1000mm※（EL34518 mm））から燃料プール上部（6710mm※（EL42228mm））を計測範囲とする。（第 54-11-3 図「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の設置図」参照） ※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。	・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違
(2)温度計測について 使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）を中央制御室に指示し，記録する。（図2 「使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図」参照）	（２）温度計測について 燃料プール温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，燃料プール温度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第54-11-2 図 「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（２）」参照）	・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２ 使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図	 第 54-11-2 図　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（２）	・設備の相違
（設備仕様） 計測範囲　：　6 号炉 0～150℃ 7 号炉 0～150℃ 個数　　：　6 号炉 1 個（検出点14 箇所） 7 号炉 1 個（検出点14 箇所） 設置場所　：　原子炉建屋原子炉区域内地上4 階	（設備仕様） 計測範囲：0～150℃ 個数　　：１個（検出点７箇所） 設置場所：原子炉棟４階	・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違
なお，第五十四条第1 項で要求される想定事故は第37 条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり，水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：使用済燃料プール水浄化冷却系配管が破断した場合の水位（6 号炉：T.M.S.L.30195mm，7 号炉：T.M.S.L.30190mm）においても温度計測できる設置位置とする。また，第五十四条第2 項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測ができる設置位置とする。（図3 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図（6 号炉）」及び図4 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図（７号炉）」参照）	なお，第五十四条第１項で要求される想定事故は第 37 条解釈 3－1（ａ）想定事故１（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び（ｂ）想定事故２（サイフォン現象等により燃料プール水の小規模な喪失が発生し，水位が低下する事故）であり，水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：残留熱除去系配管が破断した場合の水位（6,632mm※（EL42150 mm））においても温度計測できる設置位置とする。また，第五十四条第２項で要求される燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測ができる設置位置とする。（第 54-11-3 図「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の設置図」参照） ※ 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。	・設備の相違 ・設備の相違 ・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
 図 3 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図（6 号炉）	 第 54-11-3 図　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の設置図	・設備の相違
 図 4 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図（7 号炉）		・設備の相違
2.2 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	2.2　燃料プール水位（ＳＡ）	・設備の相違
(1)水位計測について		・設備の相違
使用済燃料貯蔵プール水位（SA）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，T.M.S.L.23420mm（6 号炉），T.M.S.L.23373mm（7 号炉）から9 箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図5 「使用済燃料貯蔵プール水位（SA）の概略構成図」参照）	燃料プール水位（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール水位（ＳＡ）の検出信号は，ガイドパルス式水位検出器からの電気信号を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，燃料プール水位（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第 54-11-4 図「燃料プール水位（ＳＡ）の概略構成図」参照）	・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
 図5 使用済燃料貯蔵プール水位（SA）の概略構成図	 第 54-11-4 図　燃料プール水位（ＳＡ）の概略構成図	・設備の相違
（設備仕様）	（設備仕様）	
計測範囲：６号炉 T.M.S.L.23420 ～ 30420mm（液相）	計測範囲：－4.30～7.30m※　（EL31218～42818mm）	・設備の相違
T.M.S.L.31575mm（気相）		・設備の相違
７号炉 T.M.S.L.23373 ～ 30373mm（液相）		・設備の相違
T.M.S.L.33700mm（気相）		・設備の相違
個数　　：６号炉 １ 個	個数　　：１個	
７号炉 １ 個		・設備の相違
設置場所 ：原子炉建屋原子炉区域内地上4 階	設置場所：原子炉棟４階	
	※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。	・設備の相違
	燃料プール水位（ＳＡ）の計測範囲は，燃料プール内における冷却水の低下傾向を監視できるよう，－4.30～7.30m（基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）を連続的に計測可能としている。 燃料プール水位（ＳＡ）は，断続的に発信したパルスをプローブに伝播し，水面部でのインピーダンス変化により反射してくるパルスの往復時間を測定することで，水位を連続的に計測する。	・設備の相違
使用済燃料貯蔵プール水位（SA）は，第五十四条第1 項で要求される想定事故（第37 条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））及び第五十四条第2 項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮	なお，燃料プール水位（ＳＡ）は，第五十四条第１項で要求される想定事故（第 37 条解釈３－１（ａ）想定事故１（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び（ｂ）想定事故２（サイフォン現象等により燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））及び第五十四条第２項で要求される燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使	・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
し，使用済燃料貯蔵ラック上端付近（6 号炉：T.M.S.L.23420mm，7 号炉：T.M.S.L.23373mm）から使用済燃料プール上端付近（6 号炉：T.M.S.L.30420mm，7 号炉：T.M.S.L.30373mm）を計測範囲とする。（図7 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の計測範囲（6 号炉）」及び図8 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の計測範囲（7 号炉）」参照）	用済燃料貯蔵ラック下端近傍（－4.30m※（EL31218mm））から燃料プール上端近傍（7.30m※（EL42818mm））を計測範囲とする。（第 54-11-5 図「燃料プール水位（ＳＡ）の 設置図」参照） ※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。	・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違
(2)温度計測について 使用済燃料貯蔵プール温度（SA）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール温度（SA）の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール温度（SA）を中央制御室に指示し，記録する。（図6 「使用済燃料貯蔵プール温度（SA）の概略構成図」参照）  （注 1）記録計 （注 2）緊急時対策支援システム伝送装置 図6 使用済燃料貯蔵プール温度（SA）の概略構成図 （設備仕様） 計測範囲　：　6 号炉 0～150℃ 7 号炉 0～150℃ 個数　　：　6 号炉 1 個（検出点8 箇所） 7 号炉 1 個（検出点8 箇所） 設置場所　：　原子炉建屋原子炉区域内地上4 階 なお，第五十四条第1 項で要求される想定事故は第37 条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり，水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：使用済燃料プール水浄化冷却系配管が破断した場合の水位（ 6 号炉：T.M.S.L.30195mm，7 号炉：T.M.S.L.30190mm）においても温度計		

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
測できる設置位置とする。また，第五十四条第２項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測ができる設置位置とする。（図7 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の概略構成図（6 号炉）」及び図8 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の概略構成図（7 号炉）」参照）  図 7 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の計測範囲（6 号炉）	 第 54-11-5 図　燃料プール水位（ＳＡ）の設置図	・設備の相違
 図 8 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の計測範囲（7 号炉）		・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
2.3 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタは，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの検出信号は，使用済燃料プールエリアの放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。 なお，事故時においても，より広範囲の計測を可能とするため高レンジと低レンジの放射線モニタを設置する。（図9 「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図」参照）	2.3　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）は，重大事故対処設備の機能を有しており，燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の検出信号は，電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて線量当量率信号に変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第54.11－6図「燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の概略構成図」参照）	

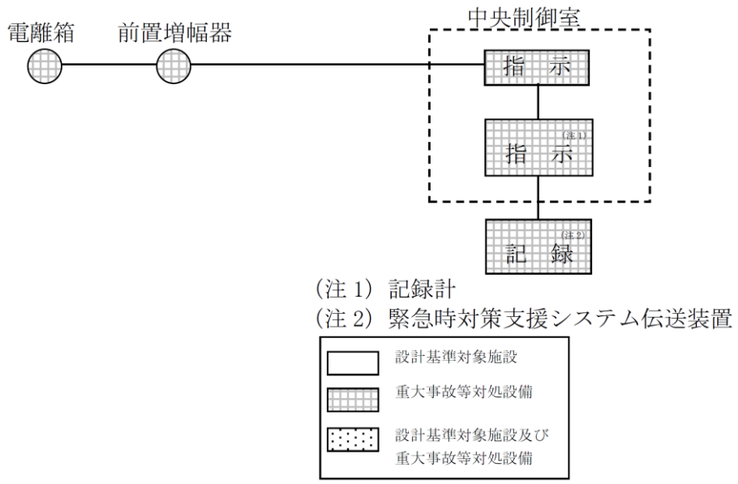
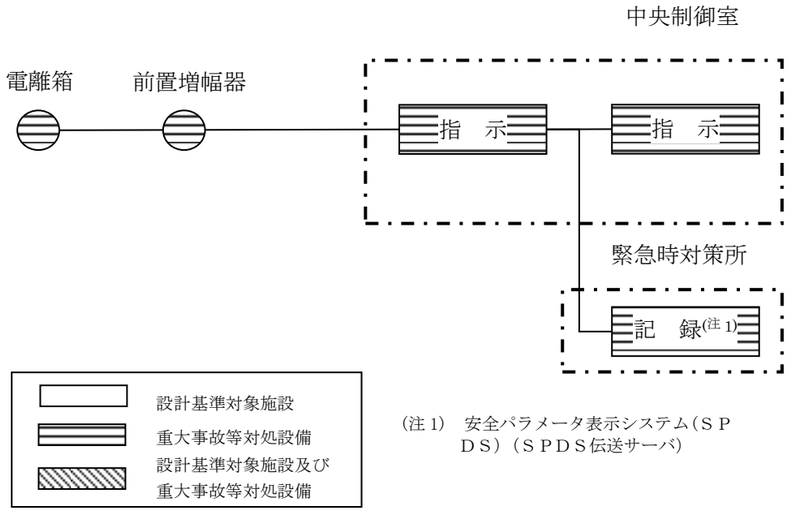

	

図9 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図	第 54-11-6 図　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の概略構成図	・設備の相違
（設備仕様） （高レンジ） 計測範囲　：　6 号炉　10^{1}～10^{8}mSv/h 7 号炉　10^{1}～10^{8}mSv/h 個数　　：　6 号炉　1 個 7 号炉　1 個 設置場所　：　原子炉建屋原子炉区域内地上4 階 （低レンジ） 計測範囲　：　6 号炉　10^{-2}～10^{5}mSv/h 7 号炉　10^{-3}～10^{4}mSv/h 個数　　：　6 号炉　1 個 7 号炉　1 個 設置場所　：　原子炉建屋原子炉区域内地上4 階	（設備仕様） （高レンジ） 計測範囲：10^{1}～10^{8}mSv/h 個数　　：１個 設置場所：原子炉棟４階 （低レンジ） 計測範囲：10^{-3}～10^{4}mSv/h 個数：１個 設置場所：原子炉棟４階	・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違 ・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
放射線管理用計測装置の計測範囲は，作業従事者に対する放射線防護の観点より，原子炉建屋原子炉区域内地上4 階における線量当量率限度を考慮した設計とする。原子炉建屋原子炉区域内地上4 階における遮蔽設計区分は，使用済燃料プール区域の遮蔽区分C（C<0.05mSv/h）となりこれらを考慮した計測範囲とする。	放射線管理用計測装置の計測範囲は，作業従事者に対する放射線防護の観点より，原子炉棟４階における線量当量率限度を考慮した設計とする。原子炉棟４階における線量率区分は，短時間定期的に立ち入りを要する区域（Ｃ区分≦0.06mSv/h）となりこれらを考慮した計測範囲とする。	・設備の相違
計測範囲の下限値は上記設計区分C の上限線量当量率を計測できる範囲（10^{-2}mSv/h≦計測範囲）とする。計測範囲の上限値は，使用済燃料プール区域の遮蔽区分C（C<0.05mSv/h）が計測可能な測定範囲であること，かつ，重大事故等時に使用済燃料プール水位の異常な低下が発生し，使用済燃料が露出した場合に想定される最大線量率を計測できる範囲（～10^{8}mSv/h）とする。（図10 「水位と放射線線量率の関係（6 号炉）」及び図11 「水位と放射線線量率の関係（7 号炉）」参照）	計測範囲の下限値は上記区域のＣ区分の上限線量当量率を計測できる範囲（10^{-3}mSv/h≦計測範囲）とする。計測範囲の上限値は，燃料プール区域のＣ区分（Ｃ区分≦0.06mSv/h）が計測可能な測定範囲であること，かつ，重大事故等時に燃料プール水位の異常な低下が発生し，使用済燃料が露出した場合に想定される最大線量率を計測できる範囲（～10^{8}mSv/h）とする。 （第 54-11-7 図「水位と放射線線量率の関係」参照）	・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違

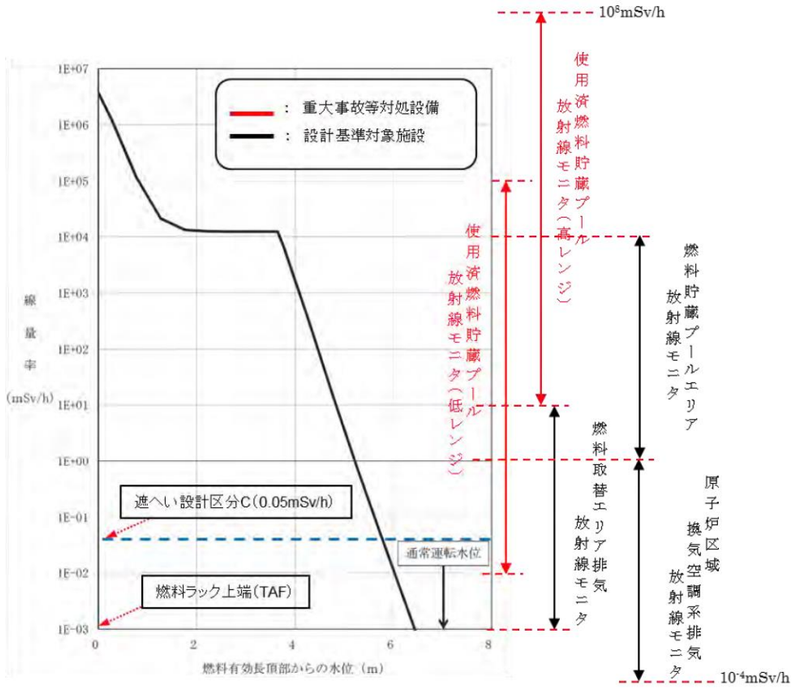
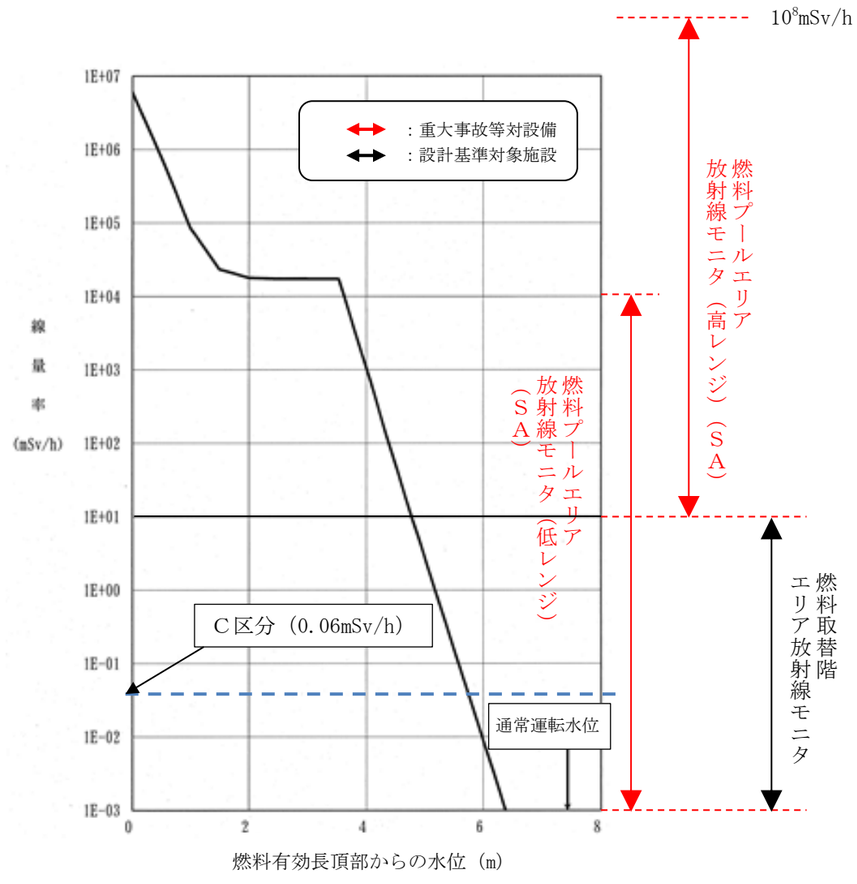
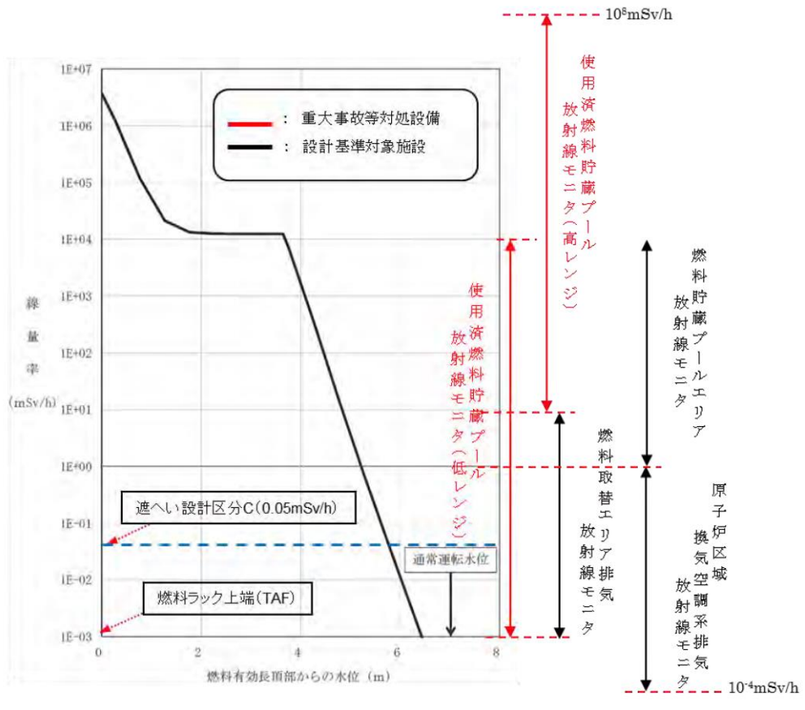
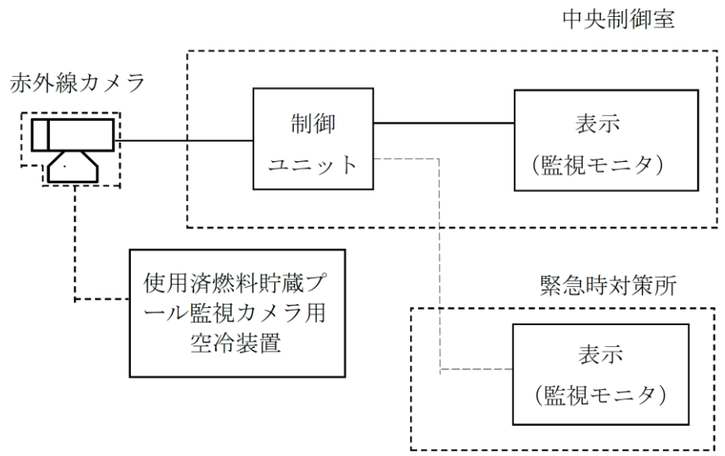
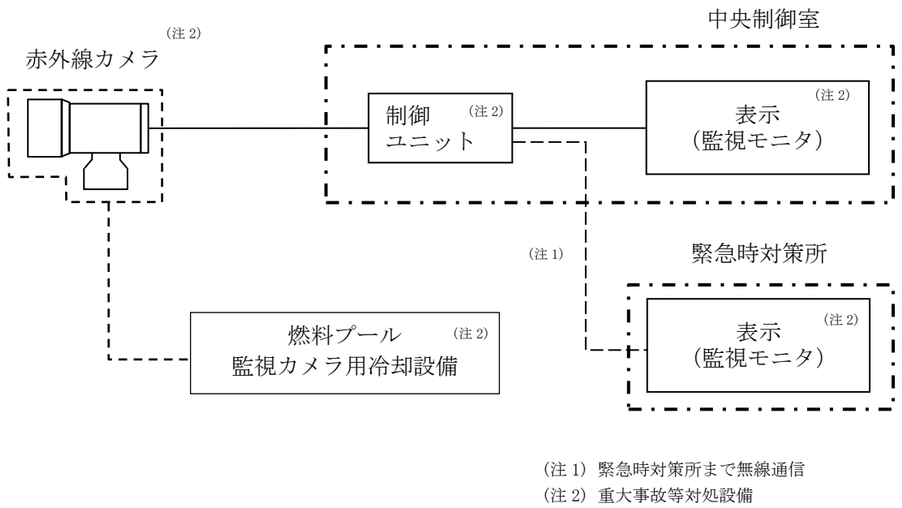
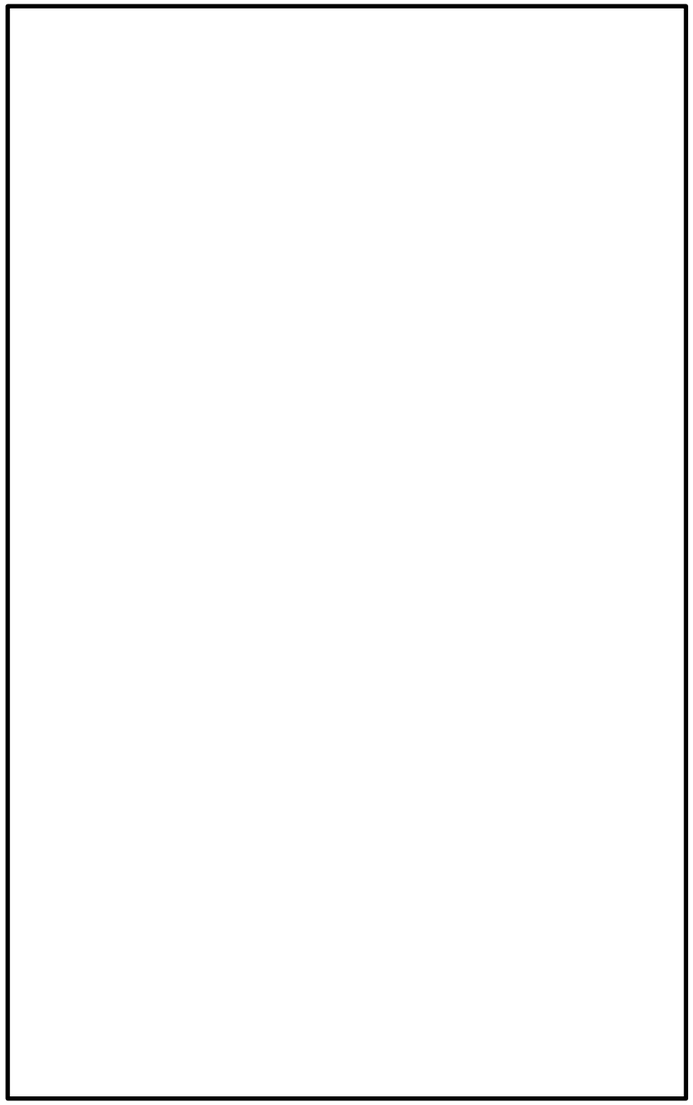
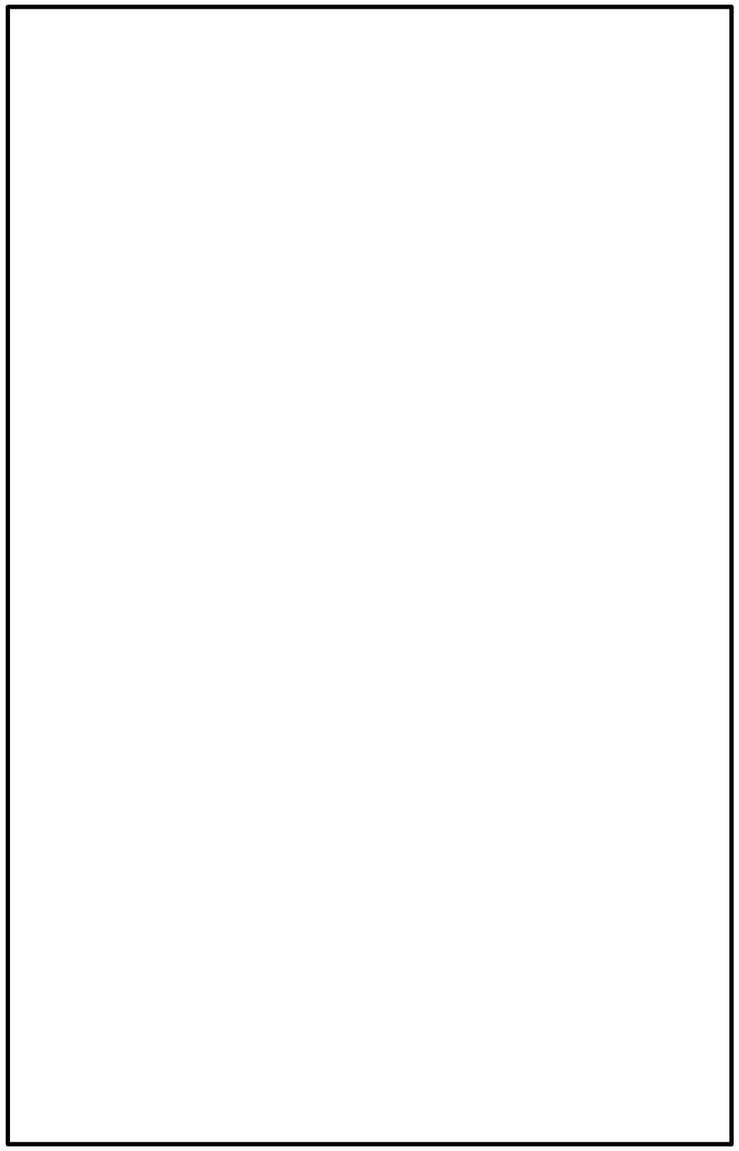
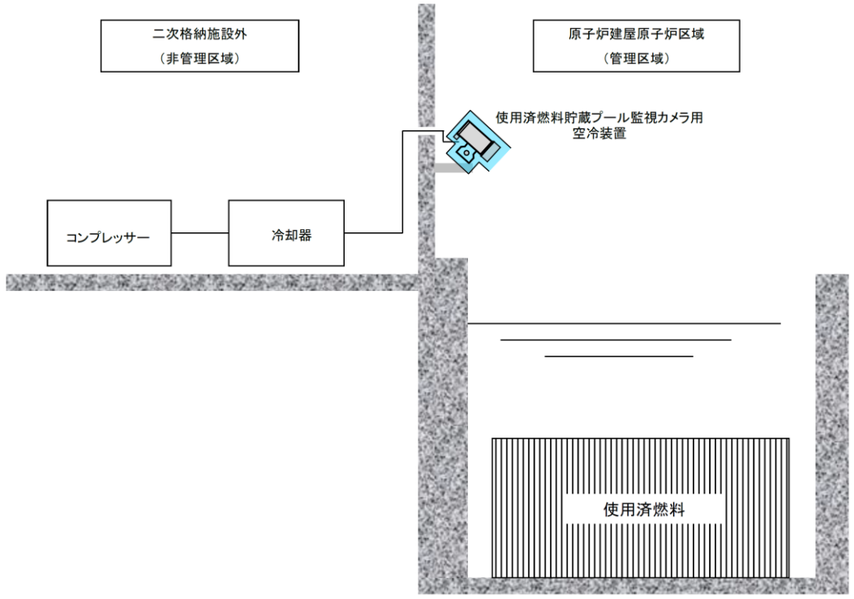
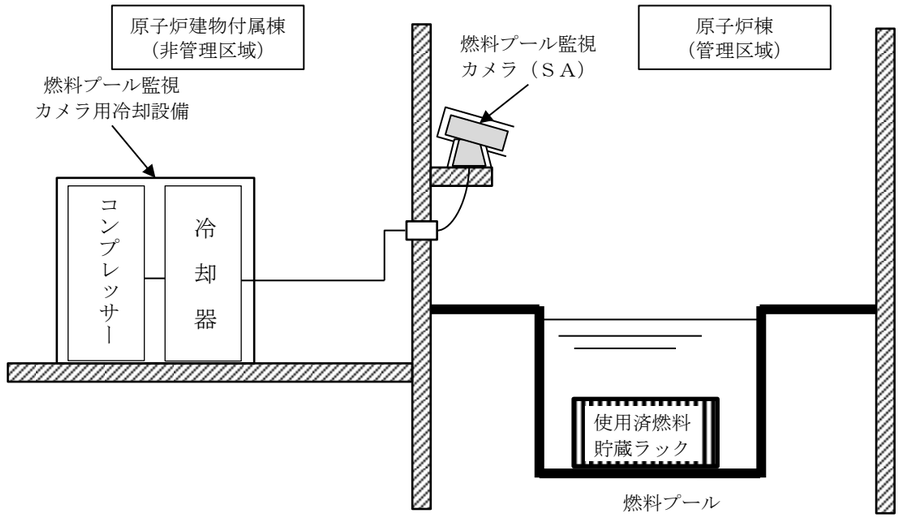

	

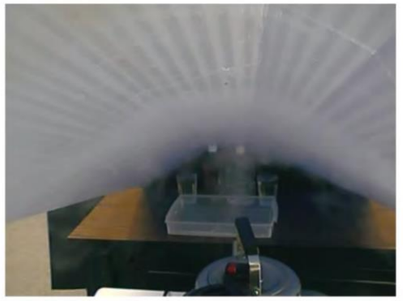
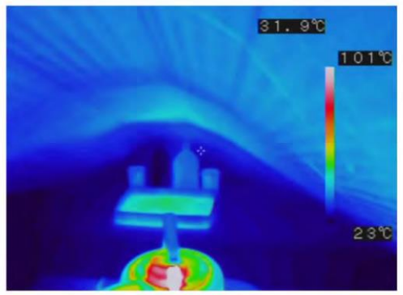
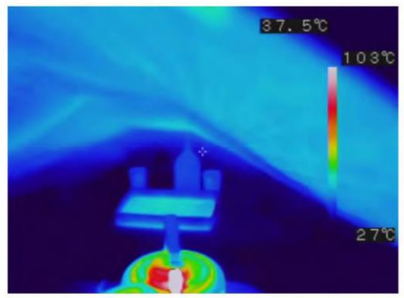
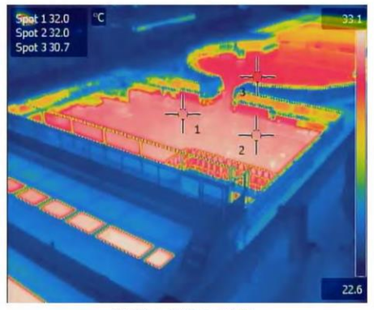
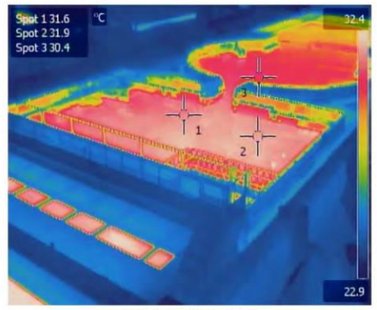
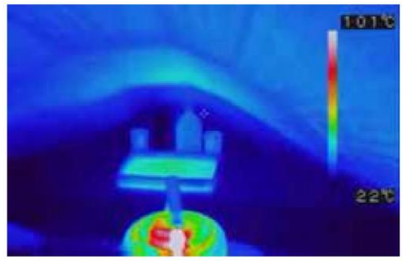
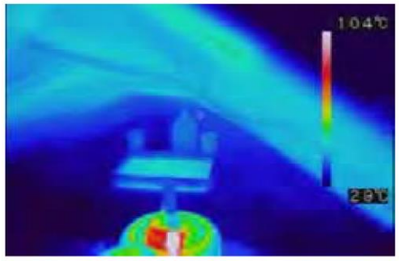
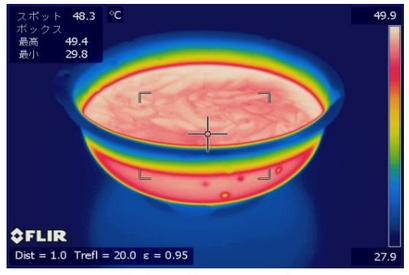
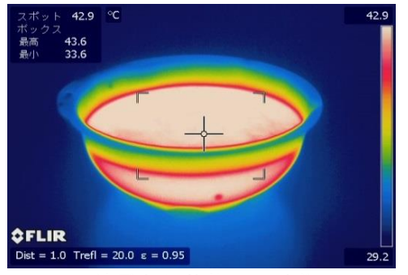
図 10 水位と放射線線量率の関係（6 号炉）	第 54-11-7 図　水位と放射線線量率の関係	・設備の相違

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11 水位と放射線線量率の関係（7 号炉）		・設備の相違
2.4 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (1)使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において，使用済燃料プールの状態を監視する。また，照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラである。使用済燃料貯蔵プール監視カメラの映像信号は，制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。（図12「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図」参照）	2.4　燃料プール監視カメラ（ＳＡ） (1)　燃料プール監視カメラ（ＳＡ） 燃料プール監視カメラ（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において，燃料プールの状態を監視する。また，照明がない場合や蒸気雰囲気下においても燃料プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラとする。燃料プールの監視カメラの映像は，制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。 （第 54-11-8 図「燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の概略構成図」参照）	・設備の相違

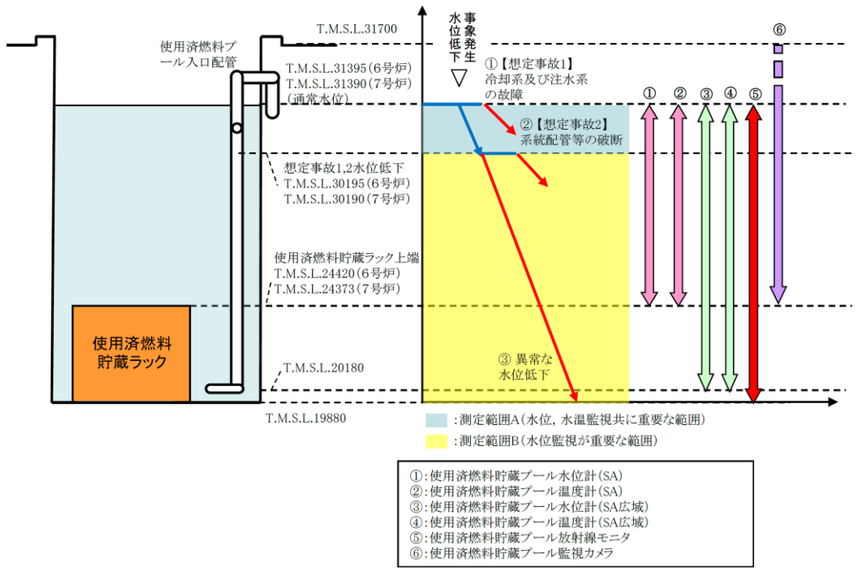
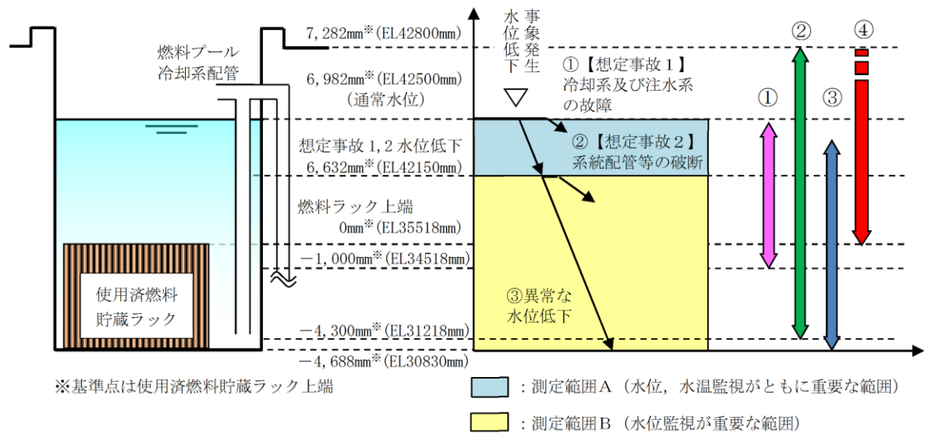
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 （注１）緊急時対策所までは無線通信 （注２）本設備は全て重大事故等対処設備 図12 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図	 （注１）緊急時対策所まで無線通信 （注２）重大事故等対処設備 第 54-11-8 図　燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の概略構成図	
（設備仕様） 個数　　：６号炉１個 ７号炉１個 設置場所　：原子炉建屋原子炉区域内地上4 階 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ監視範囲（図13 「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野概略図」参照）	（設備仕様） 個数　　：１個 設置場所：原子炉棟４階 燃料プール監視カメラ（ＳＡ）監視範囲（第 54-11-9 図「燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の視野概略図」参照）	・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13 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野概略図	 第 54-11-9 図　燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の視野概略図	

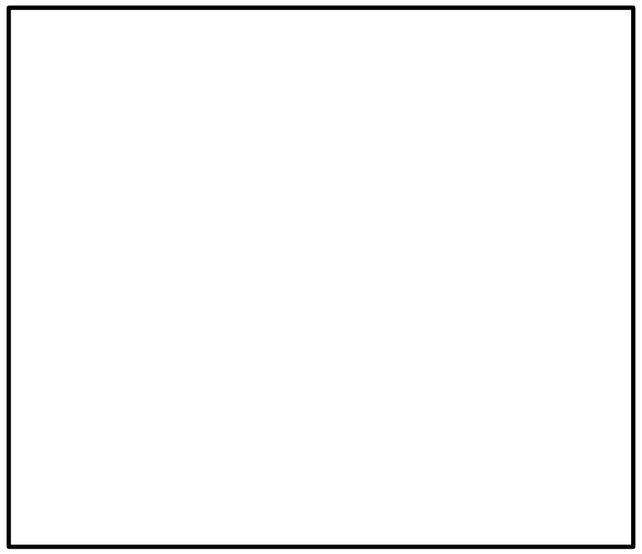
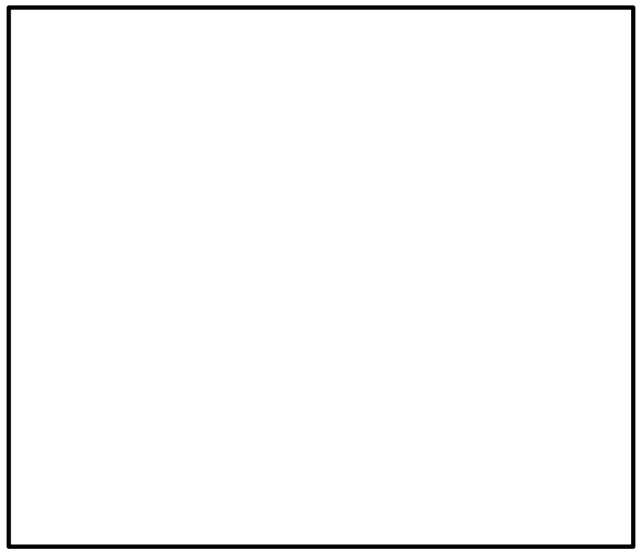
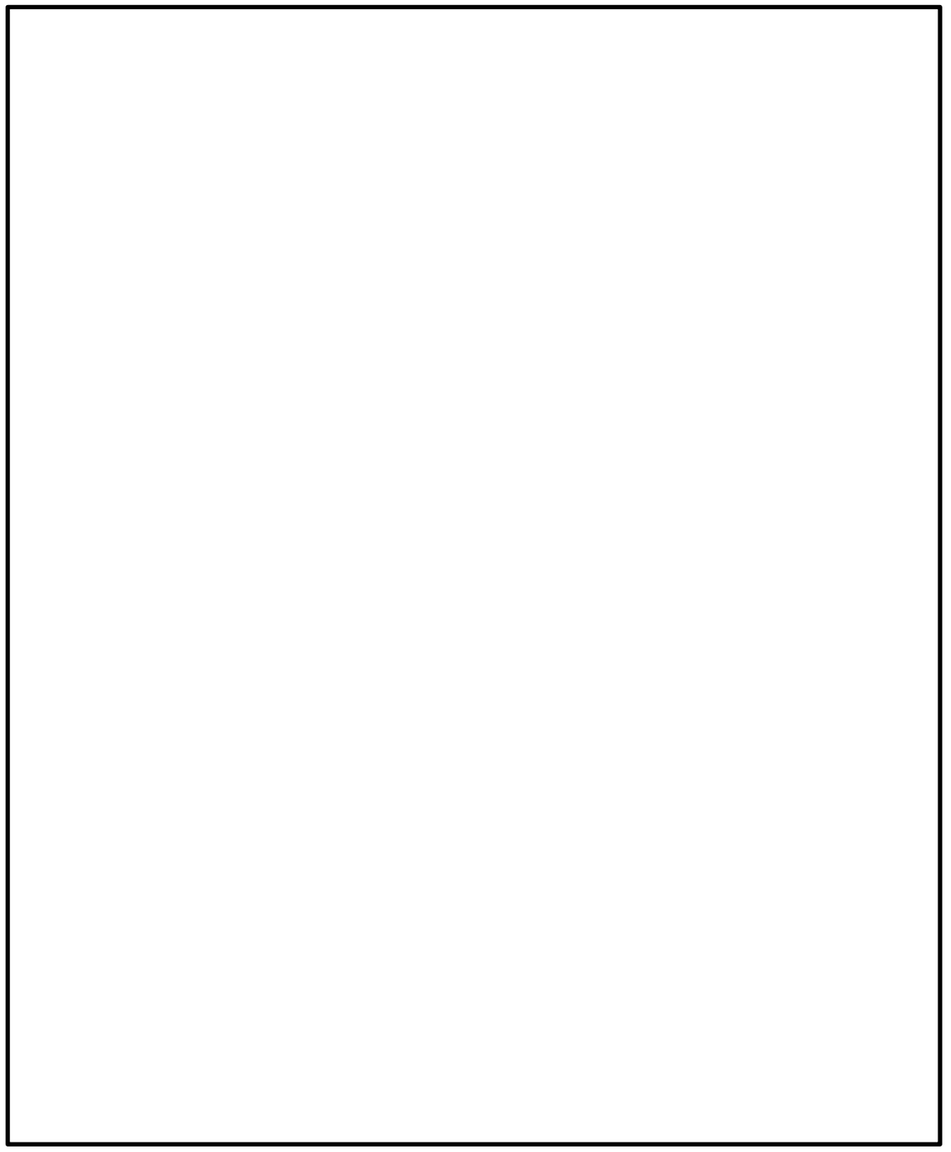
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(2) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，重大事故等対処設備の機能を有しており，コンプレッサー，冷却器及びホース等で構成し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。（図14 「使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の構成図」参照）  図14 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の構成図	(2) 燃料プール監視カメラ用冷却設備 燃料プール監視カメラ用冷却設備は，重大事故等対処設備の機能を有しており，コンプレッサー，冷却器及びホース等で構成し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の耐環境性向上用の空気を供給する。 （第 54-11-10 図「燃料プール監視カメラ用冷却設備の構成図」参照）  第 54-11-10 図　燃料プール監視カメラ用冷却設備の構成図	・設備の相違
(3) 蒸気雰囲気下での使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視性確認について 蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え，空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において，可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果，可視カメラにおいては，蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって，状態把握が困難であるが，赤外線カメラは大きな影響は見られなかったことから，赤外線カメラにおいては，蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。 また，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは耐環境性向上のため使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置で冷却を行うが，使用済燃料貯蔵プール監視カメラが設置されている原子炉建屋原子炉区域内地上4 階の温度は100℃と想定されることから温度差により結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と，レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果，結露ありの場合についても結露なしの状態と変化が見られないことから，赤外線カメラにおいては，カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能である。（図15 「可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視」参照）	(3) 蒸気雰囲気下での燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の監視性確認について 蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え，空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において，可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果，可視カメラにおいては，蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって，状態把握が困難であるが，赤外線カメラは大きな影響は見られなかったことから，赤外線カメラにおいては，蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。 また，燃料プール監視カメラ（ＳＡ）は耐環境性向上のため燃料プール監視カメラ用冷却設備で冷却を行うが，燃料プール監視カメラ（ＳＡ）が設置されている原子炉棟４階の温度は 100℃と想定されることから温度差により結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と，レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果，結露ありの場合についても結露なしの状態と変化が見られないことから，赤外線カメラにおいては，カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能である。（第 54-11-11 図「可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視」参照）	

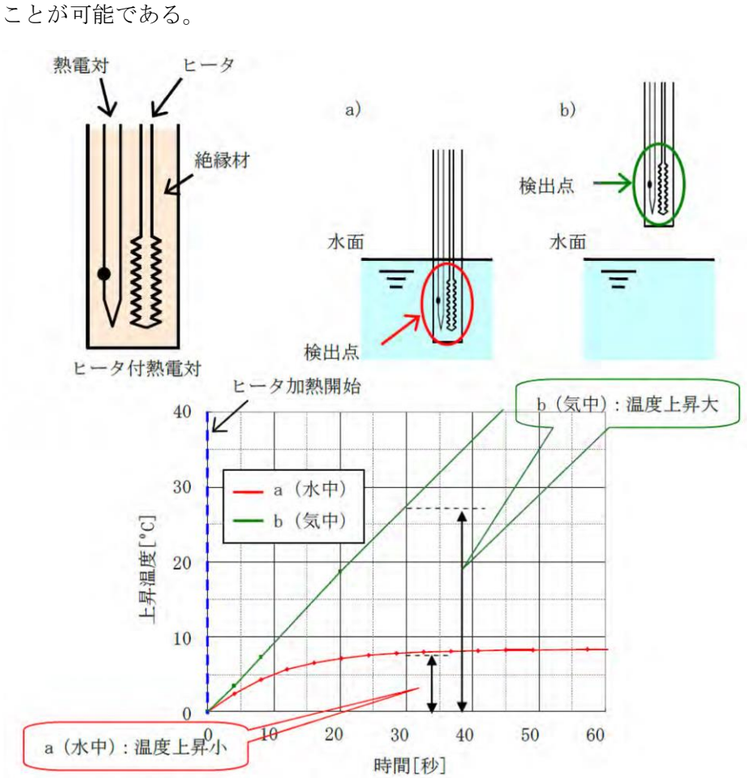
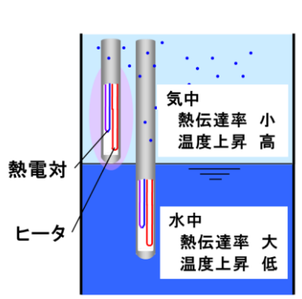
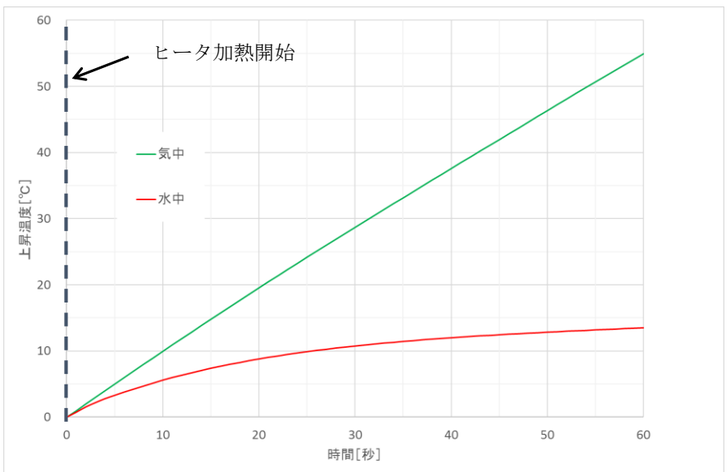
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
① 可視カメラ  蒸気なし状態の映像 蒸気雰囲気状態での映像 ② 赤外線カメラ  蒸気なし状態での映像  蒸気雰囲気状態での映像 ③ 赤外線カメラのレンズに結露を模擬  結露なし状態での映像  結露あり状態での映像 図15 可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視	①　可視カメラ 蒸気なし状態の映像 蒸気雰囲気状態での映像 ②　赤外線カメラ  蒸気なし状態の映像  蒸気雰囲気状態での映像 ③赤外線カメラのレンズに結露を模擬  結露なし状態での映像  結露あり状態での映像 第 54-11-11 図　可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視	・設備の相違

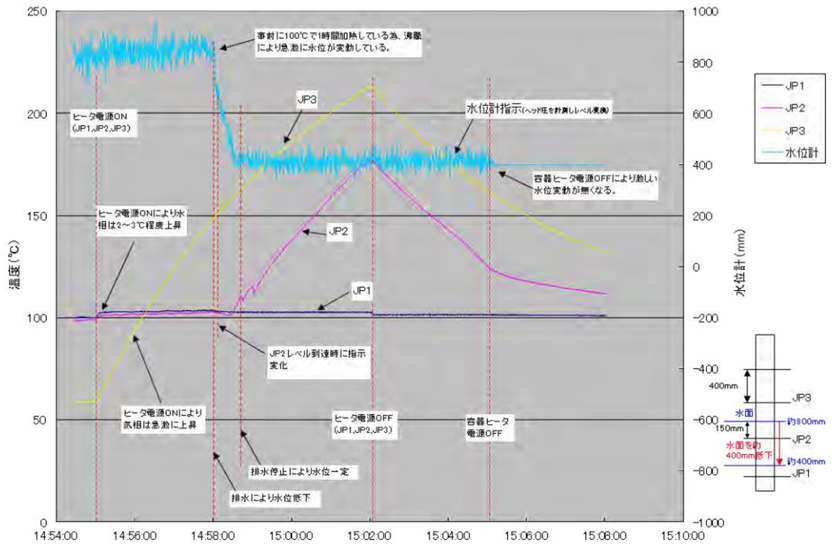
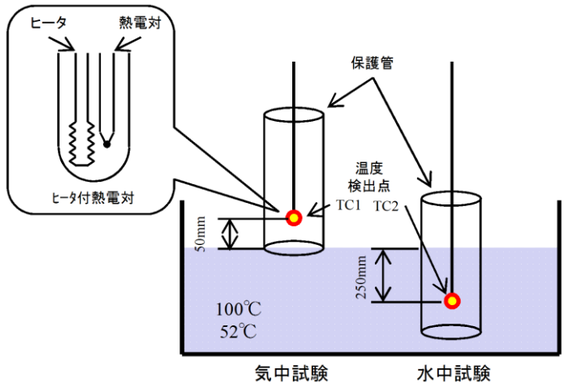
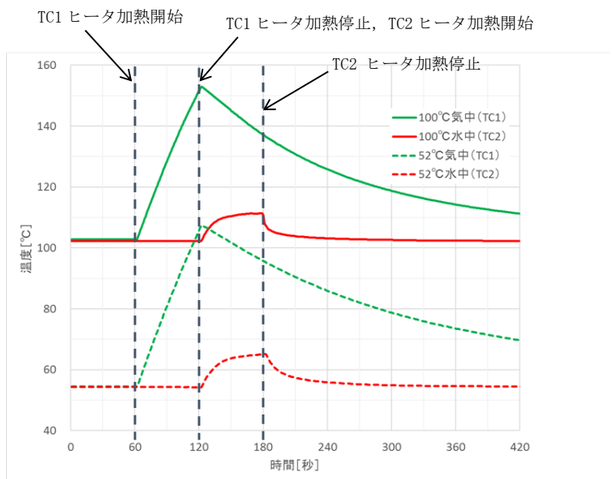
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3. 大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事象においては，使用済燃料プールの水位及び温度，空間線量率による監視を継続し，水位監視を主としながら必要に応じて，使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。 ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については，使用済燃料プール底部までの水位低下傾向を把握するため，使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）を配備する。 ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における空間線量率については，使用済燃料プール区域の空間線量の上昇や使用済燃料プール水の蒸散による環境状態の悪化を想定した，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタにて空間線量率を計測する。 【水位監視】 使用済燃料プールの燃料貯蔵設備に関わる重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。 【温度監視】 水位監視を主として，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）にて温度監視を行う。（温度は沸騰による蒸発状態では，使用済燃料プール水の温度変化がないことから，必要に応じて監視する。） 【空間線量率監視】 使用済燃料プール区域の空間線量率を把握するために線量率監視を行う。 使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については（図16 「使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」に示す。	3. 大量の水の漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について 燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事象においては，燃料プールの水位及び温度，空間線量率による監視を継続し，水位監視を主としながら必要に応じて，燃料プール監視カメラ（ＳＡ）により燃料プールの状態を監視する。 ・燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については，燃料プール底部近傍までの水位低下傾向を把握するため，燃料プール水位（ＳＡ）を配備する。 ・燃料プール水位の異常な低下事象時における空間線量率については，燃料取替階エリアの空間線量率の上昇や燃料プール水の蒸散による環境状態の悪化を想定した，燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）にて空間線量率を計測する。 【水位監視】 燃料プールの燃料貯蔵設備に関わる重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。 【温度監視】 水位監視を主として，燃料プール水位・温度（ＳＡ）にて温度監視を行う。（温度は沸騰による蒸発状態では，燃料プール水の温度変化がないことから，必要に応じて監視する。） 【空間線量率監視】 燃料取替階エリアの空間線量率を把握するため線量率監視を行う。 燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については，第 54-11-12 図「燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」に示す。	・設備の相違

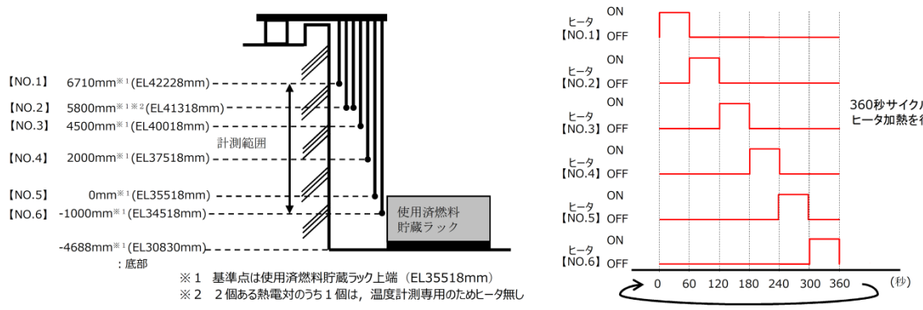
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 16 使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図	 ①燃料プール水位・温度（ＳＡ） ②燃料プール水位（ＳＡ） ③燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） ④燃料プール監視カメラ（ＳＡ） 第 54-11-12 図　燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図	・設備の相違
4. 使用済燃料プール監視設備の重大事故等対処設備の設計基準対象施設への影響防止対策 (1) 使用済燃料プール水位 設計基準対象施設（使用済燃料貯蔵プール水位）と重大事故等対処設備（使用済燃料貯蔵プール水位（SA広域，SA））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電気的な分離を実施する設計とする。 重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管による独立したケーブルを敷設する設計とする。	4. 燃料プール監視設備の重大事故対象設備の設計基準対象施設への影響防止対策 (1) 燃料プール水位 設計基準対象施設（燃料プール水位）と重大事故対処設備（燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プール水位（ＳＡ））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電気的な分離を実施する設計とする。 重大事故対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管等による独立したケーブルを布設する設計とする。	・設備の相違
(2) 使用済燃料プール温度 設計基準対象施設（使用済燃料貯蔵プール温度，燃料プール水冷却浄化系ポンプ入口温度）と重大事故等対処設備（使用済燃料貯蔵プール温度（SA広域，SA））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電気的な分離を実施する設計とする。 重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管による独立したケーブルを敷設する設計とする。	(2) 燃料プール温度 設計基準対象施設（燃料プール温度）と重大事故対処設備（燃料プール水位・温度（ＳＡ））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電気的な分離を実施する設計とする。 重大事故対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管等による独立したケーブルを布設する設計とする。	・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
(3) 使用済燃料プール上部の空間線量率 設計基準対象施設（燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ，燃料取替エリア排気放射線モニタ）と重大事故等対処設備（使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電気的な分離を実施する設計とする。 重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管による独立したケーブルを敷設する設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。 これら重大事故等対処設備は，原子炉建屋原子炉区域内地上4階に設置しており，重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となる物は除去されており，ケーブルは電線管により敷設しており火災に伴う設計基準対象施設とは共通要因によって機能喪失しないよう考慮した設計とする。 また，当該エリアは火災の感知区域となっており感知された場合には初期消火が実施される。 重大事故等対処設備（検出器）からの信号は，微弱な電流であり重大事故等対処設備が火災源になるとは考えられず，かつ，信号ケーブルは電線管によって独立して敷設する設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計となっている。 電源についてもそれぞれ異なる箇所から供給しており，設計基準対象施設に対して多様性を考慮した設計とする。 重大事故等対処設備は，共通要因（火災，地震，溢水）により設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれることがない設計とする。 （図17「6 号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図」及び図18「7 号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図」参照。）	(3) 燃料プール上部の空間線量率 設計基準対象施設（燃料取替階エリア放射線モニタ，燃料取替階放射線モニタ）と重大事故対処設備（燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電気的な分離を実施する設計とする。 重大事故対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管等による独立したケーブルを布設する設計とする。 これら重大事故対処設備は，原子炉棟４階に設置しており，重大事故対処設備の周辺には火災の発生源となるものは除去されており，ケーブルは電線管により布設しており火災に伴う設計基準対象施設とは共通要因によって機能喪失しないよう考慮した設計とする。 また，当該エリアは火災の感知区域となっており感知された場合には初期消火が実施される。 重大事故対処設備（検出器）からの信号は，微弱な電流であり重大事故対処設備が火災源になるとは考えられず，かつ，信号ケーブルは電線管によって独立して布設する設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計となっている。 電源についてもそれぞれ異なる箇所から供給しており，設計基準対象施設に対して多様性を考慮した設計とする。 重大事故対処設備は，共通要因（火災，地震，溢水）により設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれることがない設計とする。 （第 54-11-13 図「燃料プール監視設備の配置図」参照）	・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
 図 17 6 号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図  図 18 7 号炉 使用済燃料プール監視設備の配置図	 第 54-11-13 図　燃料プール監視設備の配置図	

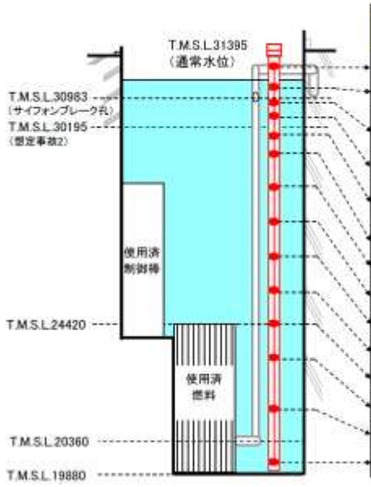
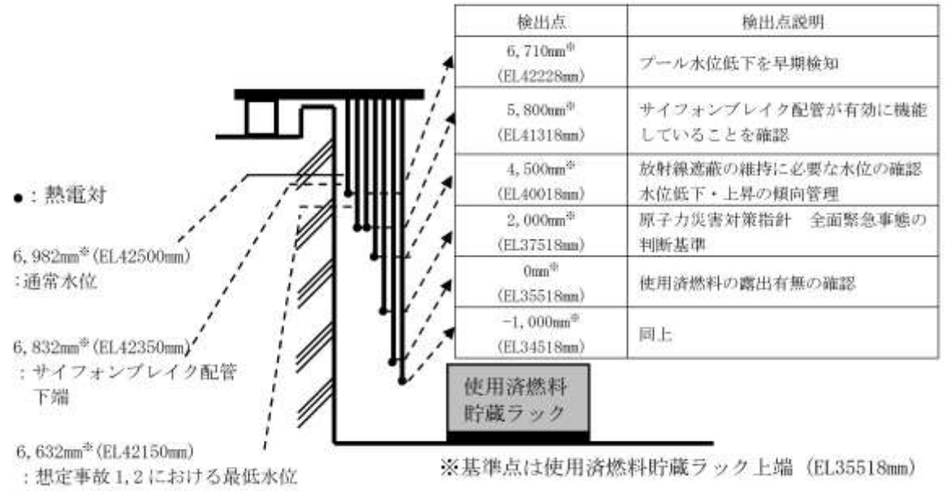
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
参考資料1 熱電対による水位計測について 1. 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の計測性能 （1）検出原理 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は，金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ付熱電対の検出点が気中にあるときにヒータを加熱すると，熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間にほぼ比例して上昇する。一方，検出点が水中にあるときにヒータを加熱すると，熱電対が検出する温度はヒータ加熱開始後，数十秒で飽和する（図1）。これは気中と水中とで熱伝達率が異なっているためである。この特性を利用して，ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点をプールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔でプール水位を計測することができる。 ヒータ加熱開始後30 秒以上で水中／気中を判定することが可能だが，確実に水中／気中を判定するため，ヒータ加熱時間は60 秒とする。 また，ヒータ付熱電対は，ヒータを加熱しない状態では，通常の熱電対と同様に温度を計測することが可能である。  図１ 熱電対（ヒータ付）による水位検出原理	参考資料１ 燃料プール水位・温度（ＳＡ）について 1. 燃料プール水位・温度（ＳＡ）の計測性能 (1) 検出原理 燃料プール水位・温度（ＳＡ）は，金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ加熱すると，熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間に応じて上昇する。ヒータ付熱電対の検出点が気中と水中にある場合を比較すると，熱伝達率の違いから気中にある場合の方が，温度上昇量が大きくなる。この特性を利用して，ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点をプールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔でプール水位を計測することができる。 ヒータ加熱開始後 30 秒以上で水中／気中を判定することが可能だが，確実に水中／気中を判定するため，ヒータ加熱時間は 60 秒としている。 また，ヒータ付熱電対は，ヒータを加熱しない状態では，通常の熱電対と同様に温度を計測することが可能である。   第１図　ヒータ付熱電対による水位検出原理	・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
(2) 事故時の計測性能の信頼性について 使用済燃料プールの重大事故等時において，プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は，気相部分の熱電対が蒸気に覆われることが想定されるため，そのような状態を模擬した試験を実施している。 試験容器内に水位計を設置し，水温を100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から水位を低下させた試験を実施している。 ヒータ付熱電対の応答性について，図2 の点線囲みの箇所において，水位を低下させてJP2（真ん中の温度計）温度計の挙動を確認する。 JP2 温度計が水面下（水中）の場合は温度上昇すること無く水温を測定しているが，検出器が水面以上（気中）となった場合はヒータによる加熱で温度が顕著に上昇し始めることが確認されており，検出点をヒータで加熱することにより水中／気中の判定は可能であるといえる。なお，ヒータON による水位判定は約60 秒であり，その後ヒータOFF することで，水中にある熱電対の指示値は，ヒータON 前の水温に約60 秒で復帰する。 （図２「高温状態の試験結果」参照。）  図2 高温状態の試験結果	(2) 事故時の計測性能の信頼性について 燃料プールの重大事故等時において，プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は，気相部分のヒータ付熱電対が蒸気に覆われることが想定されるため，そのような状態を模擬した試験を実施している。 試験容器内に水位計を設置し，水温を100℃まで加熱した場合と52℃まで加熱した場合における試験を実施している。水面から50㎜上に検出点を持つ気中のヒータ付熱電対(TC1)，水面から250㎜下に検出点を持つ水中のヒータ付熱電対（TC2）の応答性について比較を行った。気中(TC1)，水中(TC2)の順で1分間隔でヒータ加熱を開始している。水温100℃，52℃のどちらの場合でも，60秒間のヒータ加熱により気中(TC1)は約50℃の温度上昇，水中(TC2)は約10℃の温度上昇が確認でき，水中／気中の判定は可能であると言える。なお，ヒータ加熱による水位判定は60秒であり，その後ヒータをOFFとすることで，水中にあるヒータ付熱電対の指示はヒータ加熱前の水温に約60秒で復帰する。（第２図「高温状態の試験概要」及び第３図「高温状態の試験結果」参照）  第２図　高温状態の試験概要  第３図　高温状態の試験結果	・設備の相違 ・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
(3) 温度計及び水位計としての機能維持について 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は，熱電対による温度にて水温及び水位を測定する二つの機能を持つ。 温度計に関しては液相にある14 箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また，ヒータ付きの熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用することはないため使用済燃料プールの温度については連続して測定が可能である。 水位計に関しては，気相と液相の差温度を確認することにより水位を監視することができる。また，ヒータで加熱することによって熱電対の温度上昇によって熱電対が気相又は液相にあるのか判定が可能である。 ヒータ加熱によって水温測定が不可能とならないように，各熱電対に対して順番に一定時間ヒータON／OFF を繰り返して実施することで，同時に水位及び温度計測が可能な設計とする（14 個の熱電対を上から交互に2 グループに分けて，1 分間ヒータON を繰り返して約7 分で1 周させる計画）。	(3) 温度計及び水位計としての機能維持について 燃料プール水位・温度（ＳＡ）は，熱電対による温度にて水温及び水位を測定する二つの機能を持つ。 温度計に関しては，水中にある７箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また，ヒータ付熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用しないことで燃料プールの温度については連続して測定が可能である。 水位計に関しては，気中と水中の差温度を確認することにより水位を監視することができる。また，ヒータで加熱することによって熱電対の温度上昇によって熱電対が気中又は水中にあるのか判定が可能である。 ヒータ加熱によって水温測定が不可となならないように，常時各熱電対に対して順番に一定時間（60 秒間）ヒータ ON／OFF を自動的に繰り返して実施することで，同時に水位及び温度の常時計測が可能な設計とする（６個のヒータ付熱電対を上方から順に１分ずつヒータに電流を流し，各熱電対について６分に１回加熱させる計画：第４図「燃料プール水位・温度（ＳＡ）のヒータ加熱 ON／OFF サイクル」参照）。  第４図　燃料プール水位・温度（ＳＡ）のヒータ加熱ON／OFFサイクル	・設備の相違 ・設備の相違 ・設備の相違
なお，第五十四条第1 項で要求される想定事故（第37 条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））における水位の低下速度は表1のとおりと想定しており，上記の計測間隔（ヒータON）で水位をとらえることは問題ないと考える。 表１ 想定事故時における使用済燃料プールの水位低下速度 ※水位低下速度及び7 分間での水位低下は燃料有効長冠水部以上の水位での値を示す。	なお，第五十四条第１項で要求される想定事故（第37 条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故２（サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，燃料プールの水位が低下する事故））における水位の低下速度は第１表のとおりと想定しており，上記の計測間隔（ヒータON）で水位をとらえることは問題ないと考える。 第１表　想定事故時における燃料プールの水位低下速度 ※水位低下速度及び６分間での水位低下は燃料有効長頂部冠水部以上の水位での値を示す。	・評価条件の相違 想定事故 2 における水位低下速度については，島根 2 号炉では，保守的にサイフォンブレイク配管開放端まで瞬時に水位低下することを想定しており，それ以降の燃料崩壊熱による燃料プール保有水の蒸発による水位低下速度としている

	水位低下速度	7 分間での水位低下
想定事故 1	約 0.08m/h	約 10mm
想定事故 2	約 0.29m/h	約 34mm
想定事故 2 （配管全周破断を想定）	約 3.5m/h	約 409mm

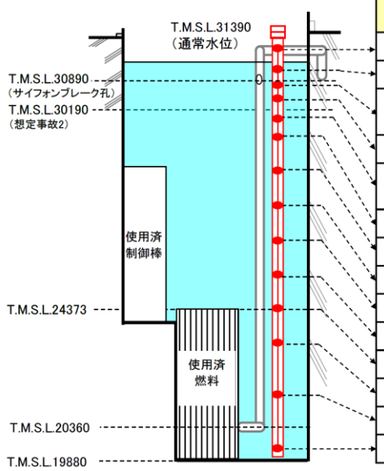
	水位低下速度	６分間での水位低下
想定事故 1	約 0.08m/h	約８mm
想定事故 2	約 0.08m/h	約８mm

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
2. 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点について	2. 燃料プール水位・温度（ＳＡ）の水位設定点について	
(1) 目的	(1) 目的	
使用済燃料プールの重大事故等が発生した場合に，使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）において使用済燃料プール底部まで14 個の温度計（熱電対）にて使用済燃料プールの水位を検知する。	燃料プールの水位低下が発生した場合に，燃料プール水位・温度（ＳＡ）において使用済燃料貯蔵ラック上端近傍まで複数の温度計（熱電対）にて燃料プールの水位を検知する。	・設備の相違 ・設備の相違
使用済燃料プールの水位検出点としては以下の目的を把握できるように検出点を設ける設計とする。	燃料プールの検出点としては以下の目的を把握できるように検出点を設ける設計とする。	
・使用済燃料プールの水位低下を早期に検知すること。	・燃料プールの水位低下を早期に検知すること	
・使用済燃料プールの水位低下時にサイフォンブレーク孔が有効に機能しているか把握すること。	・燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク配管が有効に機能していることを把握すること	・設備の相違
・使用済燃料プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること。	・燃料プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること	
・使用済燃料の露出有無（燃料損傷の可能性）を把握すること。	・使用済燃料の露出有無（燃料損傷の可能性）を把握すること	
・使用済燃料プール底部付近の水位検知の有無を把握すること。		・設備の相違
(2) 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点について	(2) 燃料プール水位・温度（ＳＡ）の水位設定点について	
使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の各水位設定点は，検出点の単一故障や水位低下又は上昇傾向を把握可能とするため，下図（図3「使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点（6 号炉）」及び図4「使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点（7 号炉）」）のとおり設定する。	燃料プール水位・温度（ＳＡ）の各水位設定点は，検出点の単一故障や水位低下・上昇傾向を把握可能とするため，下図（第５図 「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の水位設定点」）のとおり設定する。	・設備の相違
 図３ 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点（6 号炉）	 第５図 燃料プール水位・温度（ＳＡ）の水位設定点	・設備の相違

検出点 TMSL	検知目的
31575	水中にある検出器とのリファレンス用
31170	プール水位低下を早期検知
30920	サイフォンブレーク孔が有効に効いていれば，この水位まで早期低下しないため，計測可能とする
30420	上記検出点のバックアップ
29920	サイフォンブレークが停止し，13時間以内に注水が有効に実施されていればこの水位まで早期低下しないため，計測可能とする。
29420	上記検出点のバックアップ
28420	水位低下・上昇の傾向管理
27420	同上
26420	原子力災害対策指針　全面緊急事態の判断基準のレベル
25420	使用済燃料の露出有無の確認（燃料が損傷する可能性を把握）
24420	同上
23420	同上
21420	同上
20180	プール底部付近の水位有無を把握

検出点	検出点説明
6，710mm※（EL42228mm）	プール水位低下を早期検知
5，800mm※（EL41318mm）	サイフォンブレイク配管が有効に機能していることを確認
4，500mm※（EL40018mm）	放射線遮蔽の維持に必要な水位の確認 水位低下・上昇の傾向管理
2，000mm※（EL37518mm）	原子力災害対策指針　全面緊急事態の判断基準
0mm※（EL35518mm）	使用済燃料の露出有無の確認
−1，000mm※（EL34518mm）	同上

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



検出点 TMSL	検知目的
31575	水中にある検出器とのリファレンス用
31123	プール水位低下を早期検知
30873	サイフォンブレーク孔が有効に効いていれば，この水位まで早期低下しないため，計測可能とする
30373	上記検出点のバックアップ
29873	サイフォンブレークが停止し，13時間以内に注水が有効に実施されていればこの水位まで早期低下しないため，計測可能とする。
29373	上記検出点のバックアップ
28373	水位低下・上昇の傾向管理
27373	同上
26373	原子力災害対策指針　全面緊急事態の判断基準のレベル
25373	使用済燃料の露出有無の確認（燃料が損傷する可能性を把握）
24373	同上
23373	同上
21373	同上
20180	プール底部付近の水位有無を把握

図 4 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点（7 号炉）

・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

参考資料2

使用済燃料プール監視設備の耐環境性

1. 重大事故時における使用済燃料プール監視計器の耐環境性について

使用済燃料プールで重大事故等が発生した場合に，計器周辺の環境が高温，高湿度となる可能性を考慮し，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラの機能健全性を評価する。

表１ 使用済燃料プール事故時環境下での監視計器の健全性について

	計器仕様			環境条件＊［想定変動範囲］	評価	補　　足	総合評価
水位　水温	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域，SA）	温度	100℃	～100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	防水	～100%	○	使用環境にて試験を実施し機能維持確認済。	○
		放射線	－	～480Gy	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため，問題ない。	○
空間線量	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	温度	100℃	～100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	防水	～100%	○	耐環境性試験にて蒸気で機能維持確認済。	○
		放射線	～10^8 mSv/h 1×10^6Gy	～480Gy	○	重大事故当時に想定される空間線量率を把握できる。	○
状態監視	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	温度	≦50℃	～100℃	△	耐環境性試験にて ■ ℃で機能維持確認済。雰囲気温度 100℃の環境での使用も想定し，空気による冷却等により，耐環境性向上を図る。	○
		湿度	防水（IP65：噴流水に対する保護）	～100%	○	防水機能であり問題ない。	○
		放射線	■	～480Gy	△	重大事故当時に想定される空間線量での機能健全性を確認済み。 なお，重大事故等時の環境条件を考慮し，空冷カバー等の遮蔽効果により，耐環境性向上を図る。	○

＊現時点で想定している変動範囲であり，今後見直す予定あり

表1 より耐環境試験においても計器の監視機能は維持されており，機能の健全性に問題ない。なお，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは耐環境試験の温度条件にて，機能健全性が確認維持されなかったことから，使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を設置し，耐環境性の向上を図る。

参考資料２

燃料プール監視設備の耐環境性

1. 重大事故等時における燃料プール監視計器の耐環境性について

燃料プールで重大事故等が発生した場合に，計器周辺の環境が高温，高湿度となる可能性を考慮し，燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プール水位（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）及び燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の健全性を評価する。

第１表　燃料プール事故時環境下での監視計器の健全性について

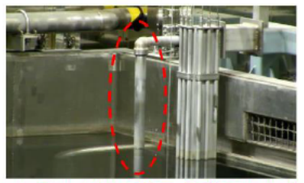
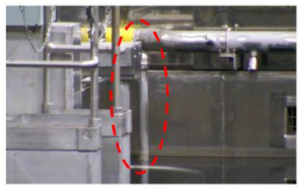
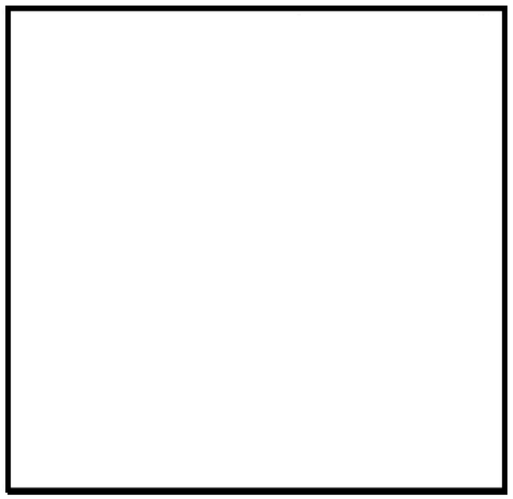
	仕　様			環境条件［想定変動範囲］	評価	補足	総合評価
水位　温度	燃料プール水位・温度（ＳＡ）	温度	100℃	～100℃	○	燃料プール水位・温度（ＳＡ），耐環境性試験にて評価中であり，環境条件を満足する設計とする。	○
		湿度	防水	～100%	○		
		放射線	280Gy	～280Gy	○		
水位	燃料プール水位（ＳＡ）	温度	105℃	～100℃	○	耐環境性試験にて機能維持確認済み。	○
		湿度	防水	～100%	○	耐環境性試験にて機能維持確認済み。	
		放射線	～1×10^4Gy/h 10^6Gy	～280Gy	○	耐環境性試験にて機能維持確認済み。	
空間線量	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	温度	171℃	～100℃	○	耐環境性試験にて機能維持確認済み。	○
		湿度	防水	～100%	○	耐環境性試験にて機能維持確認済み。	
		放射線	～1×10^4Gy/h 10^6Gy	～280Gy	○	重大事故等時に想定される空間線量率を把握できる。	
状態監視	燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	温度	≦50℃	～100℃	△	雰囲気温度 100℃の環境での使用も想定し，空気による冷却等により，耐環境性向上を図る。	○
		湿度	防水（IP65：噴流水に対する保護）	～100%	○	防水機能を有しており，問題ない。	
		放射線	■	～280Gy	○	耐環境性試験にて機能維持確認済み。 なお，重大事故等の環境条件を考慮し，空冷カバー等の遮蔽効果により，耐環境性向上を図る。	

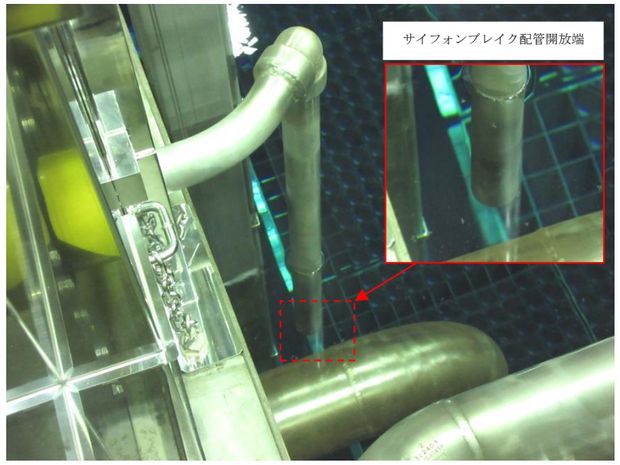
表１より耐環境試験においても計器の監視機能は維持されており，機能の健全性に問題ない。なお，燃料プール監視カメラ（ＳＡ）は耐環境試験の温度条件にて，機能健全性が確認維持されなかったことから，燃料プール監視カメラ用冷却設備を設置し，耐環境性の向上を図る。

備考
・設備の相違
・設備の相違
燃料プール水位・温度（ＳＡ）は，耐環境性試験にて評価中であり，環境条件を満足する設計とする

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
54-12 使用済燃料プールサイフォンブレーク孔の健全性について	54-12　燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について	・設備の相違

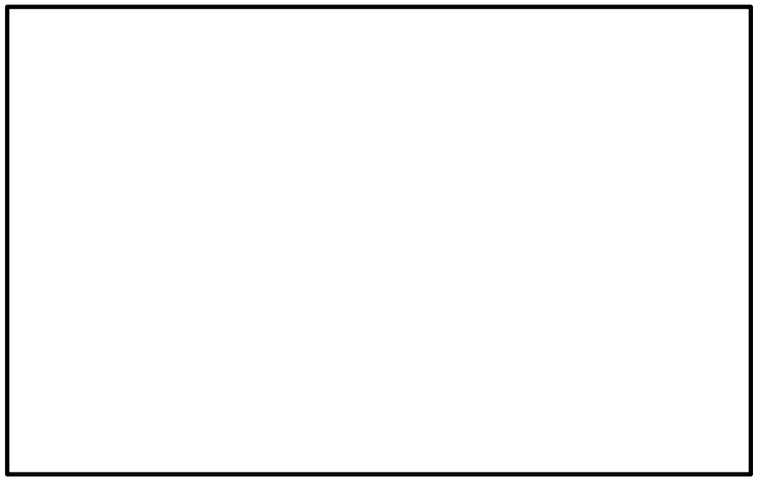
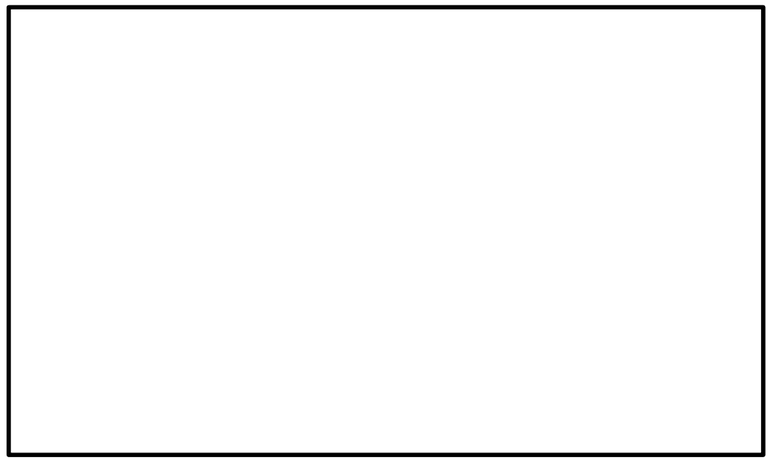
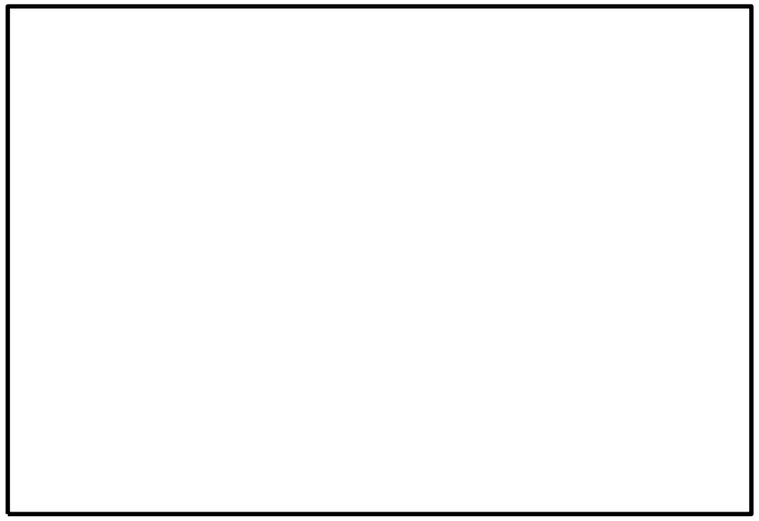
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
柏崎刈羽6,7 号炉使用済燃料プールサイフォンブレーク孔の健全性について	島根２号炉燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について	・設備の相違
(1) 配管強度への影響について ディフューザ配管は，設計・建設規格，JSME S NC1-2005 におけるクラス３配管に該当する。クラス3 配管への穴補強の適用の条件はPPD-3422 より，「(1)平板以外の管に設ける穴であって，穴の径が61mm 以下で，かつ，管の内径の4 分の1 以下の穴を設ける場合」に該当することから，穴の補強が不要と規定されており，設計上サイフォンブレーク孔設置がディフューザ配管強度へ与える影響はない。 また，当該配管は耐震S クラスで設計されていることから，十分な耐震性を有している。	１．配管強度への影響について サイフォンブレイク配管が取り付けられている燃料プール冷却系戻り配管は基準地震動Ssに対し十分な耐震性を有している。	・設備の相違
(2) 人的要因による機能阻害について サイフォンブレーク孔は，操作や作動機構を有さない開口のみであることから，誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため，使用済燃料プール水のサイフォン現象による流出が発生した場合においても，操作や作業を実施することなく，サイフォンブレーク孔レベルまで水位低下することで自動的にサイフォン現象を止めることが可能である。	２．人的要因による機能阻害について サイフォンブレイク配管は，操作や作動機構を有さない構造であることから，誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため，燃料プール水のサイフォン現象による流出が発生した場合においても，操作や作業を実施することなく，サイフォンブレイク配管の開放端まで水位低下することで自動的にサイフォン現象を止めることが可能である。	・設備の相違 ・設備の相違
(3) 異物による閉塞について 使用済燃料プールは燃料プール冷却浄化系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩器」により，下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており，不純物によるサイフォンブレーク孔の閉塞を防止することが可能である。 ・プール水面上の空気中からの混入物 ・プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物 ・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物 ・燃料交換作業，その他の作業の際の混入物 ・プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水	３．異物による閉塞について 燃料プールは燃料プール冷却系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩装置」により，下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており，不純物によるサイフォンブレイク配管［　　］の閉塞を防止することが可能である。 ・プール水面上の空気中からの混入物 ・プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物 ・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物 ・燃料交換作業，その他の作業の際の混入物 ・プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水	・設備の相違
a. スキマサージタンクによる異物除去について スキマサージタンクには，約30㎜×100㎜ の異物混入防止ストレーナが設置されており，使用済燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。 b. ろ過脱塩器による異物除去について ろ過脱塩器は，カチオン樹脂とアニオン樹脂及びイオン交換樹脂により使用済燃料プール水を浄化する設備である。 このろ過脱塩器のエレメントは目開き約25μｍ 程度であり，サイフォンブレーク孔の寸法φ15㎜ を閉塞させるような不純物の除去が可能である。	（１）スキマサージタンクによる異物除去について スキマサージタンクには，約800㎜×1170㎜の異物混入防止用金網が設置されており，燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。 （２）ろ過脱塩装置による異物除去について ろ過脱塩装置は，イオン交換樹脂により燃料プール水を浄化する設備である。 このろ過脱塩装置のエレメントは目開き約25μｍ程度であり，サイフォンブレイク配管［　　］を閉塞させるような不純物の除去が可能である。	・設備の相違 ・設備の相違
c．使用済燃料プールの巡視について 使用済燃料プールは，運転員により，1 回／1 日の巡視をすることとなっており，サイフォンブレーク孔を閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物等を発見及び除去することにより，異物による閉塞を防止することが可能で	（３）燃料プールの巡視について 燃料プールは，運転員により，１回/１日の巡視をすることとなっており，サイフォンブレイク配管を閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物等を発見することにより，異物による閉塞を防止することが可能である。	・設備の相違

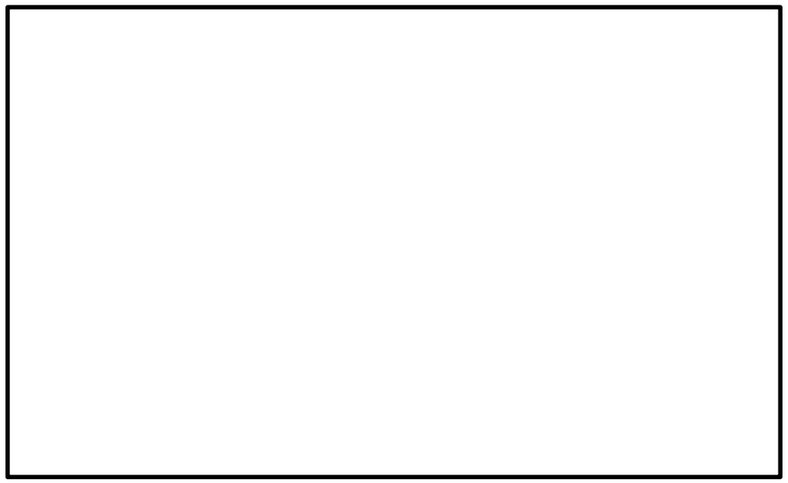
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
ある。	地震発生時に原子炉建物基礎マット上で10gal以上の揺れが確認された場合に運転員がパトロールを実施することとしており，それにより燃料プール内に養生シート（黄色及び緑色）が落下している場合，発見することができる。また，中央制御室において燃料プール水位に関する警報が発せられた場合，原子炉建物４階（燃料取替階）に設置しているカメラを使用することで，中央制御室から燃料プール及びサイフォンブレイク配管開放端付近の状況を確認することができる。（図１参照） 燃料プール内に落下した養生シートは，速やかに除去が行えるよう原子炉建物４階（燃料取替階）に除去用の治具を配備する。 （配備する治具） ①タモ，ケーブルフィッシャー 燃料プール上の養生シート片の除去 ②ボートフック サイフォンブレイク配管開放端に張り付いた養生シート片の除去  ①燃料プール北側カメラ設置予定位置からの映像（サイフォンブレイク配管（南側））  ②燃料プール南側カメラ設置予定位置からの映像（サイフォンブレイク配管（北側））  図１　サイフォンブレイク配管設置位置図	・記載方針の相違
(4) 落下物干渉による変形 サイフォンブレーク孔は図1 に示すとおり，配管鉛直部に設けられており，落下物が直接干渉することはなく，サイフォンブレーク孔が変形して閉塞することは考えにくい。	(4) 落下物干渉による影響 サイフォンブレイク配管は開放端を鉛直下向きになるよう設置しているため，仮に燃料プール内に異物混入があっても異物が開放端に付着し留まることはない。	・設備の相違
4. サイフォンブレーク孔の健全性確認方法について サイフォンブレーク孔については，定期的なパトロール（1 回／週）を実施し，目視により穴の閉塞がないことを確認する。	(5) サイフォンブレイク配管の健全性確認方法について 燃料プールの通常水位においてサイフォンブレイク配管の端部付近の水のゆらぎを目視により確認するが，目視確認が困難な場合は聴診棒による聴音により通水状況の確認を実施する。	・設備の相違 ・設備及び運用の相違

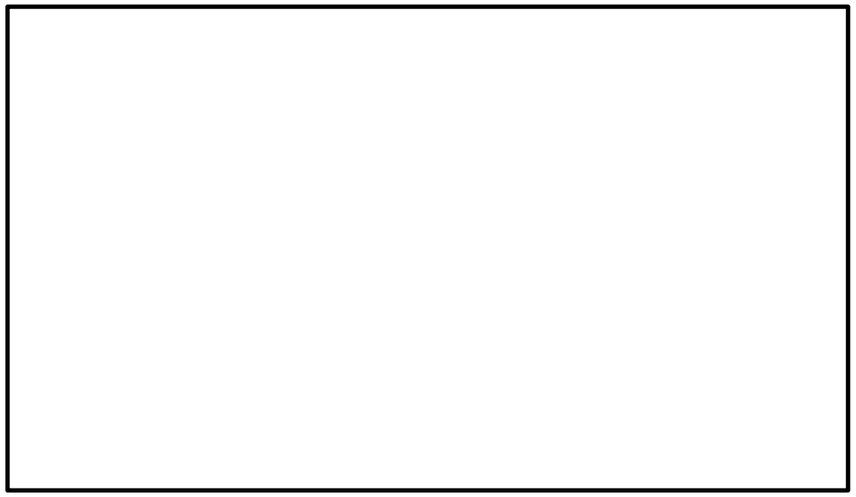
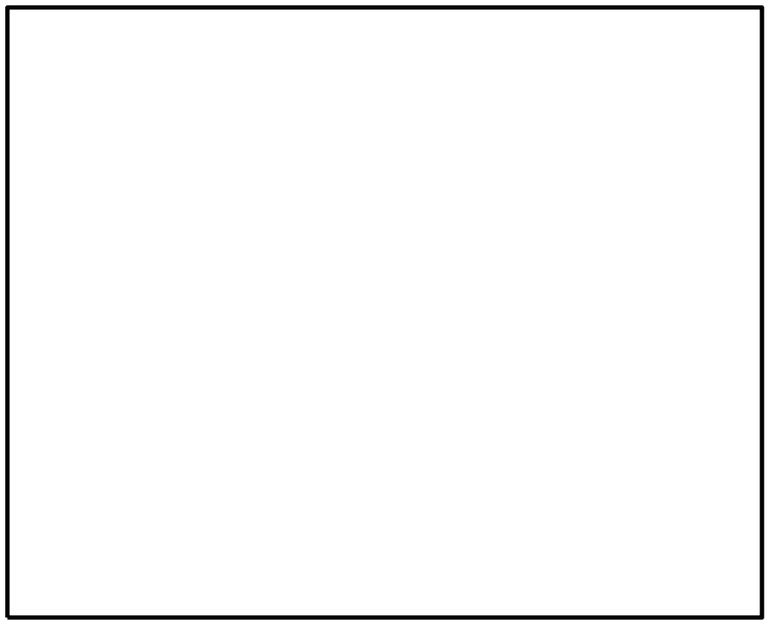
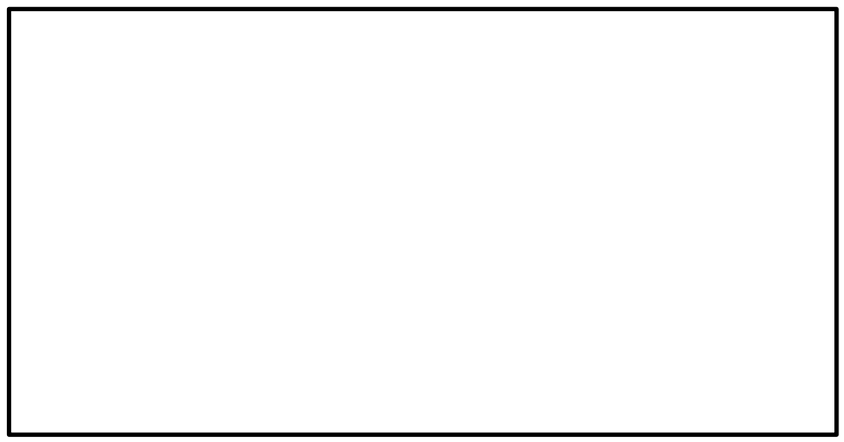
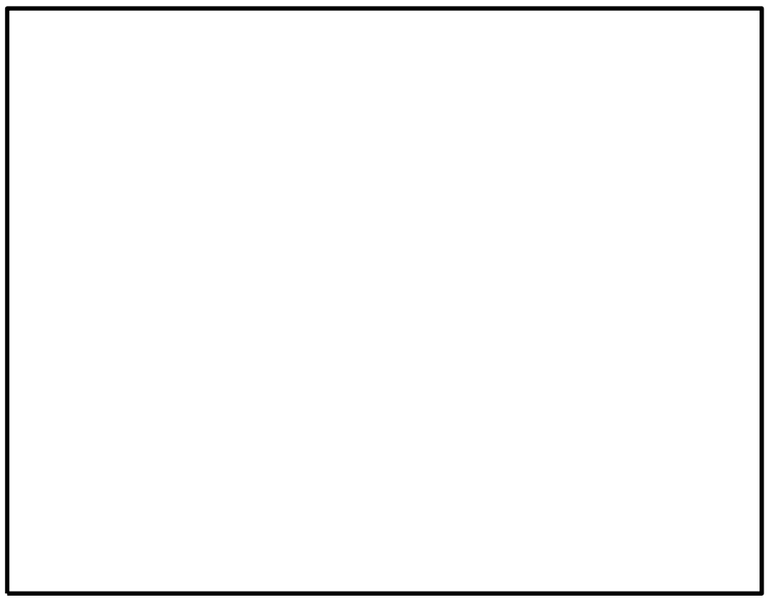
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図1 サイフォンブレーク孔の設置状況	  図２　サイフォンブレイク配管の設置状況	・設備の相違

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
54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	54-13　燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	

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
柏崎刈羽6,7号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価 柏崎刈羽6，7号炉の使用済燃料プールでは，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵される。使用済燃料プールには，通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが，臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように，炉心装荷時の無限増倍率として1.30 を仮定している。また，プール水温，ラック製造公差，ボロン添加率，ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。 仮に使用済燃料プール水が沸騰や喪失した状態，使用済燃料プールスプレイが作動する状態を想定し，プールの水密度が減少した場合を考えると，ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し，実効増倍率を低下させる効果がある。一方，ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため，隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり，実効増倍率を増加させる効果が生じる。 低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の2 つの効果のバランスにより決定されるため，ラックの材質及びピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。 そこで，柏崎刈羽6，7号炉の使用済燃料プールにおいて水密度を1.0～0.0g/cm^{3}と変化させて実効増倍率を計算したところ，中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により，実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから，水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため，水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。 なお，解析には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）により米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成された3 次元多群輸送計算コードであり，米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているSCALEシステムを用いた。	島根２号炉　燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価 島根２号炉の燃料プールでは，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵される。 燃料プールには，通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが，臨界設計については新燃料およびいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように，炉心装荷時の無限増倍率として 1.30（ウラン燃料の場合），1.23（ＭＯＸ燃料の場合）を仮定している。またプール水温，ラック製造公差，ボロン添加率，ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。 仮に燃料プール水が沸騰や喪失した状態，燃料プールスプレイ系が作動する状態を想定し，プールの水密度が減少した場合を考えると，ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し，実効増倍率を低下させる効果がある。一方，ラックセル間では水およびラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため，隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり，実効増倍率を増加させる効果が生じる。 低水密度状態を想定した場合の燃料プールの実効増倍率は上述の２つの効果のバランスにより決定されるため，ラックの材質およびピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。 そこで，島根２号炉の燃料プールにおいて水密度を 1.0～0.0g/cm^3 と変化させて実効増倍率を計算したところ，中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により，実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから，水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため，水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。計算体系を図１，解析結果を図２及び図３に示す。 なお，解析には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）により米国原子炉規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成された３次元多群輸送計算コードであり，米国内および日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。	・解析条件の相違

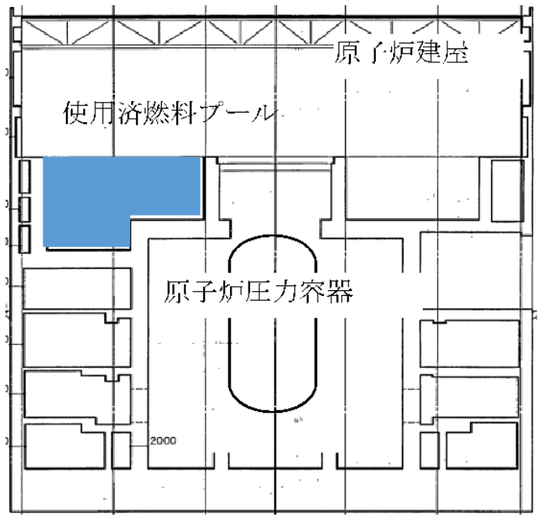
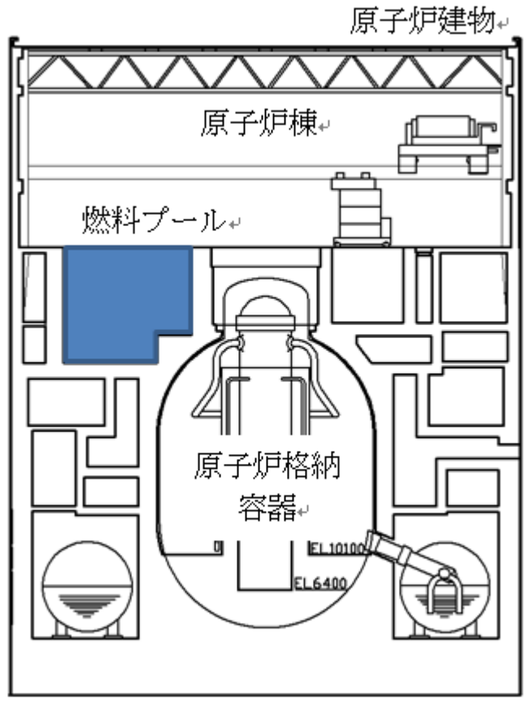
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 柏崎刈羽6号炉 角管型ラックの計算体系  柏崎刈羽6号炉 格子型ラックの計算体系	 図１　使用済燃料貯蔵ラックの計算体系	

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
 柏崎刈羽7号炉 角管型ラックの計算体系		

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
 実効増倍率の水密度依存性　（柏崎刈羽6号炉）	 図２　実効増倍率の水密度依存性（ウラン燃料）	
 実効増倍率の水密度依存性　（柏崎刈羽7号炉）	 図３　実効増倍率の水密度依存性（ＭＯＸ燃料）	

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
54-14 燃料プール冷却浄化系の位置づけについて	54-14　燃料プール冷却系の位置づけについて	

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
柏崎刈羽6,7 号炉燃料プール冷却浄化系の位置づけについて 取水機能喪失又は全交流動力電源喪失を含む重大事故が発生した場合，発電用原子炉側の対応だけでなく使用済燃料プールの冷却も必要となる。 使用済燃料プールに対する重大事故等対処設備及び対策については以下のとおりであり，燃料プール冷却浄化系は除熱機能を持つ重大事故等対処設備として位置づけている。 ・注水機能：燃料プール代替注水系 ・漏えい停止機能：サイフォンブレーク孔，運転員による隔離操作 ・除熱機能：燃料プール冷却浄化系※ ※ 重大事故等時に設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の復旧ができず，使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても，代替原子炉補機冷却系を用いて，使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除熱することを目的として設ける系統である。 ＜参考＞ 1. 有効性評価及び43 条1-1 での各事故シーケンスグループに対する燃料プール冷却浄化系 有効性評価及び43 条1-1 で想定する重大事故等では，各重大事故等対処設備及び対応により事故事象を安定状態まで収束できることを確認しており，表1 に示すように「想定事故1 及び想定事故2」以外の事故シーケンスグループでは使用済燃料プール冷却系等を用いた使用済燃料プールの除熱機能に，「想定事故1 及び想定事故2」では燃料プール代替注水系等を用いた使用済燃料プールの注水機能によって冷却を実施している。 使用済燃料プールは図1 に示すように原子炉建屋原子炉区域内に配置されており，原子炉建屋原子炉区域内の環境条件を想定する上でその影響を考慮する必要がある。ただし，上記のように「想定事故1 及び想定事故2」以外の事故シーケンスグループでは燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却が維持されるため（代替原子炉補機冷却系，常設代替交流電源設備の準備のための一時的な喪失除く），原子炉建屋原子炉区域内の環境が大きく悪化することはない。 なお，取水機能，交流動力電源喪失時において代替原子炉補機冷却系，常設代替交流電源設備を使用する際，燃料プール冷却浄化系についても負荷として考慮しており，発電用原子炉側の事故対応と並行して使用済燃料プールの冷却を行うことが可能である。	島根２号炉燃料プール冷却系の位置づけについて 取水機能喪失又は全交流動力電源喪失を含む重大事故が発生した場合，発電用原子炉側の対応だけでなく燃料プールの冷却も必要となる。 燃料プールに対する重大事故等対処設備及び対策については以下のとおりであり，燃料プール冷却系は除熱機能を持つ重大事故等対処設備として位置づけている。 ・注水機能：燃料プールスプレイ系 ・漏えい停止機能：サイフォンブレイク配管，運転員による隔離操作 ・除熱機能：燃料プール冷却系※ ※重大事故等時に設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の復旧ができず，燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても，原子炉補機代替冷却系を用いて，燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除熱することを目的として設ける系統である。 〈参考〉 １．有効性評価及び 43 条 1-1 での各事故シーケンスグループに対する燃料プール冷却系 有効性評価及び 43 条 1-1 で想定する重大事故等では，各重大事故等対処設備及び対応により事故事象を安定状態まで収束できることを確認しており，表１に示すように「想定事故１及び想定事故２」以外の事故シーケンスグループでは燃料プール冷却系等を用いた燃料プールの除熱機能に，「想定事故１及び想定事故２」では燃料プールスプレイ系等を用いた燃料プールの注水機能によって冷却を実施している。 燃料プールは図１に示すように原子炉棟内に配置されており，原子炉棟内の環境条件を想定する上でその影響を考慮する必要がある。ただし，上記のように「想定事故１及び想定事故２」以外の事故シーケンスグループでは燃料プール冷却系による燃料プールの冷却が維持されるため（原子炉補機代替冷却系，常設代替交流電源設備の準備のための一時的な喪失除く），原子炉棟内の環境が大きく悪化することはない。 なお，取水機能，交流動力電源喪失時において原子炉補機代替冷却系，常設代替交流電源設備を使用する際，燃料プール冷却系についても負荷として考慮しており，発電用原子炉側の事故対応と並行して燃料プールの冷却を行うことが可能である。	・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
 図1．原子炉建屋内の使用済燃料プールの位置	 図１　原子炉建物内の燃料プールの位置	

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

表1. 各事故シーケンスグループと使用済燃料プールの冷却機能

No	事故シーケンスグループ	使用済燃料プール冷却に関する重大事故等対処設備	使用済燃料プールの除熱機能の有無
1	高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)	※１	有
2	高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)	※１	有
3	全交流電源喪失(長期 TB)	※２	有
4	全交流電源喪失(TBU)	※２	有
5	全交流電源喪失(TBD)	※２	有
6	全交流電源喪失(TBP)	※２	有
7	崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)	※２	有
8	崩壊熱除去機能喪失(RHR 故障)	※１	有
9	原子炉停止機能喪失(TC)	※１	有
10	LOCA 時注水機能喪失(中小 LOCA)	※１	有
11	格納容器バイパス（ISLOCA)	※１	有
12	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）（代替循環冷却を使用する場合)	※２	有
13	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）（代替循環冷却を使用しない場合)	※２	有
14	水素燃焼	※２	有
15	格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	※３	有
16	溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	※３	有
17	格納容器直接接触	－	－
18	溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI)	※３	有
19	想定事故１	機能喪失を想定	無※４
20	想定事故２	機能喪失を想定	無※４
21	停止中の原子炉　崩壊熱除去機能喪失	※１	有
22	停止中の原子炉　全交流電源喪失	※２	有
23	停止中の原子炉　冷却材喪失	※１	有
24	停止中の原子炉 反応度の誤投入	※１	有

※１　使用済燃料プール冷却系（原子炉補機冷却系，外部電源又は非常用 D/G）
※２　使用済燃料プール冷却系，代替原子炉補機冷却系，常設代替交流電源設備
※３　使用済燃料プール冷却系，代替原子炉補機冷却系，非常用 D/G
※４　使用済燃料プールへの注水機能である燃料プール代替注水系を用いる

表１　各事故シーケンスグループと燃料プールの冷却機能

No	事故シーケンス	燃料プール冷却に関する重大事故等対処設備	燃料プールの除熱機能の有無
1	高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）	※１	有
2	高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）	※１	有
3	全交流動力電源喪失（長期 TB）	※２	有
4	全交流動力電源喪失（TBU）	※２	有
5	全交流動力電源喪失（TBD）	※２	有
6	全交流動力電源喪失（TBP）	※２	有
7	崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）	※２	有
8	崩壊熱除去機能喪失（RHR 故障）	※１	有
9	原子炉停止機能喪失（TC）	※１	有
10	LOCA 時注水機能喪失（中破断 LOCA）	※１	有
11	格納容器バイパス（ISLOCA）	※１	有
12	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）	※２	有
13	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）	※２	有
14	水素燃焼	※２	有
15	格納容器雰囲気直接加熱（DCH）	※３	有
16	溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）	※３	有
17	格納容器直接接触	—	—
18	溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）	※３	有
19	想定事故１	機能喪失を想定	無※４
20	想定事故２	機能喪失を想定	無※４
21	停止中の原子炉　崩壊熱除去機能喪失	※１	有
22	停止中の原子炉　全交流電源喪失	※２	有
23	停止中の原子炉　冷却材喪失	※１	有
24	停止中の原子炉　反応度の誤投入	※１	有

※１　燃料プール冷却後（原子炉補機冷却系，外部電源又は非常用 D/G）
※２　燃料プール冷却後，原子炉補機代替冷却系，常設代替交流電源設備
※３　燃料プール冷却後，原子炉補機代替冷却系，非常用 D/G
※４　燃料プールへの注水機能である燃料プールスプレイ系を用いる

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

２．使用済燃料プール冷却機能喪失時のプール水温の変化について

原子炉運転中及び停止中の重大事故等時における使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化を以下に示す。表2 に示すとおり，事故シーケンスグループによっては全交流動力電源喪失，取水機能喪失により一時的に使用済燃料プールの冷却機能が喪失するが，使用済燃料プールの水温が「保安規定の運転上の制限」，「 重大事故等時に燃料プール冷却浄化系の健全性確保が確認されている温度」に到達するまでの時間はガスタービン発電機又は代替原子炉補機冷却系のインサービスの時間と比べて十分長く，原子炉建屋原子炉区域内の環境が悪化する前に使用済燃料プールの冷却開始が可能である。

なお，取水機能又は全交流動力電源喪失を含む事故シーケンスグループにおいて使用済燃料プール内の温度が上昇する事象後半※に使用する原子炉建屋原子炉区域内の設備の一例として，残留熱除去系ポンプの環境温度を表3 に示す。

※ 原子炉運転中の使用済燃料プールの想定で水温が100℃に到達する時間56 時間以降

表2．使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化

発電用原子炉の状態	使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱		使用済燃料プールの状態	使用済燃料プール水温が65℃※1に到達する時間	使用済燃料プール水温が77℃※2に到達する時間	使用済燃料プール水温が100℃に到達する時間
	［MWt］	想定				
原子炉運転中	約 2.6	・直前の定期検査で取り出された燃料（停止７０日後） ・１炉心を除きラックに燃料が満たされた状態	プールゲート閉状態 初期水温 40℃※3	約 23 時間	約 34 時間	約 56 時間
原子炉停止中（炉心燃料取出前）※4	約 1.6	・１炉心を除きラックに燃料が満たされた状態	プールゲート閉状態 初期水温 45℃※5	約 30 時間	約 49 時間	約 84 時間

※１　保安規定の運転上の制限
※２　重大事故等時に燃料プール冷却浄化系の健全性確保が確認されている温度
※３　運転中の SFP 水温実績（32℃～38℃）より 40℃を設定(設備故障等による一時的な温度上昇除く)
※４　発電用原子炉の状態が燃料交換の場合は想定事故１，２に包絡される。また，起動時においては原子炉運転中とほぼ同等となる
※５　停止時の SFP 水温実績（27℃～45℃）より 45℃を設定

表3．残留熱除去系ポンプの環境温度

設計基準事故時	
重大事故等時	

島根原子力発電所　２号炉

２．燃料プール冷却機能喪失時のプール水温の変化について

原子炉運転中の重大事故等時における燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化を以下に示す。表２に示すとおり，事故シーケンスグループによっては全交流動力電源喪失，取水機能喪失により一時的に燃料プールの冷却機能が喪失するが，燃料プールの水温が「保安規定の運転上の制限」，「重大事故等時に燃料プール冷却系の健全性確保が確認されている温度」に到達するまでの時間はガスタービン発電機又は原子炉補機代替冷却系のインサービスの時間と比べて十分長く，原子炉棟内の環境が悪化する前に燃料プールの冷却開始が可能である。

原子炉停止中について，原子炉から燃料の取出し前の燃料プール内の燃料の崩壊熱は，原子炉運転中の崩壊熱より小さくなるため，崩壊熱，冷却機能喪失時の水温の変化ともに原子炉運転中の値に包絡される。原子炉から燃料の取出し中又は取出し後は想定事故１，２に包絡される。また，起動時においては原子炉運転中とほぼ同等となる。

なお，取水機能又は全交流動力電源喪失を含む事故シーケンスグループにおいて燃料プール内の温度が上昇する事象後半※に使用する原子炉棟内の設備の一例として，残留熱除去ポンプの環境温度を表３に示す。

※原子炉運転中の燃料プールの想定で水温が 100℃に到達する時間 55.8 時間以降

表２　燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化

発電用原子炉の状態	燃料プール内の燃料の崩壊熱		燃料プールの状態	燃料プール水温が 65℃※1に到達する時間	燃料プール水温が 66℃※2に到達する時間	燃料プール水温が 100℃に到達する時間
	［MWt］	想定				
原子炉運転中	約 2.2	・直前の定期検査で取り出された燃料（停止 50 日後） ・１炉心を除きラックに燃料が満たされた状態	プールゲート閉状態 初期水温 40℃※3	約 23.2 時間	約 24.1 時間	約 55.8 時間

※１　保安規定の運転上の制限
※２　重大事故等時に燃料プール冷却系の健全性確保が確認されている温度
※３　運転中の SFP 水温実績（ 19℃～34.6℃ ）より 40℃を設定（設備故障等による一時的な温度上昇を除く）

表３　残留熱除去ポンプの環境温度

設計基準事故時	
重大事故等時	

備考

・原子炉停止中のうち，原子炉から燃料を取出し後は，想定事故１及び２として評価していること，燃料を取り出す前は運転中よりも崩壊熱が小さいことから運転中のみを記載。

・原子炉停止中のうち，原子炉から燃料を取出し後は，想定事故１及び２として評価していること，燃料を取り出す前は運転中よりも崩壊熱が小さいことを記載。

・原子炉停止中のうち，原子炉から燃料を取出し後は，想定事故１及び２として評価していること，燃料を取り出す前は運転中よりも崩壊熱が小さいことから運転中のみを記載。

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
「想定事故１及び想定事故２」においては，使用済燃料プール冷却系の機能喪失に伴い，プール水温が事象発生約７時間後100℃に到達し原子炉建屋原子炉区域内の環境は悪化する。ただし，現場環境の悪化は常設スプレイヘッダを用いた燃料プール代替注水系（可搬型）の注水機能，使用済燃料貯蔵プール水位・温度計等の監視設備の機能を阻害するものではない。また，可搬型スプレイヘッダを用いた燃料プール代替注水系（可搬型）においても，現場環境が悪化する前に設置を行うことで注水が可能である。 以上より重大事故等の「想定事故１及び想定事故２」について現場環境は悪化するものの，必要な機能は維持され，それ以外の各事故シーケンスグループに対して使用済燃料プール水温が「保安規定の運転上の制限」，「重大事故等時に燃料プール冷却浄化系の健全性確保が確認されている温度」に到達する前にプール冷却の開始が可能であり，原子炉建屋原子炉区域内の環境が大きく悪化することはない。	「想定事故１及び想定事故２」においては，燃料プール冷却系の機能喪失に伴い，プール水温が事象発生約 7.6 時間後 100℃に到達し原子炉棟内の環境は悪化する。ただし，現場環境の悪化は常設スプレイヘッダを用いた燃料プールスプレイ系（可搬型）の注水機能，燃料プール水位・温度計等の監視設備の機能を阻害するものではない。また，可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールスプレイ系（可搬型）においても，現場環境が悪化する前に設置を行うことで注水が可能である。 以上より重大事故等の「想定事故１及び想定事故２」について現場環境は悪化するものの，必要な機能は維持され，それ以外の各事故シーケンスグループに対して燃料プール水温が「保安規定の運転上の制限」，「重大事故等時に燃料プール冷却系の健全性確保が確認されている温度」に到達する前にプール冷却の開始が可能であり，原子炉棟内の環境が大きく悪化することはない。	

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
54-15 各号炉の弁名称及び弁番号		・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

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

【燃料プール代替注水系】

表1 機器名称覧に記載の弁名称と，正式名称及び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
54条	SFP接続口建屋内元弁	R/B南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F199	建屋内南側貫通接続口元弁	P13-F128
	SFP接続口建屋外元弁	R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F198	建屋外南側貫通接続口元弁	P13-F126
	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	G41-F201	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	G41-F201
	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	G41-F204	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	G41-F204
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第一入口弁	G41-MO-F005A	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁	G41-MO-F005A
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第二入口弁	G41-MO-F005B	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁	G41-MO-F005B
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置出口弁	G41-MO-F012	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁	G41-MO-F013
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁(A)	G41-MO-F021A	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)	G41-MO-F021A
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(B)	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁(B)	G41-MO-F021B	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(B)	G41-MO-F021B
	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出口弁 (A)	G41-F014A	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	G41-F015A
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器出口弁 (B)	G41-F014B	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	G41-F015B

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

【代替原子炉補機冷却系】

表2 機器名称覧に記載の弁名称と，正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
54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	P21-F143
	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	代替冷却水排水止め弁	P21-F144
	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	P27-F102	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102
	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-MO-F013A	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-MO-F042A
	常用冷却水供給側分離弁(A)	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-MO-F074A	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-MO-F016A
	常用冷却水戻り側分離弁(A)	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-MO-F082A	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-MO-F037A
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F038A	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	P21-F058A
	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(A)冷却水出口弁	P21-F034A	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	P21-F132A
	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F058A	－	－
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F032A	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F060A
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-F030A	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	P21-F051A
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116A	－	－
	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁	P21-F036A	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	P21-F062A
	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F040A	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F045A
	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042A	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	P21-F202A
	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044A	－	－
	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F070	サ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）

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

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
54 条	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F015A	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F001A
	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F015D	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F001D
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水出口弁	P21-F028A	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055A
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水出口弁	P21-F028C	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055C
	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	－	－	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	P21-F222A
	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	－	－	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	P21-F222D
	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(A)タイライン止め弁	P21-F053A	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067A
	代替冷却水供給第二止め弁(B)	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)	P21-F268	代替冷却水供給第二止め弁(B)	P21-F148
	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)	P21-F269	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	P21-F147
	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-MO-F013B	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-MO-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-MO-F074B	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-MO-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-MO-F082B	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-MO-F037B
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F038B	可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	P21-F058B
	格納容器雰囲気モニタ系ラック(B)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(B)冷却水出口弁	P21-F034B	格納容器雰囲気モニタラック(B)出口弁	P21-F132B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F032B	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F060B
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-F030B	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	P21-F051B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116B	－	－
	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	非常用ガス処理系室(B)空調機冷却水出口弁	P21-F036B	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	P21-F062B
	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F040B	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F045B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F050B	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却水出口弁	P21-F206B
	高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F048B	高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F047B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F015B	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F001B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F015E	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F001E
	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	－	－	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	P21-F222B

（次頁に続く）

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

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

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　〔56 条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備〕

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
56 条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	56 条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	
目次	目次	
56-1　SA 設備基準適合性一覧表	56-1 SA 設備基準適合性 一覧表	
56-2　配置図	56-2 配置図	
56-3　系統図	56-3 系統図	
56-4　試験及び検査	56-4 試験及び検査	
56-5　容量設定根拠	56-5 容量設定根拠	
56-6　接続図	56-6 接続図	
56-7　保管場所図	56-7 保管場所図	
56-8　アクセスルート図	56-8 アクセスルート図	
56-9　その他設備	56-9 その他設備	
56-10 各号炉の弁名称及び弁番号		・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
56-1 SA 設備基準適合性一覧表	56-1 SA 設備基準適合性一覧表	
56-1 SA 設備基準適合性一覧表	56-1 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）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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

第56条：重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					復水貯蔵槽	類型化区分	サプレッション・チェンバ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	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）	－	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	（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）	－	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	［配置図］56-2　［系統図］56-3		［配置図］56-2　［系統図］56-3	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外	（操作不要）	対象外
			関連資料		－		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		容器（タンク類）	C	容器（タンク類）	C
			関連資料		［試験及び検査説明］56-4		［試験及び検査説明］56-4	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ	本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		［系統図］56-3		［系統図］56-3	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ａａ	弁等の操作で系統構成	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外	対象外	対象外
				関連資料	－		－	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外	（操作不要）	対象外
			関連資料		－		－	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の容量等を補うもの	C	ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分	B
			関連資料		［容量設定根拠］56-5		［容量設定根拠］56-5	
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	対象外	（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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的の SA 設備なし）	対象外
				サポート系故障	（サポート系なし）	対象外	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	［配置図］56-2		［配置図］56-2	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

56条：重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					低圧原子炉代替注水槽	類型化区分	サプレッション・チェンバ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内設備	C	原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用可能	Ⅱ	（海水を通水しない）	対象外
				電磁波的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				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）	－	（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	［配置図］56-2　［系統図］56-3		［配置図］56-2　［系統図］56-3	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外	（操作不要）	対象外
			関連資料		－		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		容器（タンク類）	C	容器（タンク類）	C
			関連資料		［試験及び検査］56-4		［試験及び検査］56-4	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ	本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		［系統図］56-3		［系統図］56-3	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ａａ	弁等の操作で系統構成	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外	対象外	対象外
				関連資料	－		－	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外	（操作不要）	対象外
			関連資料		－		－	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		56-5 容量設定根拠		56-5 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的のSA 設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	［配置図］56-2		［配置図］56-2	

備考

・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

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

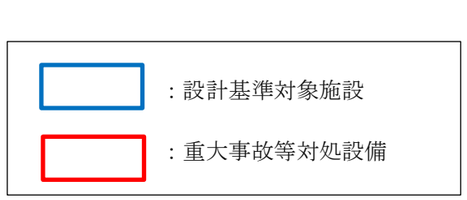
第 56 条：重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	類型化区分	大容量送水車（海水取水用）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ	海水を通水又は海で使用	Ⅰ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	［保管場所図］56-7 ［系統図］56-3		［保管場所図］56-7 ［系統図］56-3	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置 操作スイッチ操作 弁操作 接続作業	Bc Bd Bg Bf	設備の運搬・設置 操作スイッチ操作 接続作業	Bc Bd Bf
			関連資料		［接続図］56-6		［接続図］56-6	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A，B	ポンプ	A
			関連資料		［試験及び検査］56-4		［試験及び検査］56-4	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ba	本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		［系統図］56-3		［系統図］56-3	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａb	通常時は隔離又は分離	Ａb
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂb	高速回転機器	Ｂb
				関連資料	［試験及び検査］56-4		［試験及び検査］56-4	
		第6号	設置場所		現場操作	Aa	現場操作	Aa
			関連資料		［系統図］56-3［接続図］56-6		［系統図］56-3［接続図］56-6	
	第3項	第1号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	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		［容量設定根拠］56-5		［容量設定根拠］56-5	
		第2号	可搬 SA の接続性		より簡単な接続	C	より簡単な接続	C
			関連資料		［接続図］56-6		［接続図］56-6	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用	Ａa	複数の機能で同時に使用	Ａa
			関連資料		［接続図］56-6		［接続図］56-6	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－	（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		［接続図］56-6		［接続図］56-6	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂa	屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂa
			関連資料		［保管場所図］56-7		［保管場所図］56-7	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		［アクセスルート図］56-8		［アクセスルート図］56-8	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備有り）-屋内	Ａa	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備有り）-屋内	Ａa
				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	Ｃa	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃa
				関連資料	［系統図］56-3［接続図］56-6［保管場所図］56-7		［系統図］56-3［接続図］56-6［保管場所図］56-7	

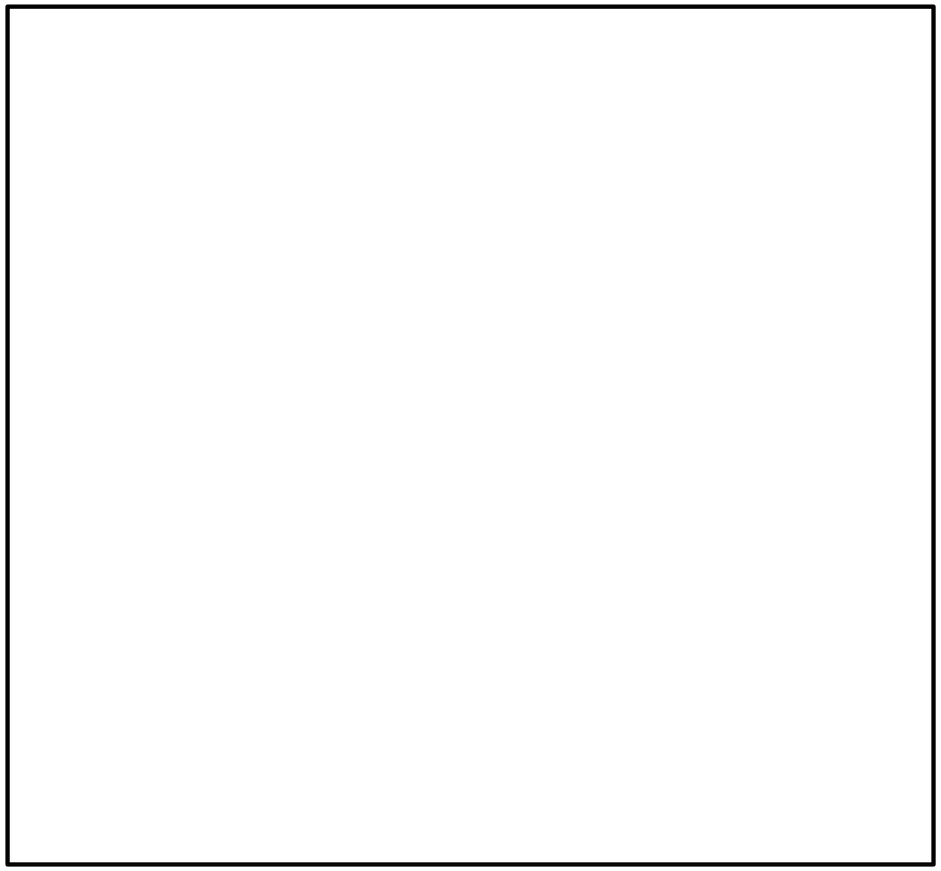
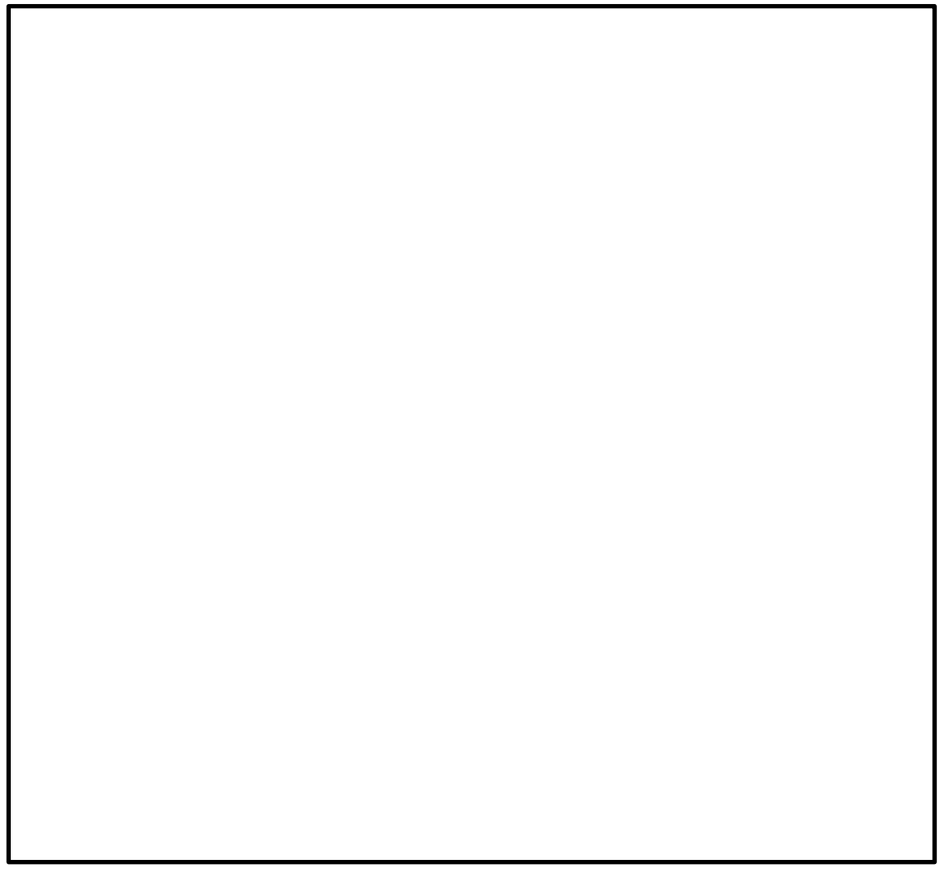
島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

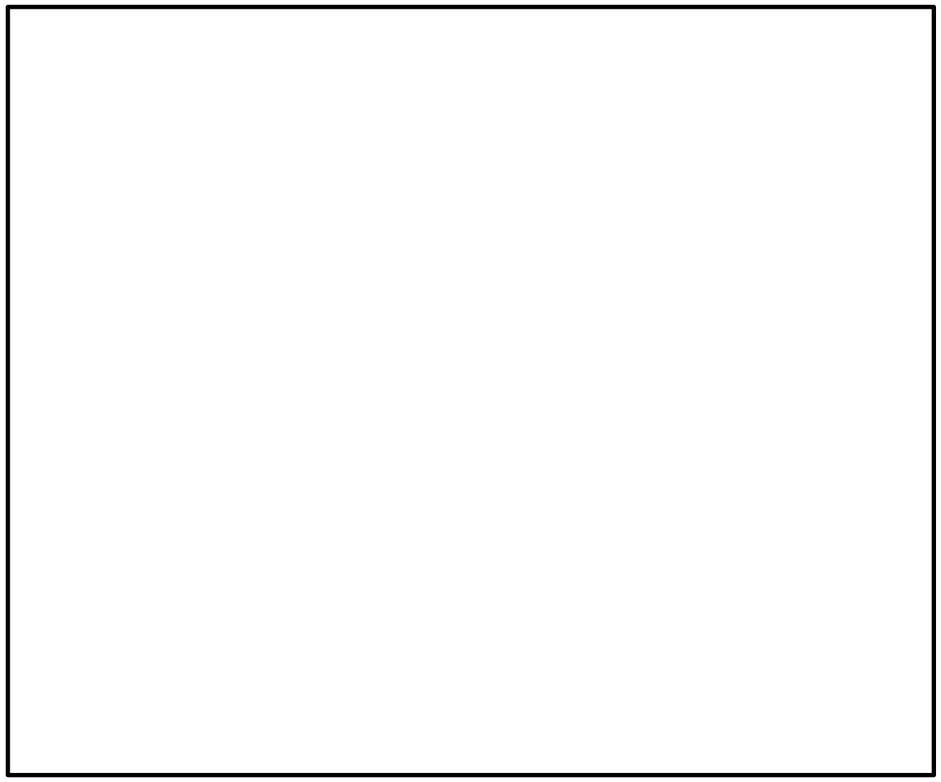
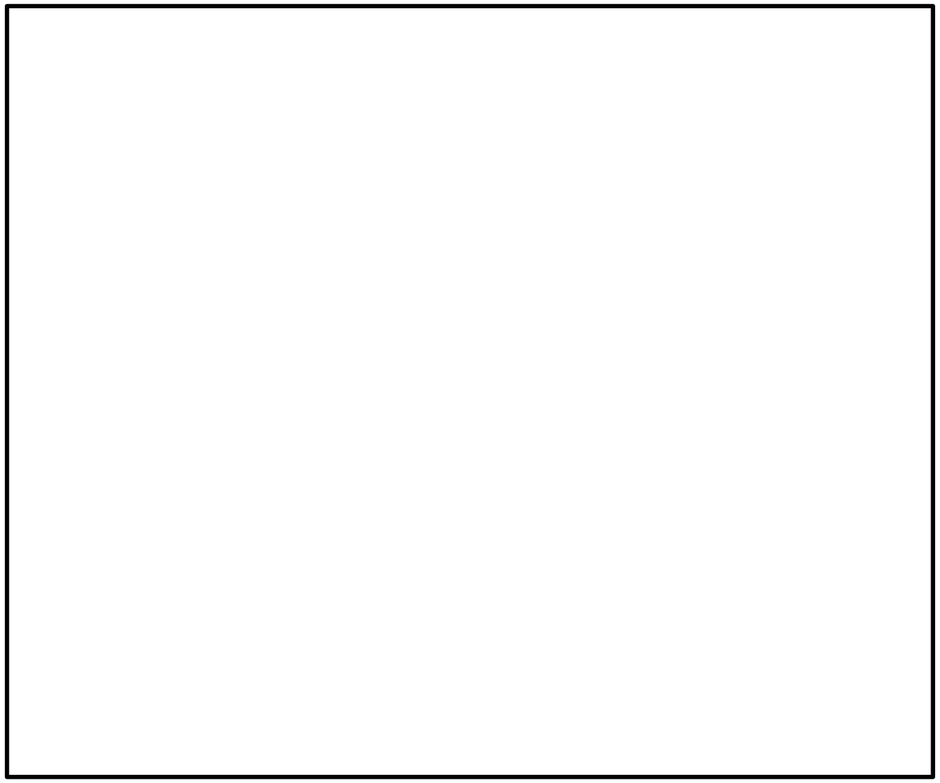
56 条：重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					大量送水車	類型化区分	大型送水ポンプ車	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	使用時に海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	Ⅱ	常時海水を通水又は海で使用	Ⅰ
				電磁波的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	（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	［配置図］56-2，［保管場所図］56-7		［配置図］56-2，［保管場所図］56-7	
		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	Ｂb， Ｂc， Ｂd， Ｂg	工具，設備の運搬・設置 操作スイッチ操作，接続作業	Ｂb， Ｂc， Ｂd， Ｂg
			関連資料		［接続図］56-6		［接続図］56-6	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ	A	ポンプ	A
			関連資料		［試験及び検査］56-4		［試験及び検査］56-4	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂa	本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂa
			関連資料		［系統図］56-3		［系統図］56-3	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａb	通常時は隔離又は分離	Ａb
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂb	高速回転機器	Ｂb
				関連資料	［試験及び検査］56-4		［試験及び検査］56-4	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａa	現場操作（設置場所）	Ａa
			関連資料		［系統図］56-3，［接続図］56-6		［系統図］56-3，［接続図］56-6	
	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設備	A	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		［容量設定根拠］56-5		［容量設定根拠］56-5	
		第2号	可搬型 SA の接続性		より簡便な接続	C	より簡便な接続	C
			関連資料		［接続図］56-6		［接続図］56-6	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時使用	Ａa	複数の機能で同時使用	Ａa
			関連資料		［接続図］56-6		［接続図］56-6	
		第4号	設置場所		（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—	（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—
			関連資料		［接続図］56-6		［接続図］56-6	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂa	屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂa
			関連資料		［保管場所図］56-7		［保管場所図］56-7	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		［アクセスルート図］56-8		［アクセスルート図］56-8	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Ａa	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋外	Ａb
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃa	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃa
				関連資料	［系統図］56-3［接続図］56-6［保管場所図］56-7		［系統図］56-3［接続図］56-6［保管場所図］56-7	

備考

・設備の相違

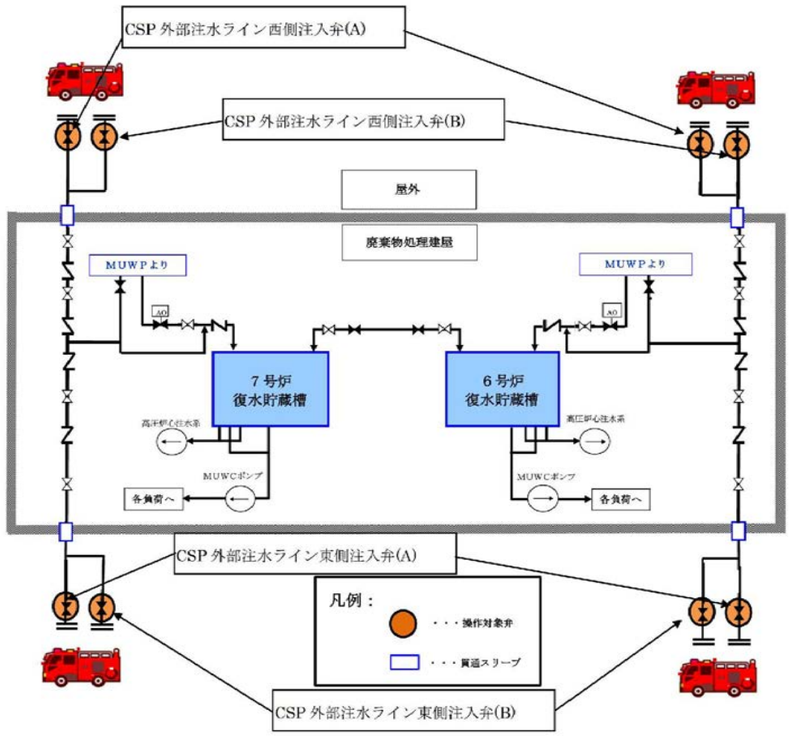
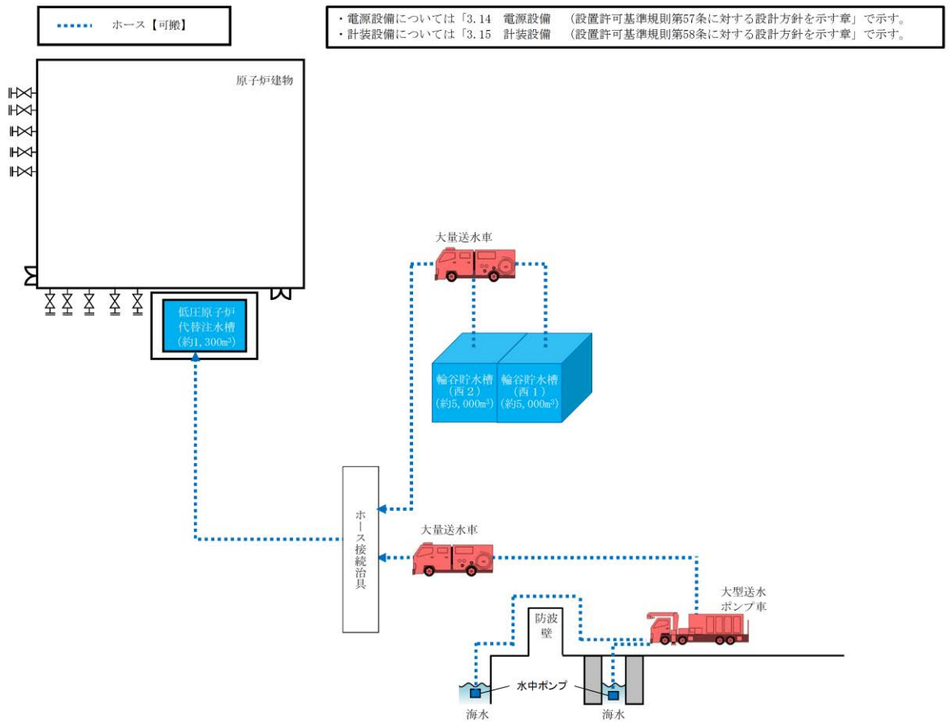
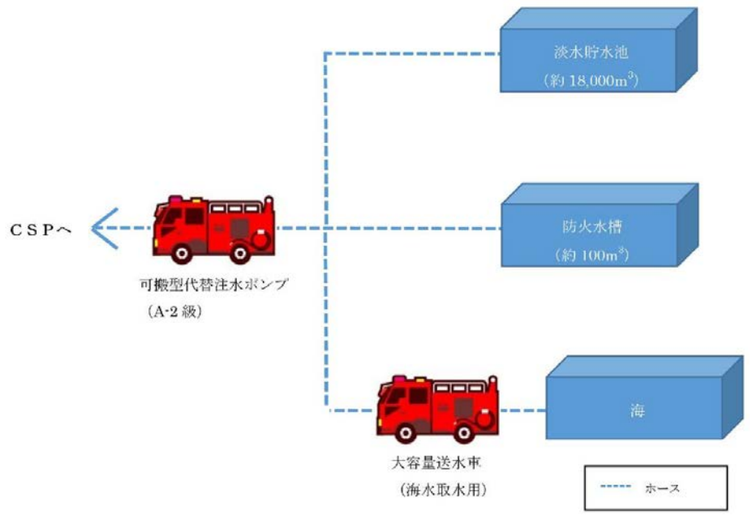
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
56-2 配置図 	56-2 配置図  	

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
 図56-2-1 水源配置図（復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバ）	 図１　水源配置図（低圧原子炉代替注水槽及びサプレッション・チェンバ）	

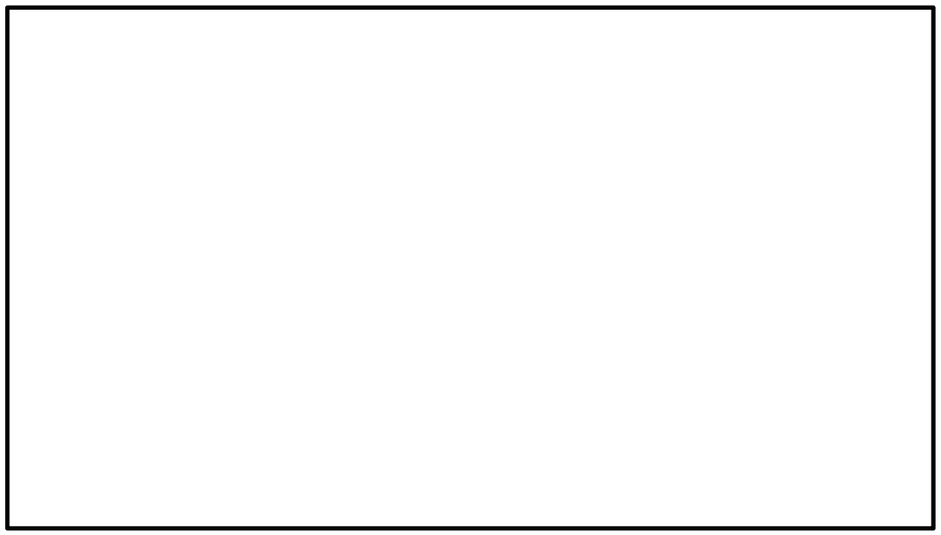
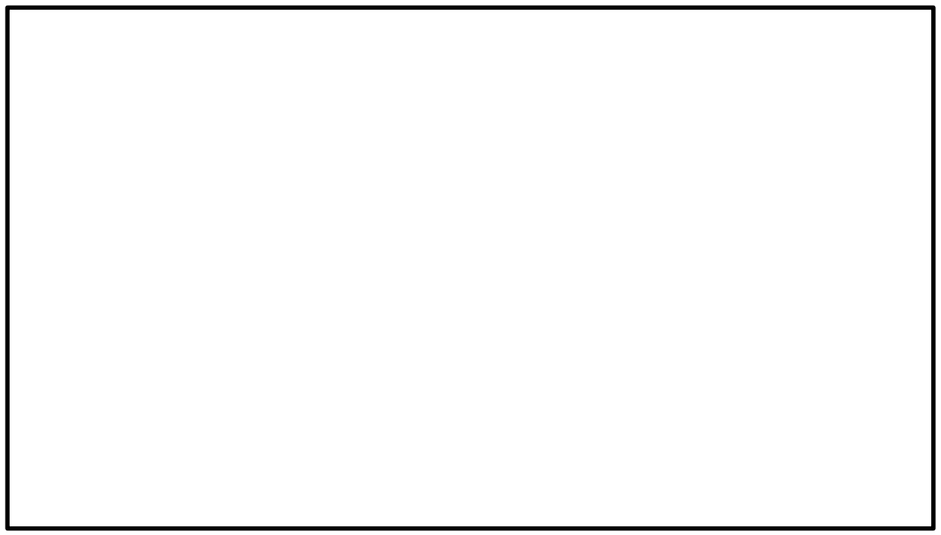
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 56-2-2 水源配置図(サプレッション・チェンバ) 図 56-2-3 水源配置図(復水貯蔵槽)	 図２　水源配置図（サプレッション・チェンバ）	

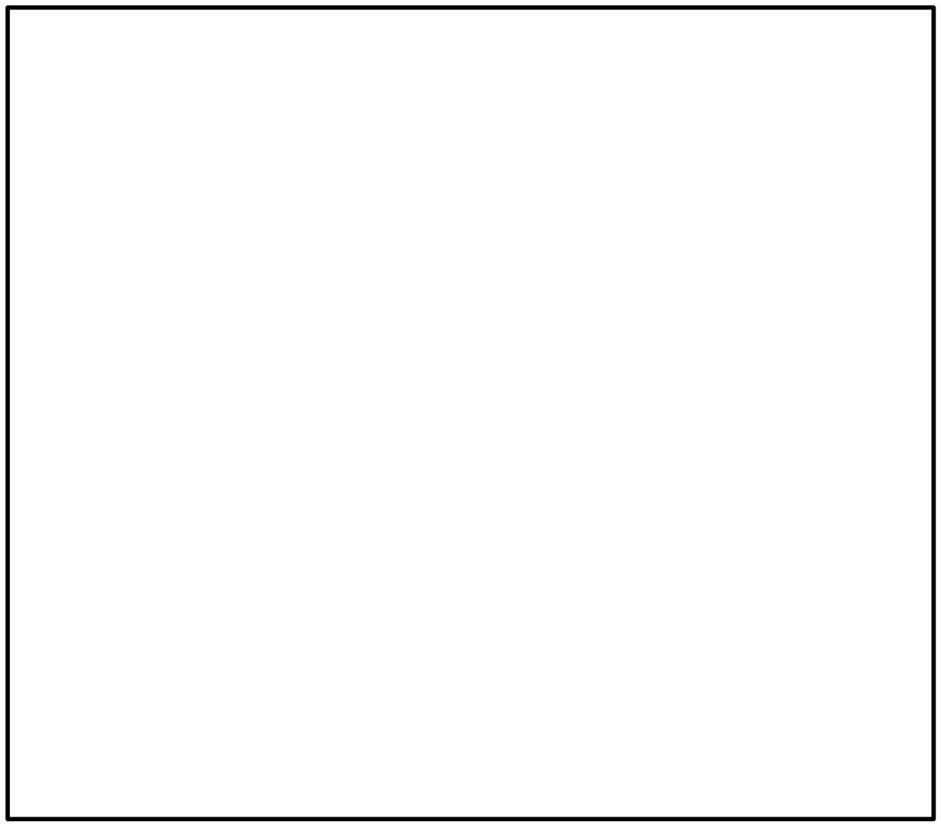
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図 56-2-4 代替淡水源配置図(淡水貯水池，防火水槽，海水取水箇所)	図３　水源配置図（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２），海水取水箇所）	

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
56-3 系統図	56-3 系統図	
56-3 系統図	56-3 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
 図 56-3-1 系統概要図（可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への供給）	 図１　系統概要図（各種水源による低圧原子炉代替注水槽への供給）	・ＳＡ水源の相違
 図 56-3-2 系統概要図(各種水源による可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）への供給)		・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
56-4 試験及び検査	56-4 試験及び検査	
56-4 試験及び検査	56-4 試験及び検査	

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 56-4-1 構造図（6 号炉復水貯蔵槽） 図 56-4-2 構造図（7 号炉復水貯蔵槽）	 図１　構造図（低圧原子炉代替注水槽）	

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２　構造図（サプレッション・チェンバ）	・資料構成の相違

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

柏崎刈羽原子力発電所６号機　点検計画

機器又は系統名	実施数（機器名）	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備　考 （ ）内は適用する設備診断技術
	復水脱塩塔（C）樹脂ストレーナ	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（D）樹脂ストレーナ	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（E）樹脂ストレーナ	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（F）樹脂ストレーナ	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	１０４Ｍ	－	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	１０４Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ（A）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（B）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（C）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水貯蔵槽	1	開放点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
制御棒	制御棒	A	外観点検	照射量による	制御棒外観検査	定検停止中
			取替	照射量による	－	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能　１式	A	機能・性能試験	１Ｃ	選択制御棒第入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装　１式	C，1,3	特性試験	１Ｃ 又は１３Ｍ	－	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁　１式	C	機能・性能試験	１Ｃ	－	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構　２０５本	A	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構　２０５本	A	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体　２０５本（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ (25%)	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中
	制御棒駆動機構スプールピース　２０５個（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中
	制御棒駆動機構　２０５本（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ (25%)	制御棒駆動水圧系設備検査（その１）	定検停止中
	制御棒駆動機構用電動機　２０５台（全数）	2	分解点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
	制御棒駆動機構結合部　２０５本（全数）	1	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動水圧系設備検査（その３）	定検停止中
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	A	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動水圧系設備検査（その１）	定検停止中
	制御棒駆動水ポンプ（A）	3	分解点検	３９Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ） （潤滑油診断　６Ｍ）
	制御棒駆動水ポンプ（B）	3	分解点検	３９Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ） （潤滑油診断　６Ｍ）

・設備の相違
島根２号炉の低圧原子炉代替注水槽は新規設置のため点検計画は新たに作成する

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

柏崎刈羽原子力発電所第７号機　点検計画

機器又は系統名	実施数（機器名）	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備　考 （ ）内は適用する設備診断技術
	復水ろ過器（C）	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（A）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（B）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（C）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（D）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（E）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（F）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（A）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（B）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（C）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（D）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（E）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（F）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	１０４Ｍ	－	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	１０４Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ（A）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（B）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（C）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（A）電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水移送ポンプ（B）電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水移送ポンプ（C）電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水貯蔵槽	1	開放点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
制御棒	制御棒	A	外観点検 （ボロンカーバイト型）	照射量による	－	定検停止中
			外観点検 （ハフニウムフラットチューブ型）	１Ｃ	－	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	B,C,1	特性試験	１Ｃ 又は１３Ｍ	－	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁　１式	A	機能・性能試験	１Ｃ	－	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構　２０５本	1	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構　２０５本	1	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体　２０５本（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ （２５％）	制御棒駆動機構分解検査(ADR)	定検停止中
			分解点検	１３０Ｍ （２５％）	制御棒駆動水圧系設備検査（その１）	定検停止中
	制御棒駆動機構スプールピース　２０５個（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ	制御棒駆動機構分解検査(ADR)	定検停止中

・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

柏崎刈羽原子力発電所６号機　点検計画

機器又は系統名	実施数（機器名）	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備　考 （ ）内は適用する設備診断技術
	濃縮廃液ポンプ（B）	3	分解点検	８３M※	－	休止設備 ※暦月管理
			簡易点検 （潤滑油交換） （センタリング）	４７M※	－	※暦月管理
	濃縮廃液ポンプ電動機（A）	3	分解点検	８３M※	－	※暦月管理
	濃縮廃液ポンプ電動機（B）	3	分解点検	８３M※	－	休止設備 ※暦月管理
	濃縮廃液タンク（A）	3	開放点検	３１１M※	－	※廃液抜き取り後本格点検実施 ※暦月管理
			非破壊試験	B	固体廃棄物処理系容器検査	
	濃縮廃液タンク（B）	3	開放点検	３１１M※	－	休止設備 ※暦月管理
			非破壊試験	B	固体廃棄物処理系容器検査	
原子炉格納容器	原子炉格納容器（A種試験）　１式	1	漏えい試験	１C	原子炉格納容器漏えい率検査	定検停止中
	原子炉格納容器	1	開放点検	１３M	－	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	換気系隔離弁　２９台	1	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	不活性ガス系　２４台	A	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉冷却材浄化系　４台	1	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系　８台	1	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	廃棄物処理系　４台	1	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	試料採取系　４台	1	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	復水補給水系　２台	1	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	移動式炉心内計装系　４台	1	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	サプレッションプール浄化系　３台	1	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	非グランド部漏えい処理系　１台	1	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ系　４台	A	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却系　６台	1	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	換気空調補機常用冷却水系　３台	1	機能・性能試験	１C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	主蒸気管ドレン系　２台	1	機能・性能試験	１C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	伊木サンプル系　２台	1	機能・性能試験	１C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ａ	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ｂ	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ａ	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ｂ	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００７	1	分解点検	１３０M	－	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００８	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００２	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１７	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１８	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００４	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ１０３	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ１０４	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ００２	1	分解点検	６５M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ００３	1	分解点検	６５M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ０１０	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ０１１	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ０１２	1	分解点検	１３０M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中

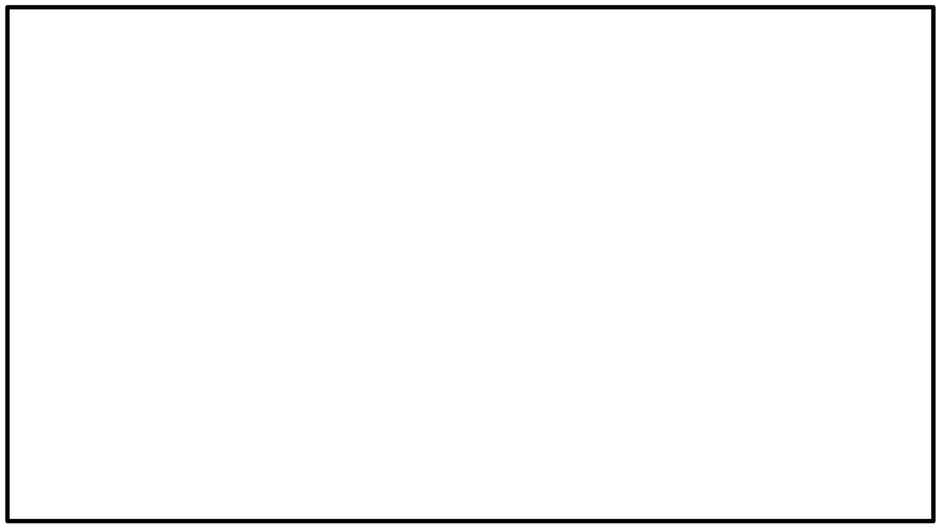
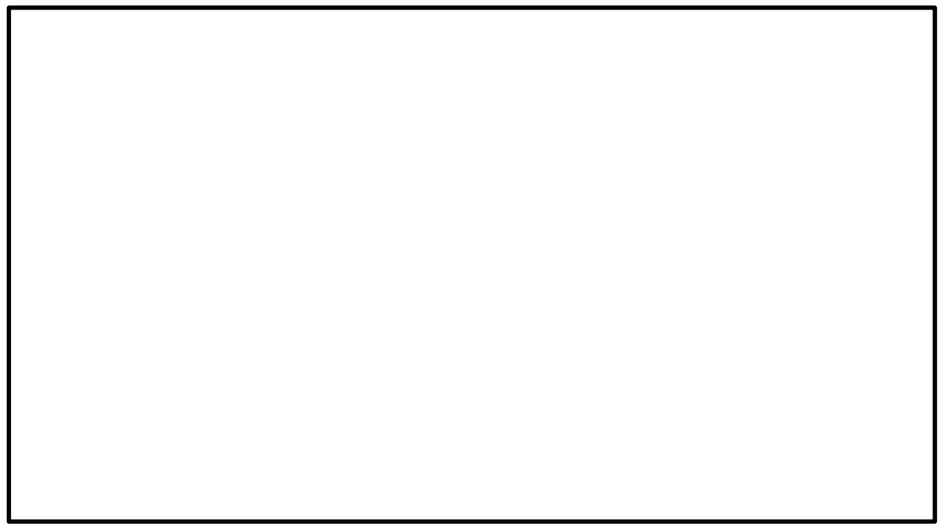
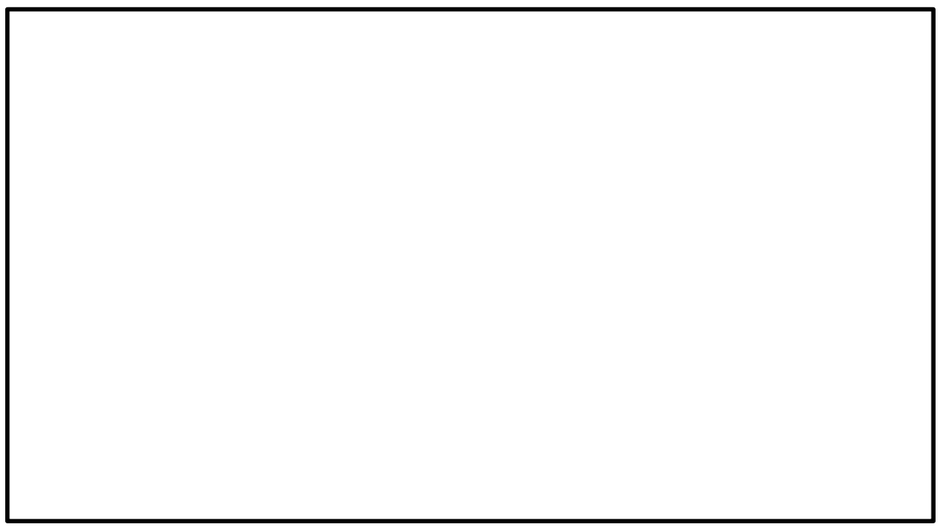
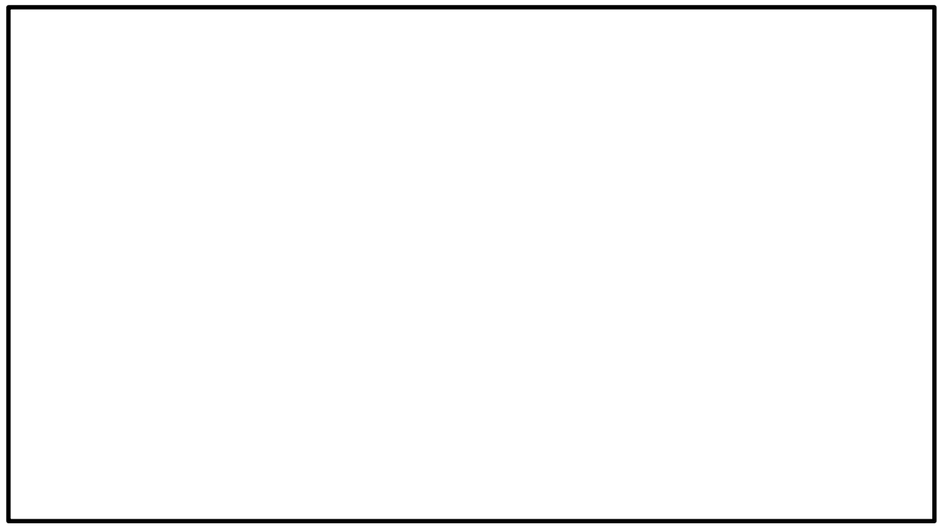
表１　島根原子力発電所　２号　点検計画

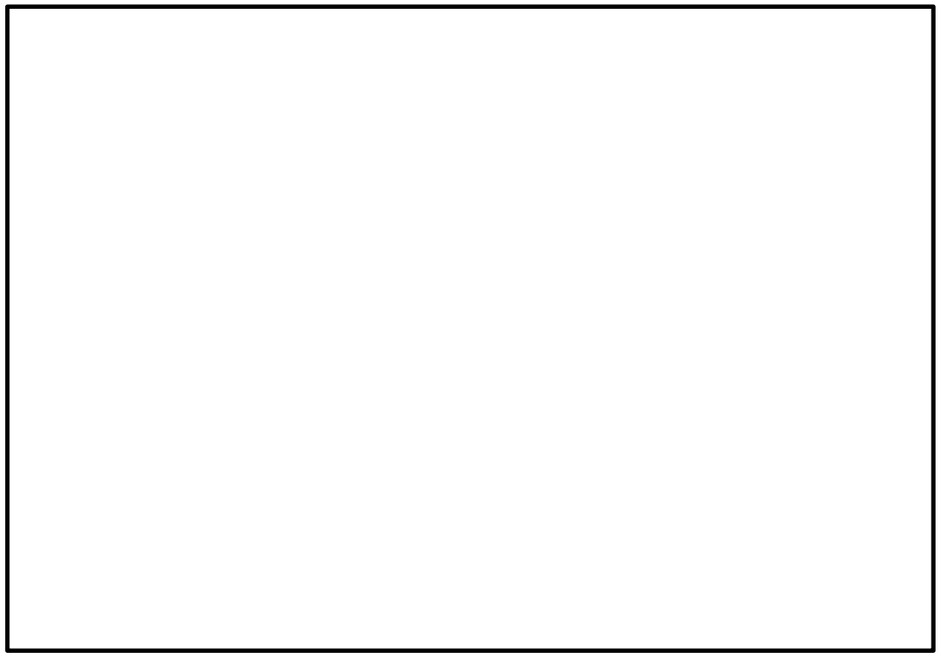
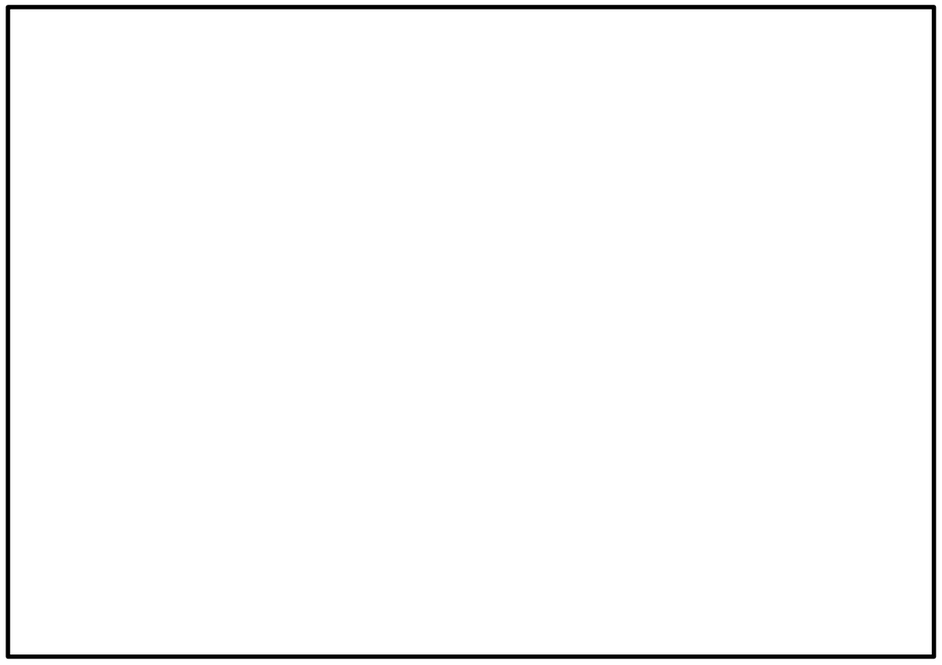
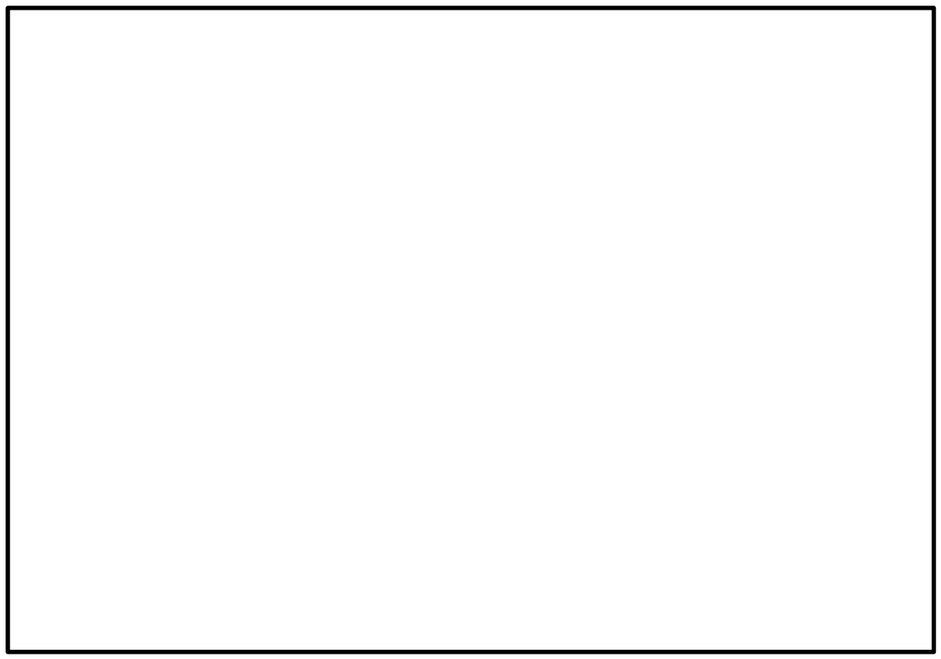
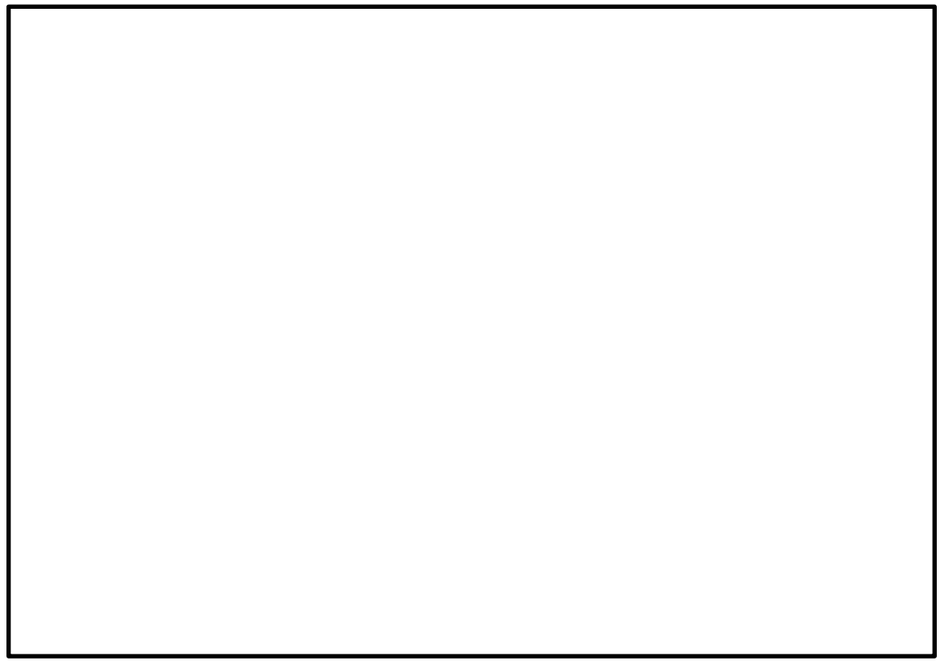
機器又は系統名	実施数（機器名）	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は頻度	検査名	備考
給水系	B-RFPタービン演算器盤 2-9828	低	特性試験（校正・調整）	13M		
			機能・性能試験	1C	主要制御系機能検査（原子炉給水流量制御装置）	
	給水系計器一式	高	特性試験 機能・性能試験 消耗品取替	13M～78M 1C 8Y	給・復水系設備検査（特性） 安全保護系保護検出要素性能（校正）検査（原子炉プロセス計装） 安全保護系保護検出要素性能（校正）検査（原子炉給水流量制御装置他） 主要制御系機能検査（原子炉給水流量制御装置）	
	給水系配管一式	高	外観点検	10C		
	給水系配管支持構造物一式	高	分解点検	130M		
			外観点検	10C	給・復水系設備検査（外観） レストレイント検査	
原子炉圧力容器本体	原子炉圧力容器 DB11-1	高	開放点検	13M		
			漏えい試験	1C	クラス１機器供用期間中検査（漏えい）	
原子炉格納容器	原子炉格納容器 0T209-1-3	高	開放点検	13M		
			漏えい試験	1C	原子炉格納容器漏えい率検査	
	原子炉格納容器ペネトレーション一式	高	外観点検	1C		
			消耗品取替	13M		
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	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	分解点検	130M		
			外観点検	10C		
			外観点検	1C		
制御棒駆動系	制御棒駆動系一式	高	外観点検	10C	構造健全性検査	
	制御棒駆動水加熱器 H212-1	低	外観点検	2C	制御棒駆動水圧系設備検査（外観）	
			漏えい試験	2C		
	スクラム排出水容器A, B T212-1A, 1B	高	外観点検	10C		
	水圧ユニット窒素容器　137台 T212-128	高	開放点検	130M		
			漏えい試験	1C		
	水圧ユニットアキュムレータ　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ユニット×4台 S212-134, 135, 136, 141	高	分解点検	13M		

・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
柏崎刈羽原子力発電所７号機　点検計画		・設備の相違

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
	ＣＦ逆洗水移送ポンプ（Ｂ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※毎月管理
			簡易点検（センタリング）（潤滑油交換）	４７Ｍ※	－	※毎月管理
	ＣＦ逆洗水移送ポンプ（Ａ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※毎月管理
	ＣＦ逆洗水移送ポンプ（Ｂ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※毎月管理
	ＣＦ逆洗水受タンク	3	開放点検	１３１Ｍ※	－	※毎月管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
	ＣＵＷ逆洗水移送ポンプ（Ａ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※毎月管理
			簡易点検（センタリング）（潤滑油交換）	４７Ｍ※	－	※毎月管理
	ＣＵＷ逆洗水移送ポンプ（Ｂ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※毎月管理
			簡易点検（センタリング）（潤滑油交換）	４７Ｍ※	－	※毎月管理
	ＣＵＷ逆洗水移送ポンプ（Ａ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※毎月管理
	ＣＵＷ逆洗水移送ポンプ（Ｂ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※毎月管理
	ＣＵＷ逆洗水受タンク	3	開放点検	１３１Ｍ※	－	※毎月管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
原子炉格納容器	原子炉格納容器（Ａ機試験）　１式	1	漏えい試験	１Ｃ	原子炉格納容器漏えい率検査	定検停止中
	原子炉格納容器	1	外観点検	１３Ｍ	－	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	機器・性能試験	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	不活性ガス系　１６台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉冷却材浄化系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系　８台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	廃棄物処理系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	試料採取系　８台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	復水補給水系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	移動式炉心内計装系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	漏えい検出系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	サプレッションプール浄化系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	非グランド部漏えい処理系	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ系　４台	2	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却系　６台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	換気空調補機常用冷却水系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	主蒸気管ドレン系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	炉水サンプル系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００７	1	分解点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００２	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１７	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００４	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ１０３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	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
 図 56-4-3 運転性能検査系統図（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級））	 図３　運転性能検査系統図（大量送水車）	
 図 56-4-4 運転性能検査系統図（大容量送水車（海水取水用））	 図４　運転性能検査系統図（大型送水ポンプ車）	

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 56-4-5 構造図（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級））  図 56-4-6 構造図（大容量送水車（海水取水用））	 図５　構造図（大量送水車）  図６　構造図（大型送水ポンプ車）	

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
56-5 容量設定根拠	56-5 容量設定根拠	
56-5 容量設定根拠	56-5 容量設定根拠	

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

名　称		復水貯蔵槽
容量	m^3	1,700（注１），（2,100（注２））
機器仕様に関する注記		注１：最低貯水量を示す 注２：公称値を示す

復水貯蔵槽は，重大事故等の収束に必要となる淡水又は海水を供給するための水源として設置する。

１．容量 1,700m^3（注1）（2,100m^3（注2））

復水貯蔵槽は，設計基準対象施設と兼用しており，設計基準対象施設としての容量が，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水又は海水を供給するまでの間に必要な容量を有しているため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

重大事故等対策の有効性評価で想定する各事故シーケンスのうち，復水貯蔵槽の水量が最も少なくなる事故シーケンスは，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用である。これらは，過渡事象を起因事象とし，かつ，発電用原子炉への全ての注水機能が確保できないとして，炉心損傷を進展させた場合について評価する事故シーケンスである。

当該事故シーケンスにおいては，号炉あたり7 日間で約2,700m^3 の水を使用する。当該使用量は復水貯蔵槽の最低貯水量約1,700m^3/号炉を上回るが，図56-5-1 に示すとおり，復水貯蔵槽が枯渇（事象発生から約14 時間後）する前に，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水又は海水の供給を開始（事象発生から約12 時間後）することにより，復水貯蔵槽が枯渇することはない。従って，復水貯蔵槽は最低貯水量約1,700m^3/号炉を有する設計とすることで，重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。前に，可搬型の移送ルートを用いて供給する。

名　　称		低圧原子炉代替注水槽
容量	m^3	740（注１），（1,300（注２））
機器仕様に関する注記		注１：最低貯水量を示す 注２：公称値を示す

低圧原子炉代替注水槽は，重大事故等の収束に必要となる淡水又は海水を供給するための水源として設置する。

１．　容量　740m^3（注１），（1,300m^3（注２））

重大事故時等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスのうち，低圧原子炉代替注水槽の水量が最も少なくなる事故シーケンスは，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）である。これは，大破断ＬＯＣＡを起因事象とし，かつ，全交流動力電源喪失事象を加えた状態として，残留熱代替除去系を使用しない想定における過圧及び過温への対策の有効性を評価する事故シーケンスである。

当該事故シーケンスにおいては，７日間で約 3,200m^3 の水を使用する。当該使用量は低圧原子炉代替注水槽の最低貯水量約 740m^3 を上回るが，図１に示すとおり，低圧原子炉代替注水槽が枯渇（事象発生から約 21 時間後）する前に，代替淡水源（輪谷貯水槽（西１）及び（西２））の淡水又は海水の供給を開始（事象発生から約２時間 30 分後）することにより，低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。従って，低圧原子炉代替注水槽は最低貯水量約 740m^3 を有する設計とすることで，重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。

・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

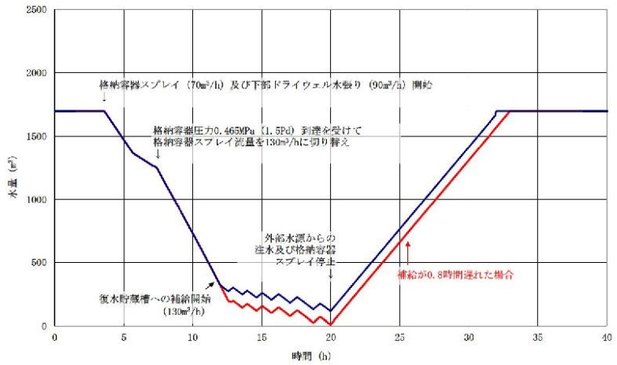


図 56-5-1 復水貯蔵槽の水量変化

水使用パターン

①格納容器下部注水

原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始(約90m³/h で2時間)。

原子炉圧力容器の破損後は崩壊熱相当で注水。

②代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ

原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始（70m³/h）。

原子炉圧力容器の破損以降，465kPa[gage]に到達以降は130m³/h 以上で注水。

③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送

12 時間後から，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)4 台を用いて130m³/h で淡水貯水池の水を復水貯蔵槽へ給水する。

図56-5-1 に示すとおり，事象発生から12時間以降は，可搬型代替注水ポンプを用いて，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水又は海水を130m³/h で復水貯蔵槽へ給水することで重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。

また，この復水貯蔵槽への供給に対して，使用済燃料プールへの注水は，仮に発電用原子炉停止中の重大事故等対策の有効性評価の想定事故1 又は2が発生したとしても，燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間はいずれも3 日以上であり，図56-5-1 右端より後の復水貯蔵槽水位回復後に対応可能である。

以上より，復水貯蔵槽の容量については，最低貯水量1,700m³（公称値2,100m³）を有する設計とすることで，重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。なお，復水貯蔵槽への供給が遅れることになっても，事象発生から約12.8 時間後までに供給を実施すれば復水貯蔵槽が枯渇することはない。

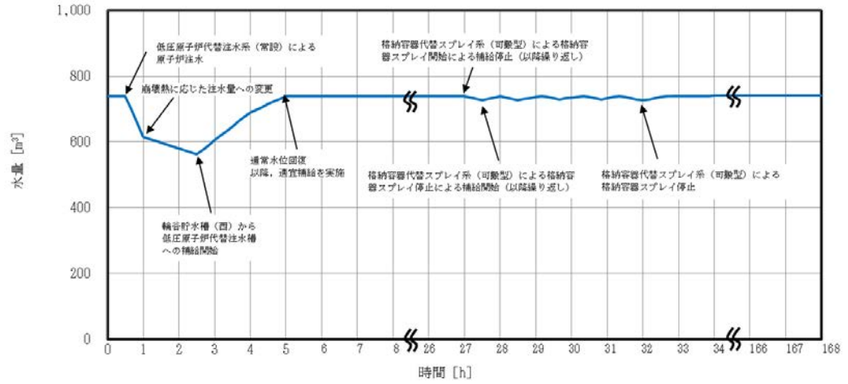


図１　低圧原子炉代替注水槽の水量変化

①低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

事象発生後，定格流量で注水する（250m³/h）。

冠水後は，崩壊熱に応じた注水量で注水する。

②輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）から低圧原子炉代替注水槽への移送

事象発生２時間 30 分後から大量送水車を用いて 120m³/h で輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）の水を低圧原子炉代替注水槽へ移送する。

③代替格納容器スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ

事象発生 27 時間後から格納容器圧力に応じ，120m³/h で間欠運転を実施。

図１に示すとおり，事象発生から２時間 30 分以降は，大量送水車を用いて，代替淡水源（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２））の淡水又は海水を 120m³/h で低圧原子炉代替貯水槽へ給水することで重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。

以上より，低圧原子炉代替注水槽の容量については，要求値 740 m³（公称値 1,300 m³）を有する設計とすることで，重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。なお，低圧原子炉代替注水槽への供給が遅れることになっても，事象発生から約 21 時間後までに供給を実施すれば低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

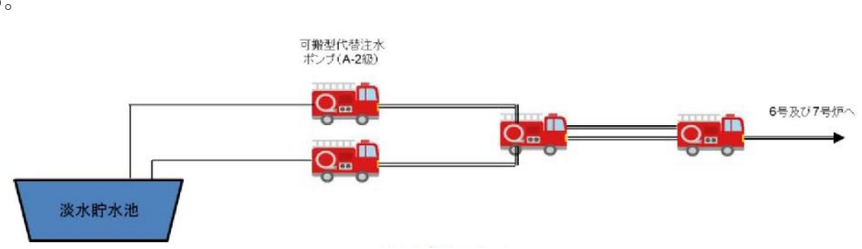
名 称		可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
容量	m^3/h/台	130（注 1），（（120（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	1.04（注 1），（0.85（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	100
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注 2：規格値量を示す

【設 定 根 拠】

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，重大事故等時に以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は想定される重大事故等時において，代替淡水源(淡水貯水池及び防火水槽)の淡水若しくは海水を，事故収束に必要な水量を復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。

なお，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，重大事故等時において，復水貯蔵槽への供給に必要な流量を確保できる容量を有するものを下図のとおり1 セット4 台使用する。



系統概要図

1.容 量 130m^3/h（注1）／120m^3/h(注2)

復水貯蔵槽への供給として使用する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の容量の要求値は，運転中の発電用原子炉における事故シーケンスのうち，水使用の観点から厳しいシナリオとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用しない場合」シナリオに係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において，有効性が確認されている復水貯蔵槽への供給流量は130m^3/h（注1）である。

なお，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される120m^3/h 以上（注2）を容量の公称値とする。

島根原子力発電所　２号炉

名称		大量送水車
容量	m^3/h/台	120 以上（注１），（168 以上（注２））
吐出圧力	MPa[gage]	0.29 以上（注１），（0.85（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.6
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/台	230
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：規格値を示す

【設定根拠】

大量送水車は，重大事故等時に以下の機能を有する。

大量送水車は想定される重大事故等時において，代替淡水源（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２））の淡水若しくは海水を，事故収束に必要な水量を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。

なお，大量送水車は，重大事故等時において，低圧原子炉代替注水槽への供給に必要な流量を確保できる容量を有するものを図２のとおり１セット１台使用する。

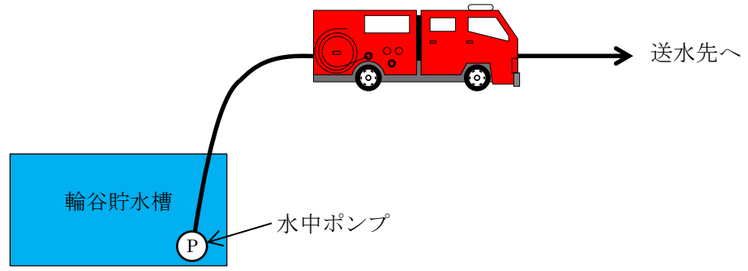


図２　系統概要図

１．　容量　120 m^3/h 以上（注１）／168 m^3/h 以上（注２）

低圧原子炉代替注水槽への供給として使用する場合の大量送水車の容量の要求値は，運転中の発電用原子炉における重大事故シーケンスのうち，水使用の観点から厳しいシナリオとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」シナリオに係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において，有効性が確認されている低圧原子炉代替注水槽への供給流量は120m^3/h（注１）である。

なお，大量送水車は，消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される 168m^3/h（注２）を容量の公称値とする。

備考

・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

2. 吐出圧力 1.04MPa 以上（注1）／0.85MPa（注2）

復水貯蔵槽へ供給する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は，静水頭，ホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

6号及び7号炉の複数ある接続口のうち，使用する消防ホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果，最も保守的となる，7号炉原子炉建屋西側の接続口へ接続した場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【7号炉CSP大容量接続口（西）】

静水頭	約	
ホース圧損	約	※1
ホース湾曲による影響	約	※1
機器類圧損	約	
合 計	約	1.04MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については56-5-9,10 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力の要求値は，約1.04MPa 以上とする。

なお，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。

２．　吐出圧力　0.29 MPa 以上（注１）／0.85 MPa（注２）

低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の大量送水車の吐出圧力は，複数あるホース敷設ルートのうち，静水頭，ホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果，最も保守的となる，南法面を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

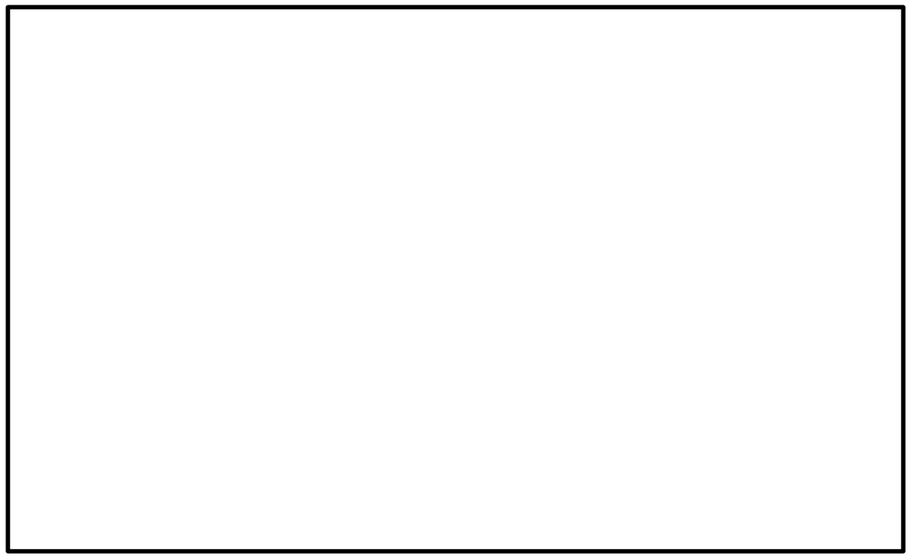
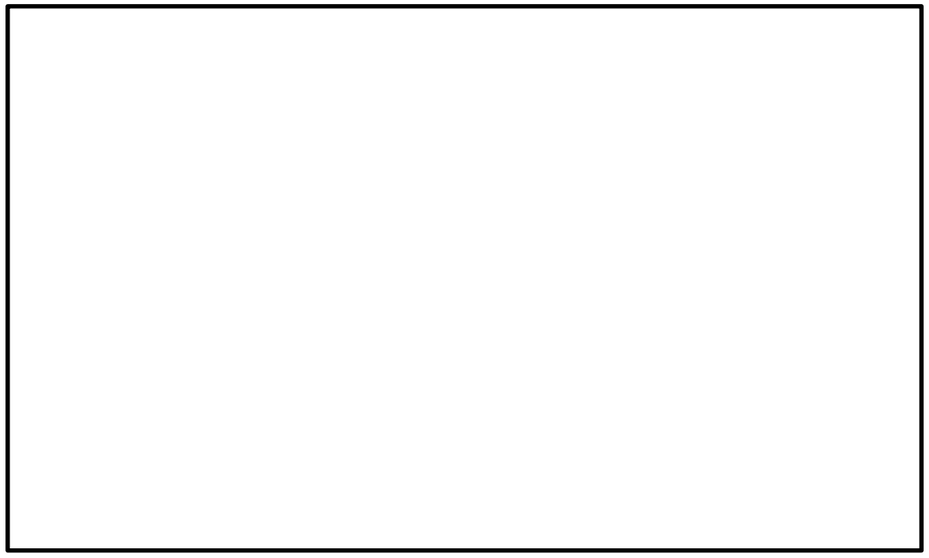
【　南法面経由　の場合】

水源と移送先の圧力差	：約		MPa	
静水頭	：約		MPa	
ホース圧損	：約		MPa	※１
ホース湾曲による影響	：約		MPa	※１
機器類圧損	：約		MPa	
合計	：約	0.29	MPa	

※１：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については，56-5-8～10 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より，大量送水車の吐出圧力の要求値は，約 0.29MPa 以上とする。

なお，大量送水車は，消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。

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56-5-2 に示すとおり，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）はポンプの回転数を変更することで，容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。  図56-5-2 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）性能曲線 上記の吐出圧力の確認に加え，使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため，NPSH の評価を行った。 なお，評価においては，接続口側の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の有効NPSHが必要NPSH を十分に上回るように，上流側の（淡水貯水池に近い側の）可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転条件を設定した。 ＜接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞ 図56-5-2 より，ポンプの必要回転数は，復水貯蔵槽への供給に必要となる流量（130m³/h）及び吐出圧力（1.04MPa）を満足する2800rpm とする。	図３に示すとおり，大量送水車はポンプの回転数を変更することで，容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。  図３　大量送水車性能曲線 上記の吐出圧力の確認に加え，使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため，NPSH の評価を行った。 大量送水車は,代替淡水源である輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）に投入した取水ポンプにより取水される水を，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４に示す。 大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約 0.7m 下位に設置する必要がある。よって，大量送水車の設置場所（EL 53.2m），輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）の底面（EL 45.9m），大量送水車の送水ポンプの設置高さ約１ｍから，送水ポンプと輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）の水面の高低差は最大で約 7.6m となる（図４参照）。 必要流量 120m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.7m であることに対し，送水ポンプと輪谷貯水槽（西）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.6m 下位）となる場合でも，送水ポンプに対する有効 NPSH が約 5.2m※となる。	

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

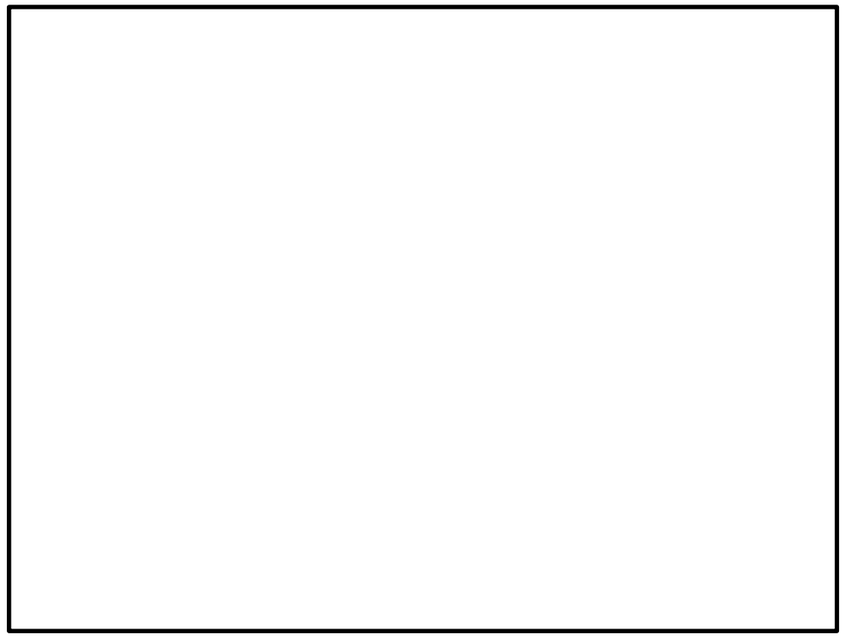


図56-5-3 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）NPSH

2800rpm において，必要流量を確保するためのNPSH（必要NPSH）は，図56-5-3 の水頭に余裕を見込み，□m となる。

有効NPSH は下記のとおり算出する。

有効NPSH＝H_a＋H_n＋H_s－H_l－h_s　・・・①

ここで，H_a：大気圧　□

H_n：上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）吐出圧力

H_s：吸込揚程（上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）との高低差）

H_l：吸込圧損

h_s：飽和蒸気圧水頭（0.8m（0.01MPa）：水源温度40℃と想定）

とする。

①式に以下の値を代入し，有効NPSH を算出すると有効NPSH は□m となる。

H_n＝□

H_s＝□

H_l＝□

なお，吸込圧損を考慮したとしても，有効NPSH が必要NPSH を十分に上回る□となるよう，H_nを設定した。

この時，有効NPSH（□m）＞必要NPSH（□m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

以上により，必要 NPSH（約 1.7m）＜有効 NPSH（約 5.2m）となる。

※内訳は以下の通り

取水ポンプの全揚程	約	□m
静水頭	約	□m
ホース圧損	約	□m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	□m
合　計	約	5.2m

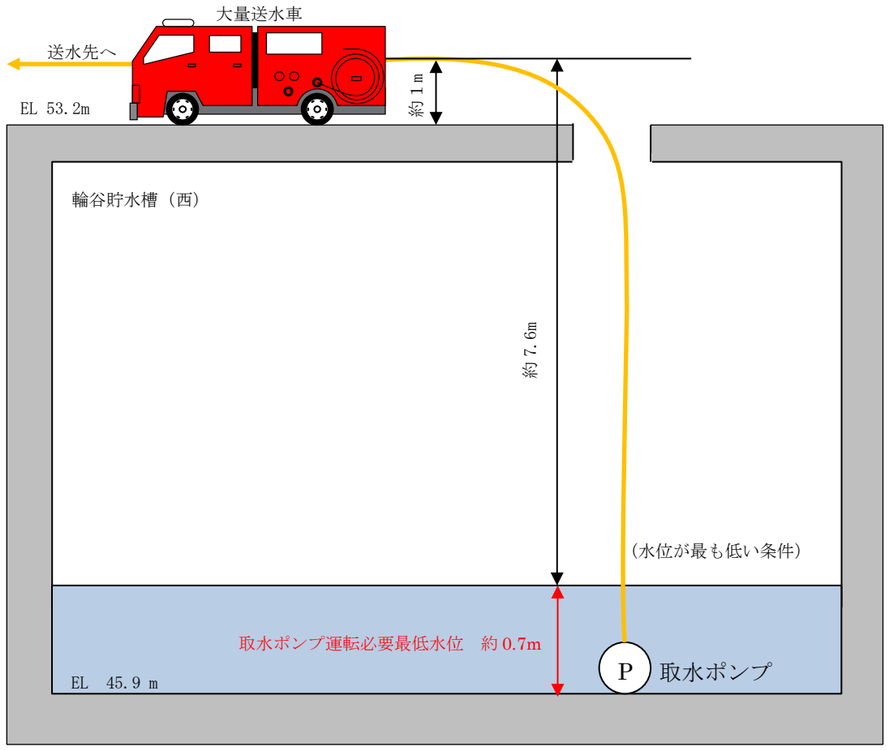


図４　大量送水車設置概要図

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

＜中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図56-5-2 より，ポンプの必要回転数は，接続口側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する2600rpm とする。2600rpm において，必要流量を確保するためのNPSH（必要NPSH）は，図56-5-3 の水頭に余裕を見込み，□mとなる。

①の式に以下の値を代入し，有効NPSH を算出すると有効NPSH は□m となる。

H_n＝□

H_s＝□

H_l＝□

なお，吸込圧損を考慮したとしても，有効NPSH が必要NPSH を十分に上回る□となるよう，H_nを設定した。

この時，有効NPSH（□m）＞必要NPSH（□m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

＜淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図56-5-2 より，ポンプの必要回転数は，中継用 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する2400rpm とする。2400rpm において，必要流量を確保するためのNPSH（必要NPSH）は，図56-5-3 の水頭に余裕を見込み，□m とする。

①式に以下の値を代入し，有効NPSH を算出すると有効NPSH は□m となる。

H_n＝□

H_s＝□

H_l＝□

この時，有効NPSH（□m）＞必要NPSH（□m）となることから，ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

なお，大容量送水車（海水取水用）から直接，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）へ送水する場合については，大容量送水車（海水取水用）の吐出圧力が可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吸込口に加わることにより，上記NPSH 評価のうち吸込揚程が，淡水貯水池から取水する場合よりも大きくなることから，淡水貯水池から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）のNPSH 評価に包絡される。

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
3.最高使用圧力 2.0MPa 復水貯蔵槽注水に必要となる吐出圧力は1.04MPa 以上であるが，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた注水先への注水シナリオのうち，吐出圧力が最大となるのは格納容器下部注水（可搬型）にて要求される吐出圧力（1.67MPa）であり，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用圧力は1.67MPa を上回る圧力として2.0MPa とする。 4. 最高使用温度 60℃ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用温度は，水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため，60℃とする。 5. 原動機出力 100kW/台 水の移送設備として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の原動機については，必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして100kW/台とする。	３．最高使用圧力　1.6MPa 低圧原子炉代替注水槽注水に必要となる吐出圧力は 0.29MPa 以上であるが，大量送水車を用いた注水先への注水シナリオのうち，吐出圧力が最大となるのは燃料プールスプレイ（常設スプレイヘッダ）にて要求される吐出圧力（1.54MPa）であり，大量送水車の最高使用圧力は 1.54MPa を上回る圧力として 1.6MPa とする。 ４.最高使用温度　40℃ 大量送水車の最高使用温度は，水源である淡水及び海水の温度が 40℃以下であるため，40℃とする。 ５.原動機出力　230kW/台 水の移送設備として使用する大量送水車の原動機については，必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして230kW/台とする。	

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
ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について	ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方	・評価手法の相違
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が様々であること，また，今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し，最も一般的な仕様である，『新・消防機器便覧「消防水力学」（東京消防庁監修，東京消防機器研究会編著）』における理論値を使用する。	消防用ホースの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が様々であること，また，今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し，最も一般的な仕様である『新・消防機器便覧「消防水力学」（東京消防庁監修，東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。	
消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について	消防用ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響の考え方については以下のとおり。	

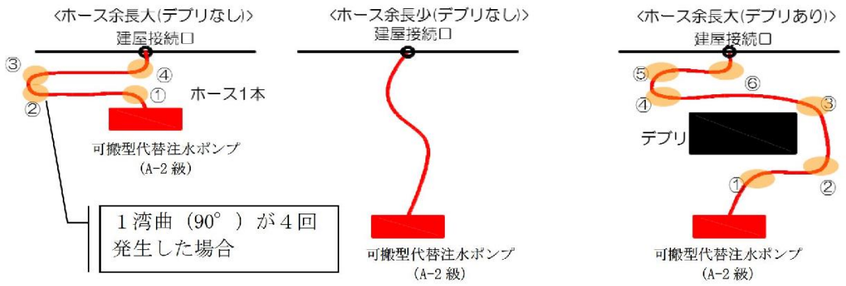
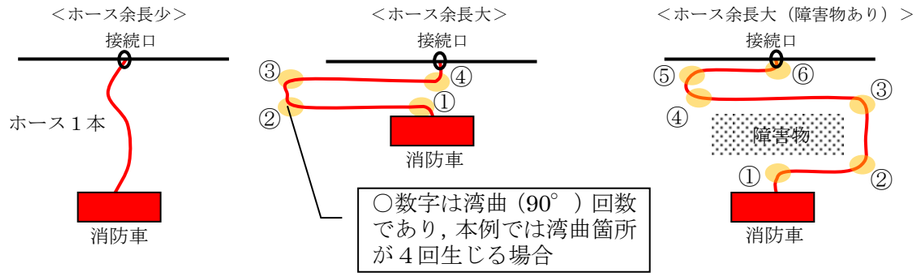

	

図１　想定される消防ホースの引き回しパターン（イメージ）	図５　想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図）	
＜１湾曲（90°）あたりの圧力損失hc＞ $hc=fc\times v^2/(2g)$ ○損失係数fc ホースの湾曲による損失係数は新・消防機器に記載されている曲率半径1000mm における90° 湾曲時の損失係数である fc=0.068･･･（ｉ） を引用する。 ○流速v v=Q/A ・Q=流量について 流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。 ここでは，例示として，90［m^3/h］の場合の計算を示す。 ホース2 線で送水した場合，1 線あたり45［m^3/h］＝0.75［m^3/min］となる。 ・A＝管路の断面積について $A=\pi r^2$ であることから，75A のホースを使用した場合を想定すると， r=0.038［m］となる。よって，A=0.00454［m^2］	＜１湾曲（90°）あたりの圧力損失：h_b＞ $h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}$[m] ＝ $f_b \cdot \frac{v^2}{2000} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}$[MPa] ○$f_b$：ベンドの損失係数 ホースの湾曲によるベンドの損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径１m における 90° 湾曲時のベンド損失係数であり，次式，表７のうち数値の大きい方を使用する。 $f_b = \left\{0.131+0.1632\left(\frac{d}{R}\right)^{3.5}\right\} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}$	

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

・流速v=Q/A より

v=165.1982[m/min]

= 2.7533[m/s] ･･･(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×v^2/(2g)より，重力加速度9.8[m/s^2]を用いて

hc＝0.068×(2.7533^2/(2×9.8))×3

＝0.079[m]

表７　ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d ＼ θ°	1	2	4	6	10
なめらか	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.065	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
あらい	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R ：管中心線の曲率半径（m）

（出典：新・消防機器便覧より）

（例として 150A，流量 120m^3/h の場合の値を記載する。）

$$f_b = \left\{0.131 + 0.1632 \times \left(\frac{0.1535}{1}\right)^{3.5}\right\} \times \frac{90}{90} \cong 0.14$$

$R/d = 6.5$，$\left(Re\sqrt{\lambda}\right) \cdot (\varepsilon/d) \cong 0.5 < 200$　となり壁面は“なめらか”であることから，表から f_b は 0.105 となる。

式からの計算値 0.14　＞　表の値 0.105　であるため

f_b　＝　0.14[MPa]･･･（ⅰ）　とする。

○v：流速

v＝Q/A

Q：流量について

低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する場合は

Q＝120[m^3/h]＝2.0[m^3/min]となる。

A：管路の断面積について

A＝πr^2 であることから，150A のホースの場合，r＝管内径/2 となり，管内径 0.1535m より r＝0.07675[m]となる。

よって，A＝0.0185057[m^2]

v＝Q/A より

＝108.074[m/min]=1.8012[m/s]　･･･（ⅱ）

○上記（ⅰ）（ⅱ）より，1 湾曲（90°）あたりの圧力損失を求める。

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
	$h_b(\mathrm{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$ $h_b(\mathrm{MPa}) = 0.00023[\mathrm{MPa}]$	

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

名　　称		大容量送水車（海水取水用）
流　　量	m^3/h	840 以上（注 1）（900（注 2））
吐 出 圧 力	MPa[gage]	0.20 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	[redacted]
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（海水取水用）は，重大事故等時の復水貯蔵槽の淡水枯渇並びに，複数の代替淡水源(防火水槽又は淡水貯水池)から,復水貯蔵槽への淡水供給が不能となる場合に,防火水槽又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）へ,海水を供給をするために設置する。

1.容量の設定根拠

大容量送水車（海水取水用）の容量は，復水貯蔵槽へ供給を行うために6 号炉，7 号炉で必要となる流量の合計260 m^3/h から,余裕をみた流量とする。

なお，大容量送水車（海水取水用）の容量を上記のように設定することで，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する,有効性評価「格納容器過圧・過温破損」のシナリオで,評価上用いている格納容器スプレイ流量を上回るよう,復水貯蔵槽へ補給可能である。

2.揚程の設定根拠

大容量送水車（海水取水用）の揚程は，下記を考慮する。

なお,6 号炉,7 号炉で共用のため,最もホース圧損が厳しくなる6 号炉側の海水取水箇所から,海水を取水することを想定する。

①機器類の圧損　：　約 [redacted] MPa
②ホースの圧損　：　約 [redacted] MPa　※1
①～②の合計　：　約0.20 MPa

※1 ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については56-5-19 参照。
詳細設計においては，重大事故時のホースの取り回し，作業性，他設備の干渉を考慮し，ポンプ容量を変更しない範囲で適切に選定する。

上記から，大容量送水車（海水取水用）の必要吐出圧力は0.20MPa 以上とし，1.25MPa とする。

名称		大型送水ポンプ車
容量	m^3/h	120 以上（注１）（1,800（注２））
吐出圧力	MPa[gage]	0.82 以上（注１）（1.4（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	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】

大型送水ポンプ車は，重大事故等時の低圧原子炉代替注水槽の淡水枯渇並びに，複数の代替淡水源（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２））から低圧原子炉代替注水槽への淡水供給が不能となる場合に，低圧原子炉代替注水槽へ，海水を供給するために設置する。

１．　容量の設定根拠

低圧原子炉代替注水槽への海水補給として使用する場合の大型送水ポンプ車の容量は，輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）から大量送水車により低圧原子炉代替注水槽への補給流量を基に設定する。大量送水車の補給流量は 120m^3/h である。

以上より，大型送水ポンプ車の容量は 120m^3/h（注１）であり，これを上回るものとして，消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される性能である 1,800m^3/h（注２）とする。

２．　吐出圧力　0.82MPa 以上（注１），（1.4MPa（注２））

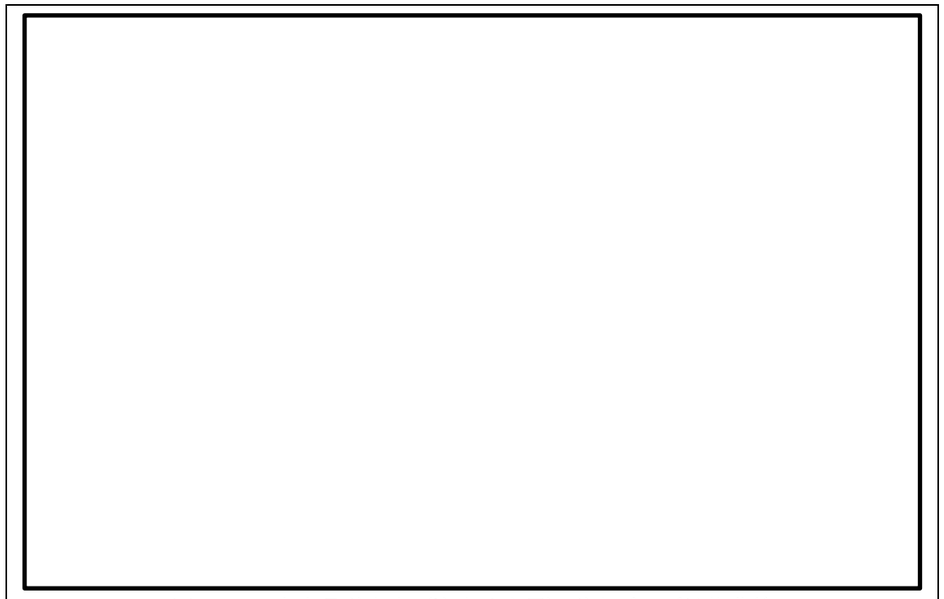
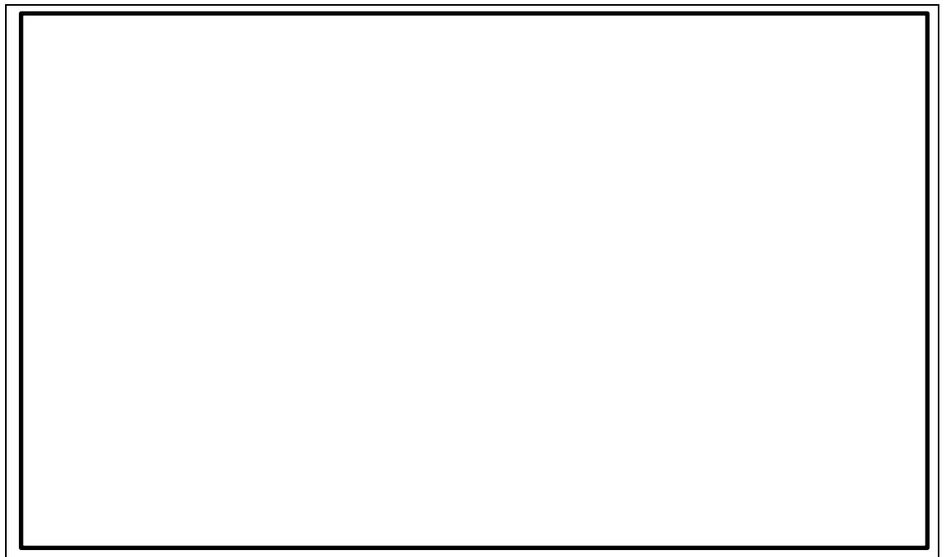
低圧原子炉代替注水槽への海水補給として使用する場合の大型送水ポンプ車の揚程は，水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース・配管及び機器圧損を基に設定する。以下に揚程を示す。

①静水頭　：　[redacted] 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　：0.82　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 56-5-14～16 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

上記から，大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は 0.82MPa[gage]以上とし，1.4MPa[gage]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
 図56-5-4 大容量送水車（海水取水用）送水ポンプ性能曲線 上記の揚程の確認に加え,使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。 〈大容量送水車のNPSH 評価〉 大容量送水車（海水取水用）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56-5-5に示す。この場合における海面は，通常時の平均海面では送水ポンプの約13.4m 下位,津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約17.2m 下位となる。また，取水ポンプは，キャビテーションの発生を防止するために，海面から0.5m 以上水没させて使用する必要がある。 これらを踏まえ，取水ポンプの吐出部のホースの長さが23m であることから，ホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを海中に設置する。これにより，海面が最も低い状態になった場合（大容量送水車から約17.2m 下位）でも，ポンプ位置を調整することなく海水を取水することが可能である。 上記の設置状況に基づき，必要流量840 m^3/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６　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，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。 大型送水ポンプ車は移動式熱交換設備への送水 780m^3/h と同時に低圧原子炉代替注水槽への海水補給 120m^3/h も行うため，取水ポンプの流量は 900m^3/h として計算する。 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７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 16.1m 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 17.1m 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。 上記の設置状況に基づき,必要流量 900m^3/h を確保した場合における揚程である 49.0m に対し，必要揚程が 28.6m であること，また，取水ポンプの吐出部のホース長が 60m 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 17.1m であることから，必要な揚程を確保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 900m^3/h を確保した場合における水中ポンプの全揚程は約 50m 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 30m（＝50m-2m-16.5m））は，必要吸込水頭を上回ることを確認した。	・ ・

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

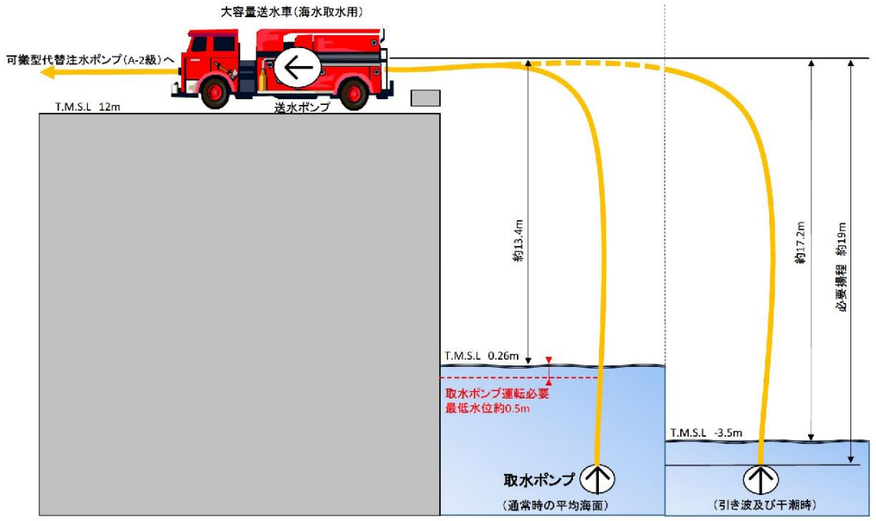


図56-5-5 大容量送水車（海水取水用）概要図

3.最高使用圧力の設定根拠

大容量送水車（海水取水用）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（海水取水用）の最高使用温度は，海水温度30℃に余裕を考慮し，60℃とする。

5.原動機出力の設定根拠

原動機出力は，定格流量点 [redacted] での軸動力を考慮し，[redacted]kW とする。

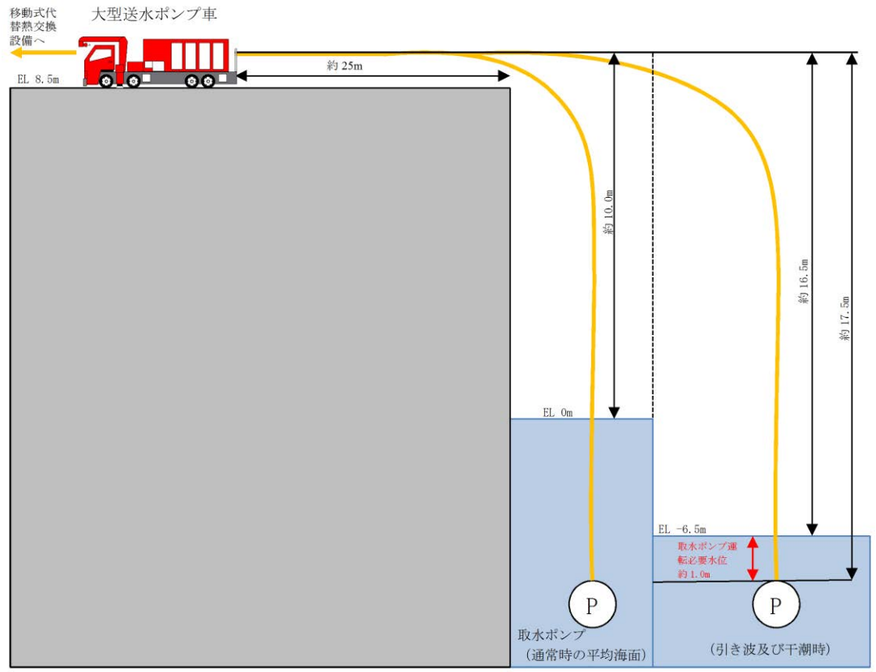


図７　大型送水ポンプ車概要図

３．最高使用圧力の設定根拠

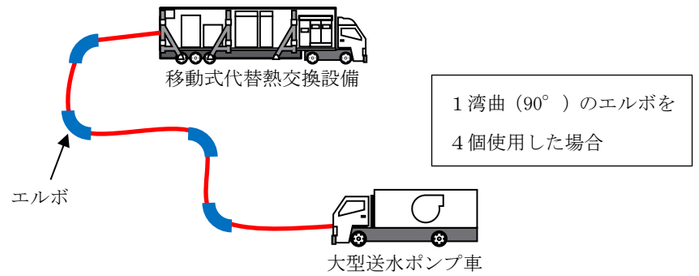
大型送水ポンプ車の最高使用圧力は，大型送水ポンプ車のメーカ規格圧力である 1.4MPa とする。

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 30℃に裕度を考慮し，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 1,193kW/台とする。

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
	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８　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＝9.8m/s2，1m=0.0098MPa 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 $R_e(d/\rho)^2 < 364$ では　$\zeta_b = 0.00515\,\alpha\,\theta\,R_e^{-0.2}(\rho/d)^{0.9}$ $R_e(d/\rho)^2 > 364$ では　$\zeta_b = 0.00431\,\alpha\,\theta\,R_e^{-0.17}(\rho/d)^{0.84}$ ここで$R_e = \nu d/v$，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	・資料構成の相違 柏崎 6/7 は８ページ後に記載

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

表７　αの数値

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

（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

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

$\fallingdotseq 3.99$[m/s]

$R_e=\nu d/v=1.792\times0.2979/3.99/1,000/1,000$

$\fallingdotseq 6.6\times10^5$

$R_e(d/\rho)^2=6.6\times10^5\times(0.2979/0.596)^2$

$\fallingdotseq 165519>364$ より

ここで

$\rho/d=0.596/0.2979$

$=2.00067\cdots$

$\fallingdotseq 2$

であるため

$\alpha=0.95+4.42\times2^{-1.96}$

$=2.085319$

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

$=0.00431\times2.085319\times90\times(6.6\times10^5)^{-0.17}(0.596/0.2979)^{0.84}$

$=0.148346\cdots$

$\fallingdotseq 0.15$

となり

$h_b=0.15\times3.99^2/2000$

$=0.0119400\cdots$

$\fallingdotseq 0.012$[MPa]

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

名　　称		サプレッション・チェンバ
容量	m^3	3600
限界圧力	MPa[gage]	0.62
限界温度	℃	200

１．容量

サプレッション・チェンバのプール水は，重大事故等時において代替循環冷却系の復水移送ポンプの水源として使用する。代替循環冷却系は，サプレッション・チェンバのプール水を水源として復水移送ポンプで原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行い，その水がサプレッション・チェンバに戻る循環ラインで構成されている。

代替循環冷却系を運転するための成立条件として，水源が関係する項目としては，復水移送ポンプのNPSH 評価であり，系統圧力損失を考慮した有効NPSH がポンプの必要 NPSH を満足することが条件となる。添付1 に，代替循環冷却系の復水移送ポンプのNPSH 評価（別添資料-2「復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性について」抜粋）を示す。表1 で示すとおり，サプレッション・チェンバのプール水位が通常最低水位（T.M.S.L.-1200）の状態においてNPSH 評価を行っており，代替循環冷却系が成立するためのサプレッション・チェンバ圧力の下限が6 号炉では［　］MPa[gage]，7 号炉では［　］MPa[gage]となる。これらのサプレッション・チェンバ圧力以上の状態であれば，通常最低水位（T.M.S.L.-1200）以上の水量が確保できているため，代替循環冷却系水源としての必要な水量を満足できる。よって，設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・チェンバのプール水量と同じ約3600m^3 とする。

名　　称		サプレッション・チェンバ
容　　量	m^3	2,800
限 界 圧 力	MPa[gage]	0.853
限 界 温 度	℃	200

１．容量

サプレッション・チェンバのプール水は，重大事故等時において残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ及び高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプの水源として使用する。

残留熱代替除去系は，サプレッション・チェンバのプール水を水源として残留熱代替除去ポンプで原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行い，その水がサプレッション・チェンバに戻る循環ラインで構成されている。

残留熱代替除去系を運転するための成立条件として，水源が関係する項目としては，残留熱代替除去ポンプの NPSH 評価であり，ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮した有効 NPSH を満足することが条件となる。添付１に，残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプの NPSH 評価（別添資料-2「残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却の成立性について」抜粋）を示す。表１で示す通り，サプレッション・チェンバのプール水位が通常最低水位（EL 5.56m）の状態において NPSH 評価を行っており，残留熱代替除去系が成立するためのサプレッション・チェンバ圧力の下限が［　］MPa[gage]となる。これらのサプレッション・チェンバ圧力以上の状態であれば，通常最低水位（EL 5.56m）以上の水量が確保できているため，残留熱代替除去系水源としての必要な水量を満足できる。よって，設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・チェンバのプール水量と同じ約 2,800m^3 とする。

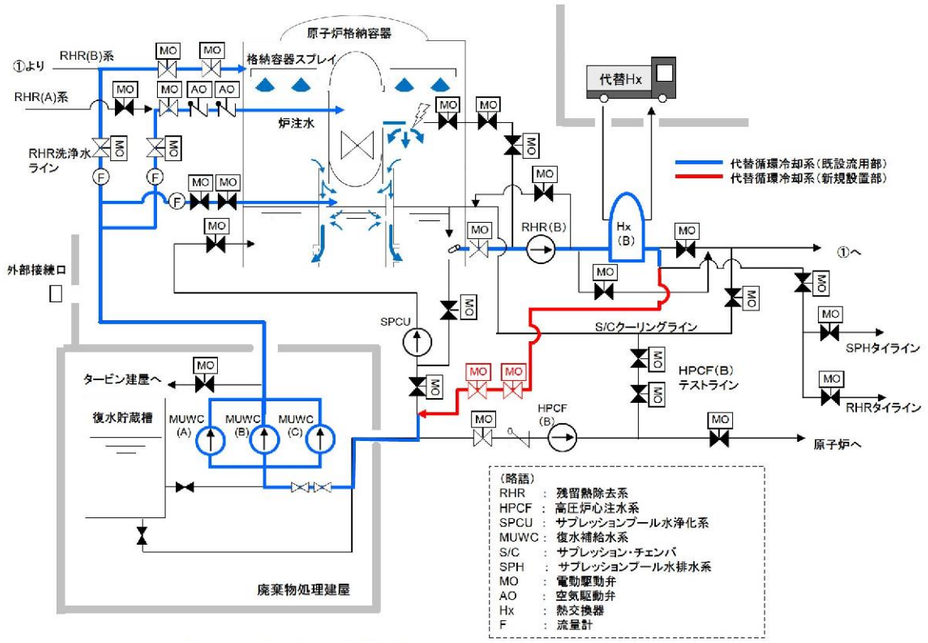
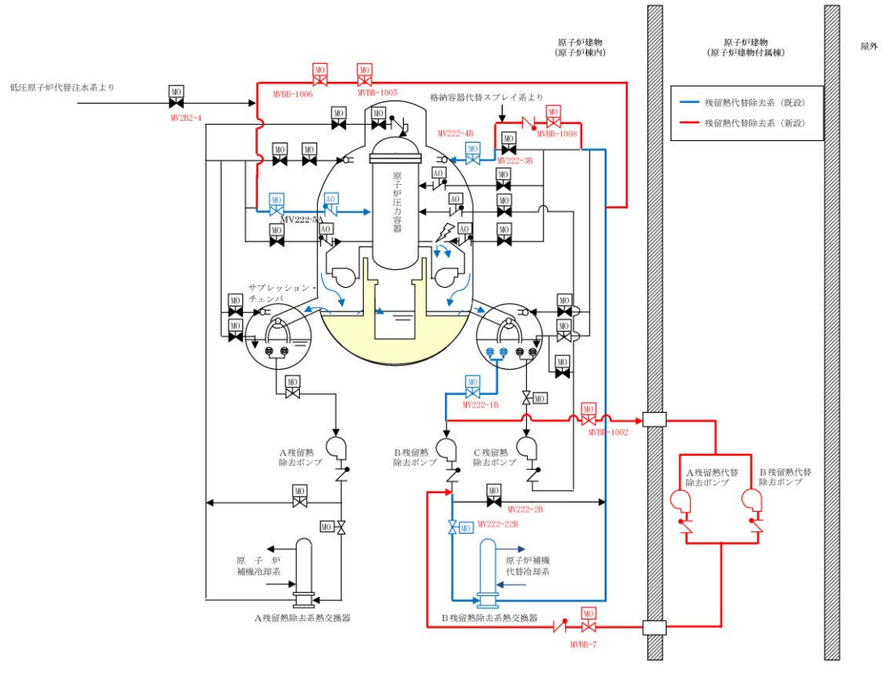
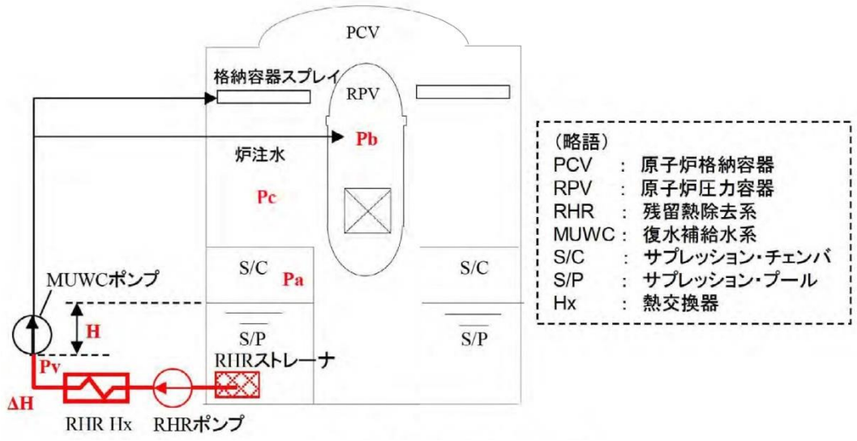
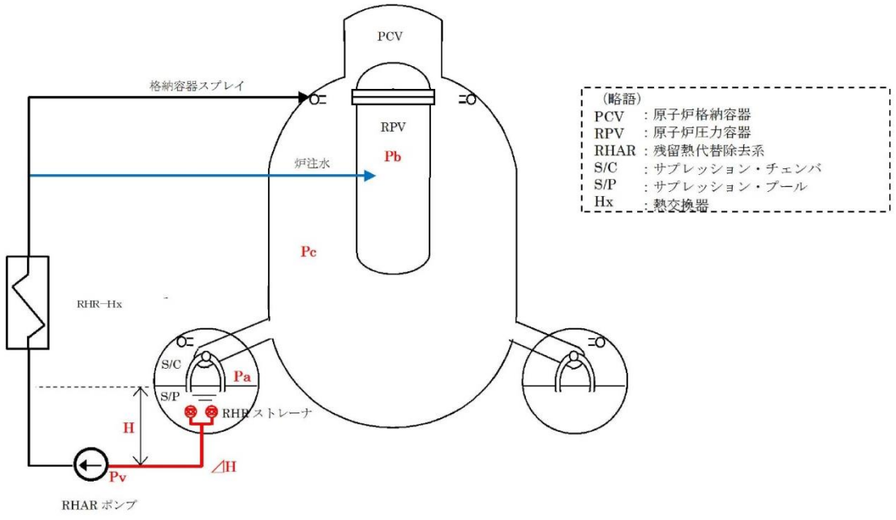
高圧原子炉代替注水系は，高圧原子炉代替注水ポンプで原子炉へ注水するとともに，原子炉の水位を維持するため，原子炉内の蒸気を原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐して，高圧原子炉代替注水系タービン及び原子炉隔離時冷却系タービン排気ラインを経由してサプレッション・チェンバに排気し凝縮させる系統構成である。

高圧原子炉代替注水系を運転するための成立条件として，水源が関係する項目としては，高圧原子炉代替注水系の NPSH 評価であり，ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮した有効 NPSH を満足することが条件となる。添付２に高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプの NPSH 評価を示す。重大事故等時の各事象における有効 NPSH が最も小さくなる評価条件での評価結果を表２に示す。表２で示す通り，通常最低水位（EL 5.56m）以上の水量が確保できていれば，高圧原子炉代替注水系水源としての必要な水量を満足できる。よって，設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・チェンバのプール水量と同じ 2,800m^3 とする。

・設備の相違
　サプレッション・チェンバを水源とする設備の相違

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
２．限界圧力 原子炉格納容器の限界圧力である0.62MPa[gage]とする。 ３．限界温度 原子炉格納容器の限界温度である 200℃とする。	２．限界圧力 原子炉格納容器の限界圧力である 0.853MPa[gage]とする。 ３．限界温度 原子炉格納容器の限界温度である 200℃とする。	

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
（添付1） ① ポンプのNPSH 評価 ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには，流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が，ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること（有効NPSH≧必要NPSH）を満足する必要があり，有効NPSH と必要NPSH を比較するNPSH 評価により確認を行う。ここでは，代替循環冷却系において復水移送ポンプが正常に動作することをNPSH 評価により確認する。 本評価では，図1 の系統構成を想定し，サプレッション・チェンバ圧力，サプレッション・チェンバのプール水位と復水移送ポンプ軸レベル間の水頭差，吸込配管圧力損失（残留熱除去系ストレーナ，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器の圧力損失を含む）により求められる有効NPSH と，復水移送ポンプの必要NPSH を比較することで評価する。 代替循環冷却系においては，サプレッション・チェンバ圧力が変動することが想定され，これに伴い有効NPSH が変動することとなるため，ここでは，有効NPSHを満足できるサプレッション・チェンバ圧力の下限を示す。評価条件を図2，表1に示す。	添付１ ①残留熱代替除去ポンプの NPSH 評価 ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには，流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が，ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH≧必要 NPSH）を満足する必要があり，有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは残留熱代替除去系において残留熱代替除去ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。 本評価では，図１の系統構成を想定し，サプレッション・チェンバ圧力，サプレッション・チェンバのプール水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差，吸込み配管圧力損失（残留熱除去系ストレーナの圧力損失を含む）により求められる有効 NPSH と，残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。 残留熱代替除去系においては，サプレッション・チェンバ圧力が変動することが想定され，これに伴う有効 NPSH が変動することとなるため，ここでは，有効 NPSH を満足できるサプレッション・チェンバ圧力の下限を示す。評価条件を図２，表１に示す。	・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１ 代替循環冷却系 系統概要図（7 号炉の例）	 図１　残留熱代替除去系　系統概要図	・設備の相違
 図 2 NPSH 評価条件図	 図２　NPSH 評価条件図	・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 1 NPSH 評価条件

項 目		6 号炉	7 号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	―	―	― （本評価では，NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである）
Pv	MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧（水頭換算値）			S/C 限界圧力0.62MPa に対するS/P 水飽和温度166℃を想定した場合の，代替循環冷却系統運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度（□℃と設定※）での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位とMUWC ポンプ軸レベル間の水頭差			S/P 水位は通常最低水位（T.M.S.L.-1200）とし，MUWC ポンプ軸レベルは T.M.S.L. □とする。
ΔH	吸込配管圧損			□m³/h（本系統循環流量190m³/h に余裕を見込んだ値）時のRHR ストレーナ～MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損			工認記載値に，RHR 定格流量954m³/h と□m³/h（本系統循環流量190m³/h に余裕を見込んだ値）の二乗比を掛けて算出した圧損約□m に余裕を見込み□m とする
	RHR ポンプ圧損			RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損に余裕を見込み□m とする
	RHR 熱交換器圧損			RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量954m³/h と□m³/h（本系統循環流量190m³/h に余裕を見込んだ値）の二乗比を掛けて算出した値
―	MUWC ポンプの必要 NPSH			ポンプ定格流量時の必要NPSH

（略語）T.M.S.L.：東京湾平均海面

※代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱（約24MW）した場合の，MUWC ポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお，MUWC ポンプ入口温度評価に当たっては6 号炉を代表とし，循環流量は代替循環冷却系必要流量（190m³/h）に余裕を考慮した□m³/h として保守的に評価している。

（略語）
PCV ： 原子炉格納容器
RPV ： 原子炉圧力容器
RHR ： 残留熱除去系
MUWC ： 復水補給水系
S/C ： サプレッション・チェンバ
S/P ： サプレッション・プール
Hx ： 熱交換器

島根原子力発電所　２号炉

表 1 残留熱代替除去系 NPSH 評価条件

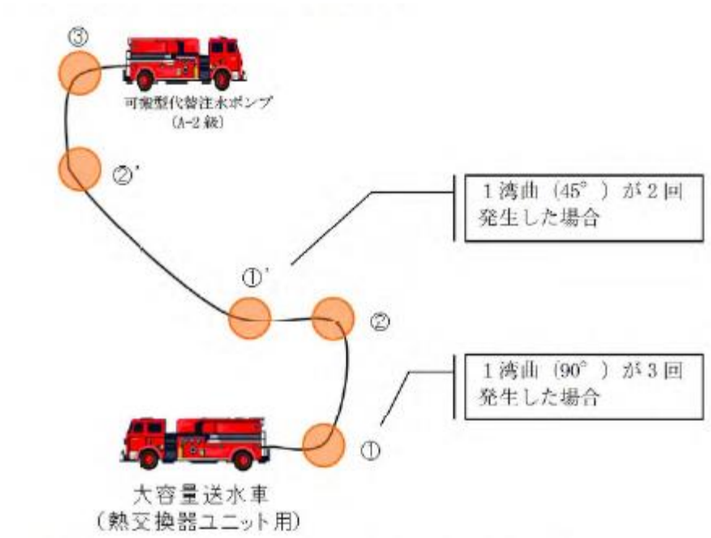
項目		2 号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	―	（本評価では，NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである）
Pv	残留熱代替除去ポンプ入口温度での飽和蒸気圧（水頭換算値）		有効性評価解析値であるピーク温度 132℃の飽和蒸気圧力
H	S/P 水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差		S/P 水位レベル（LWL）：EL 5.56m とポンプ軸レベル：EL 2.3m の差
ΔH	吸込配管圧損（ストレーナ込）		ポンプ流量 150m³/h における圧損値
―	残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH		ポンプ定格流量時の必要 NPSH

（略語）
S/C：サプレッション・チェンバ
S/P：サプレッション・プール

備考

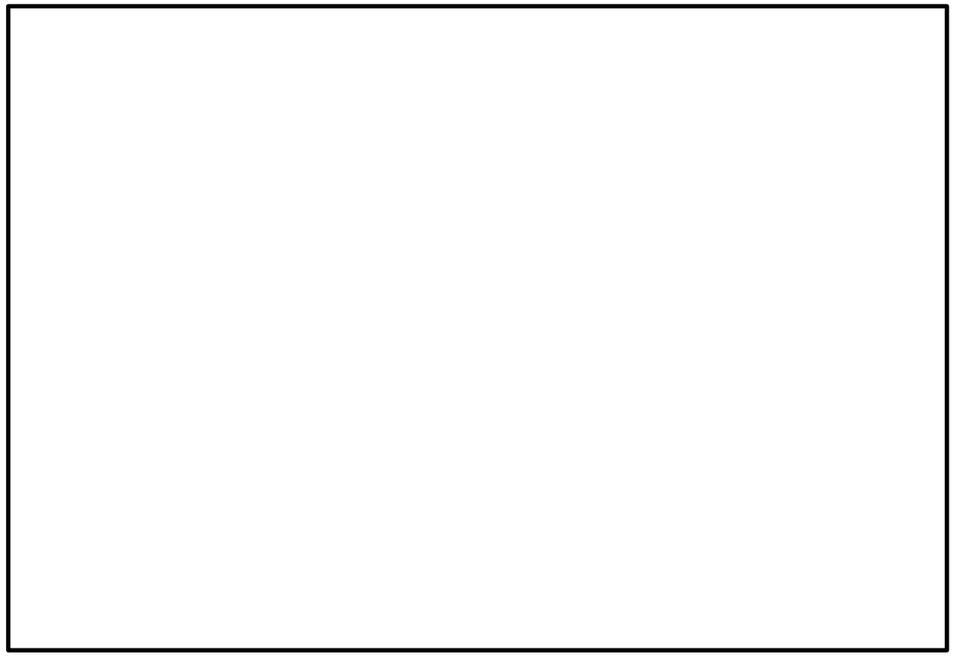
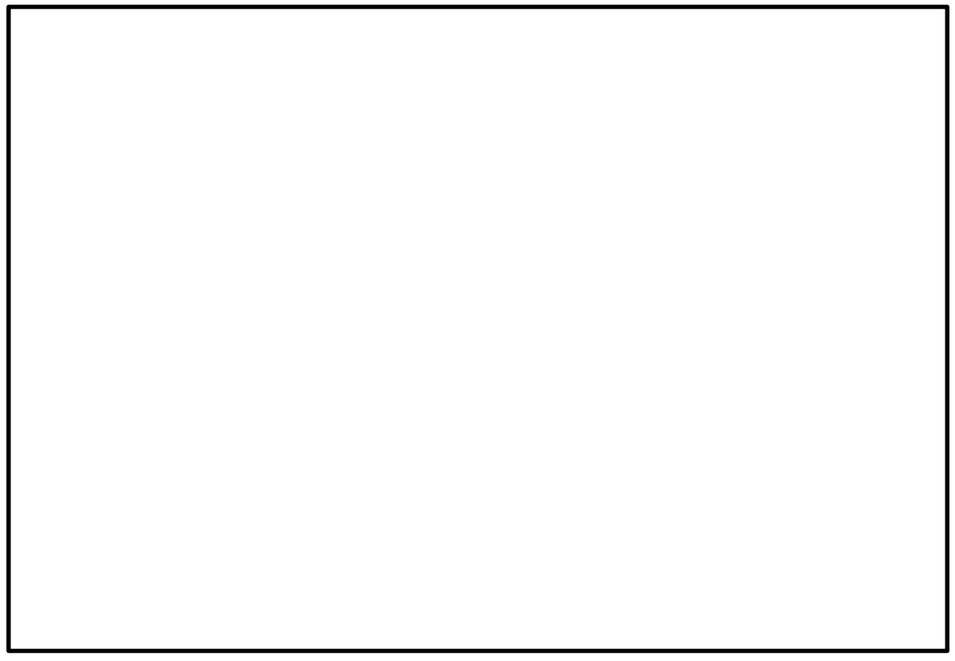
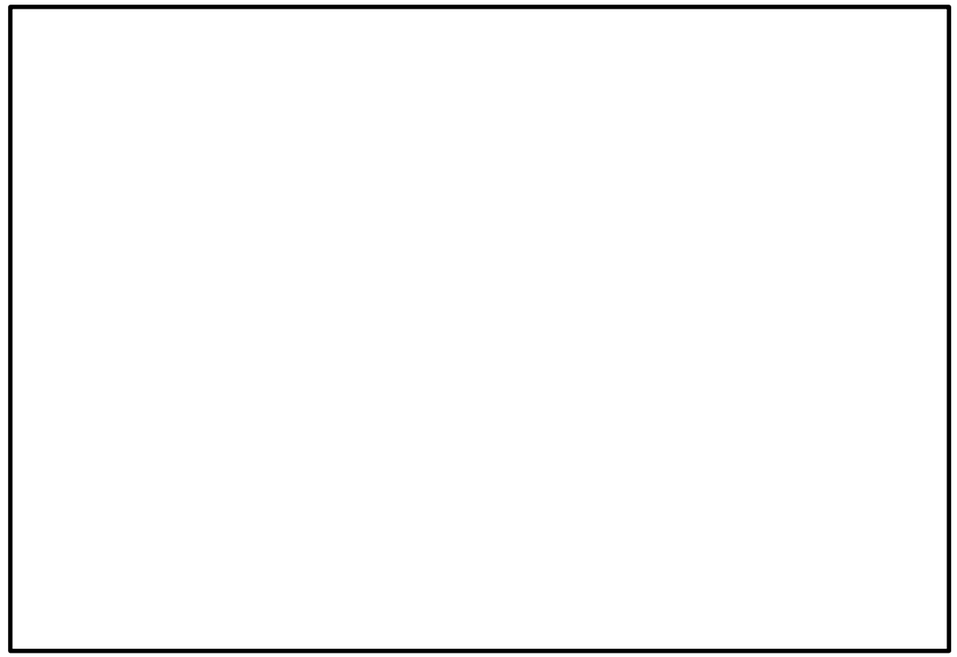
・設備及び評価手法の相違

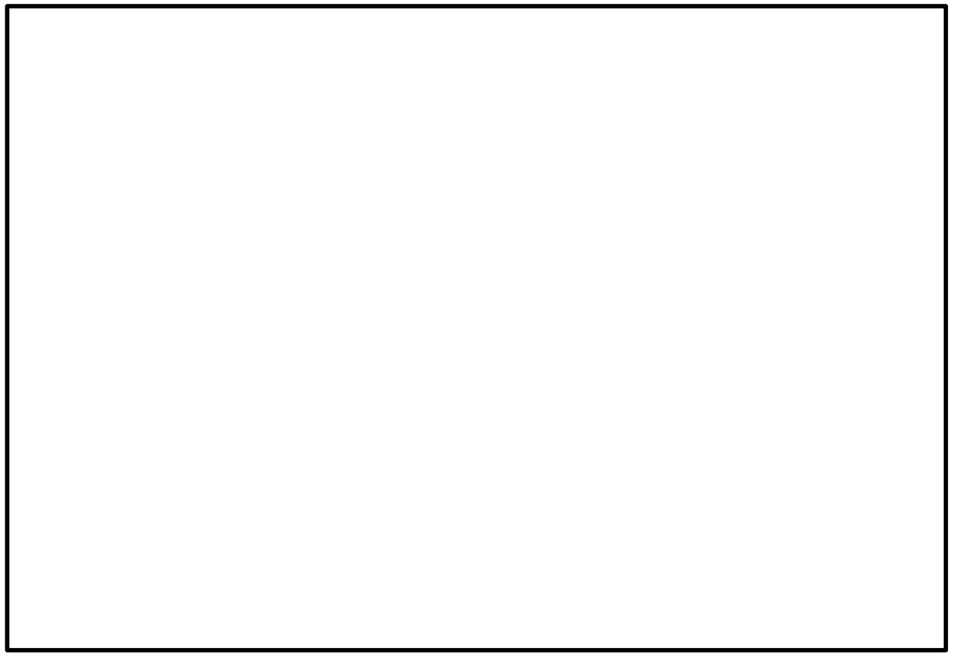
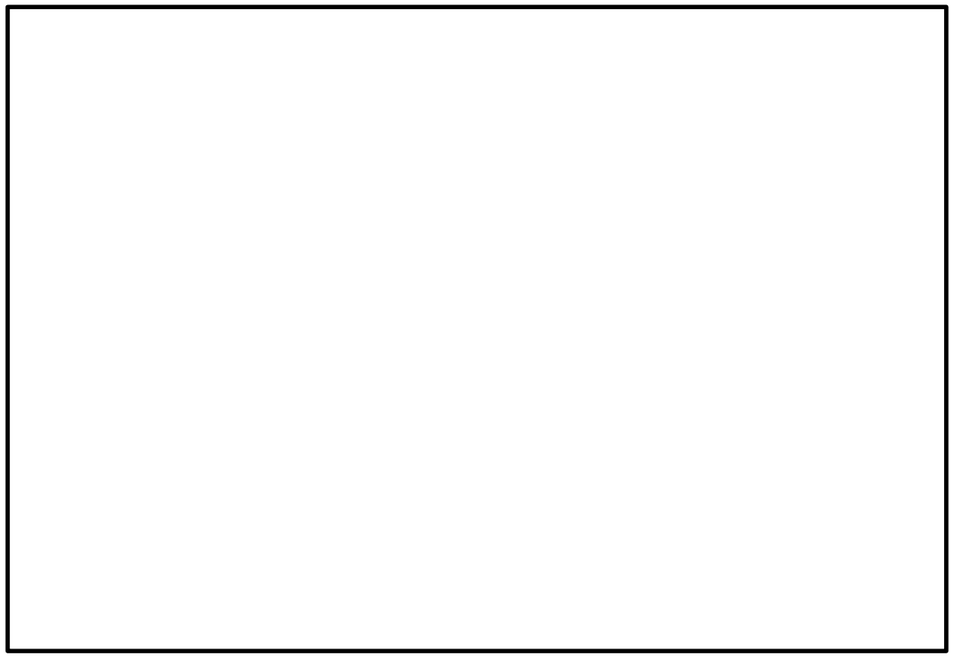
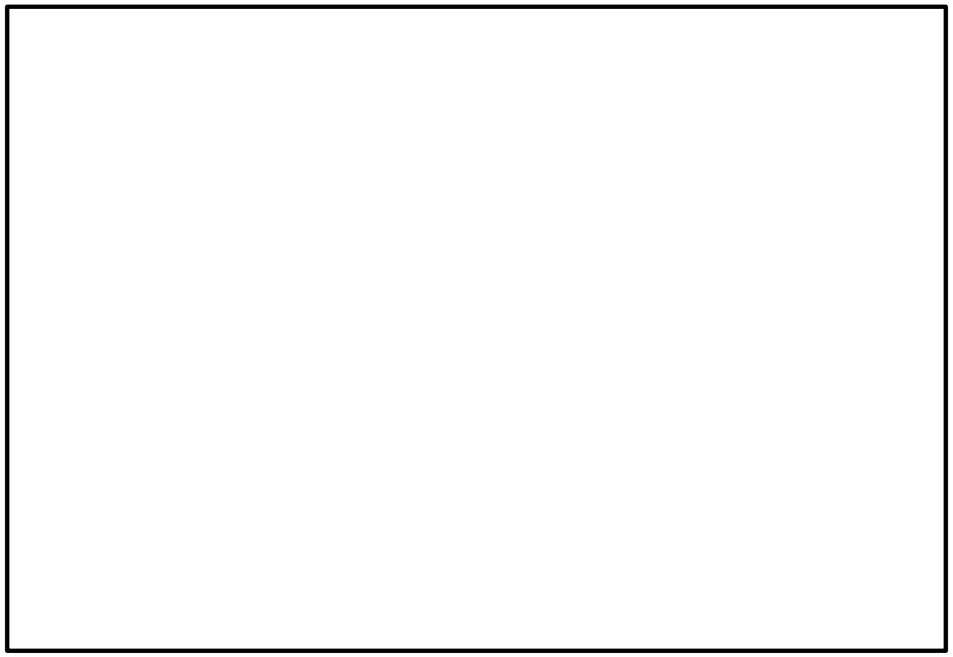
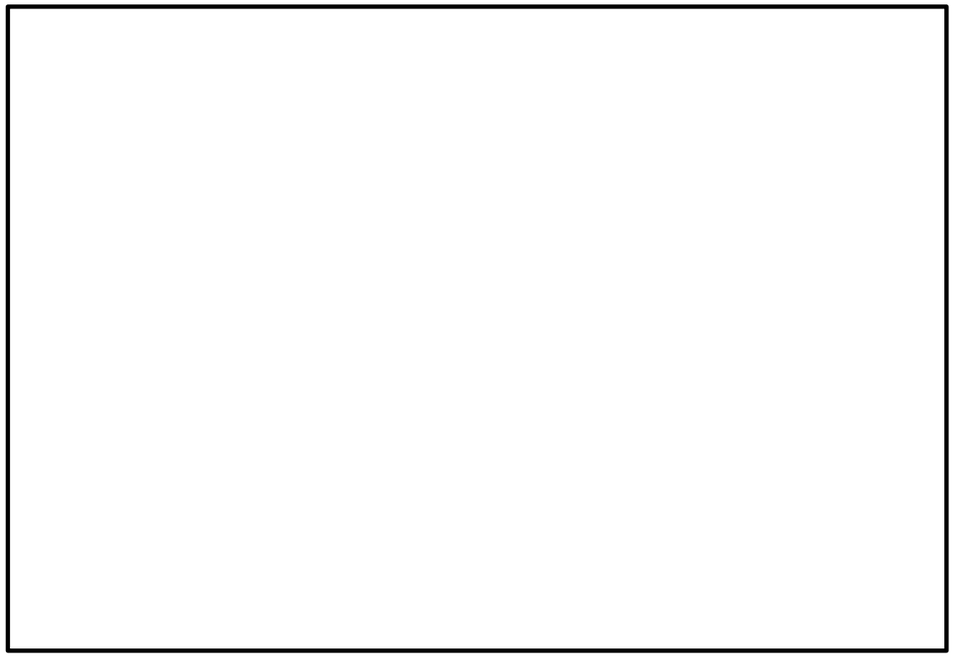
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
表１の条件を元に，（有効NPSH）≧（必要NPSH）の式より，有効NPSH を満足できるサプレッション・チェンバ圧力の下限を求める。 【6 号炉】 （有効NPSH）＝Pa－Pv＋H－ΔH ≧（必要NPSH） Pa　≧ [　　] MPa[gage] 以上の評価結果より，6 号炉ではサプレッション・チェンバ圧力が「 [　　] MPa[gage]以上」の条件において有効NPSH を満足できることを確認した。 【7 号炉】 （有効NPSH）＝Pa－Pv＋H－ΔH ≧（必要NPSH） Pa　≧ [　　] MPa[gage] 以上の評価結果より，7 号炉ではサプレッション・チェンバ圧力が「 [　　] MPa[gage]以上」の条件において有効NPSH を満足できることを確認した。 上記の結果を踏まえ，サプレッション・チェンバ圧力が6 号炉では [　　] MPa[gage]以上，7 号炉では [　　] MPa[gage]以上の状態であれば復水移送ポンプの必要NPSH を満足することから，重大事故等時において代替循環冷却系は成立する。	表１の条件を元に，（有効 NPSH）≧（必要 NPSH）の式より，有効 NPSH が必要 NPSH を満足できるか確認する。 （有効 NPSH）＝Pa－Pv＋H－ΔH ≧（必要 NPSH） Pa≧ [　　] MPa[gage] ②高圧原子炉代替注水ポンプの NPSH 評価 ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには，流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が，ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH≧必要 NPSH）を満足する必要があり，有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは高圧原子炉代替注水系において高圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。評価条件を表２に示す。 表２　高圧原子炉代替注水系 NPSH 評価条件 （算定値[m]） Ha:吸込み液面に作用する絶対圧力：18.76 H_S：吸込揚程（静水頭）：2.75 H_L：ポンプ吸込配管圧損：2.07 h_s：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭：10.79 有効 NPSH（$Ha+H_S-H_L-h_s$）：8.56 必要 NPSH：7.0 表２より，有効 NPSH が必要 NPSH を上回っており，高圧原子炉代替注水ポンプの運転状態において必要 NPSH は確保されている。	・設備及び評価手法の相違 ・設備の相違 サプレッション・チェンバを水源とする設備の相違

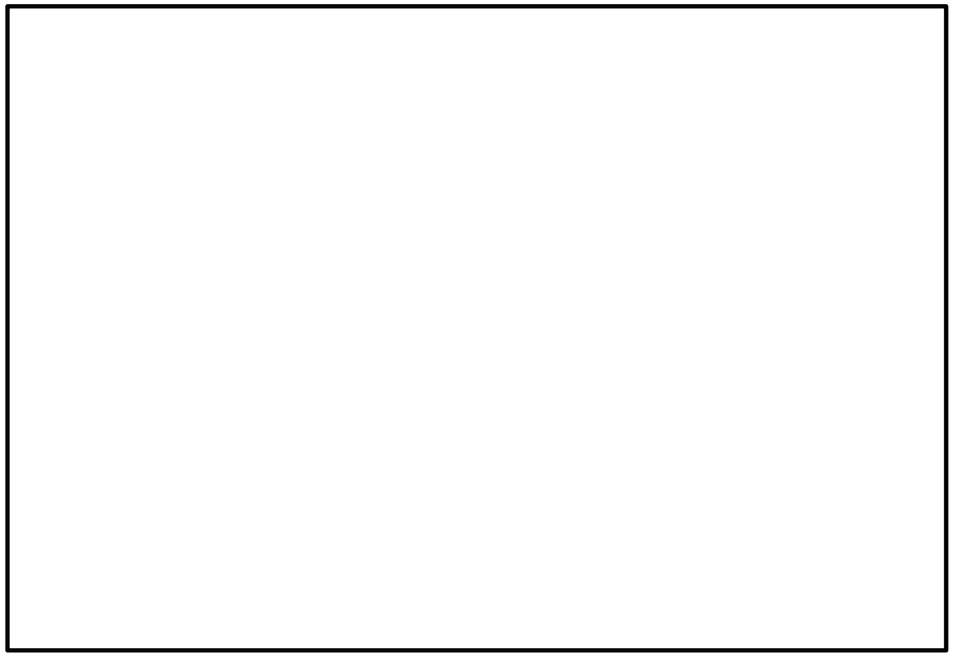
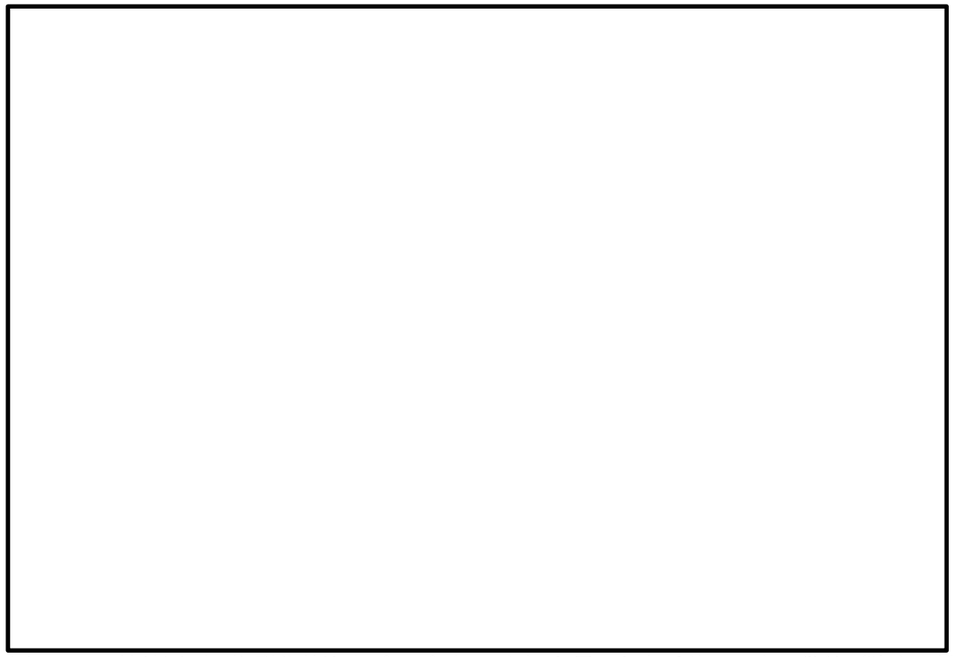
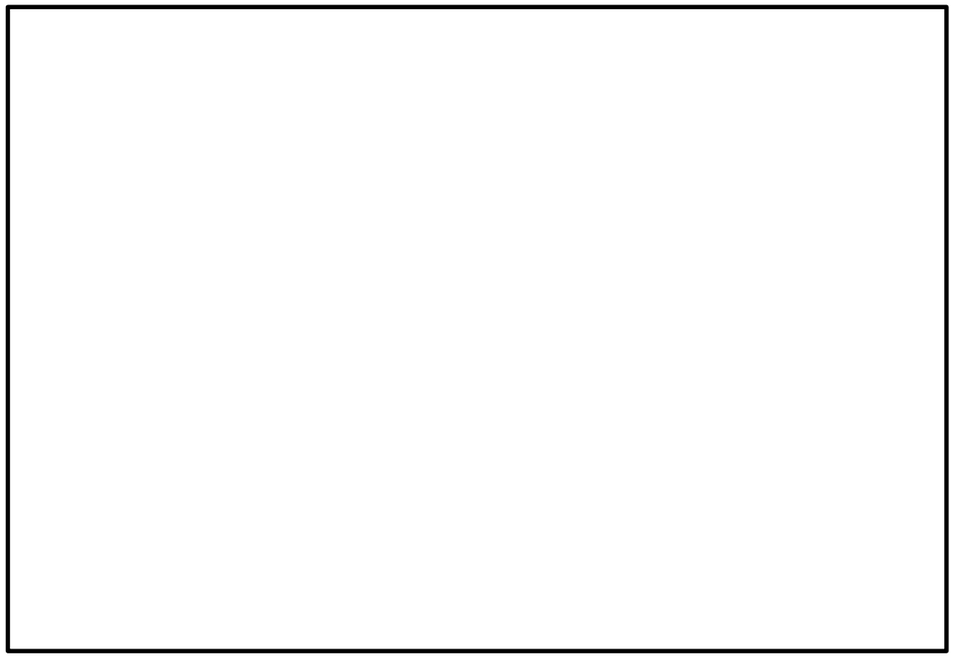
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について 消防用ホースの圧力損失の評価については，実際に配備するホースのメーカが様々であること，また，今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮、し，最も一般的な仕様である，『新・消防機器使覧「消防水力学」（東京消防庁監修，東京消防機器研究会編著）』における理論値を使用する。 消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について  図1 想定される消防ホースの引き回しパターン（イメージ） ＜1湾曲（90°）あたりの圧力損失hc＞ $hc=fc\times v^2/(2g)$ ○損失係数fc ホースの湾曲による損失係数は新・消防機器使覧に記載されている曲率半径1000㎜における90° 湾曲時の損失係数である fc =0.068・・・（i ） を引用する。 ○流速v V=Q/A		・資料構成の相違 島根２号炉は８ページ前に記載

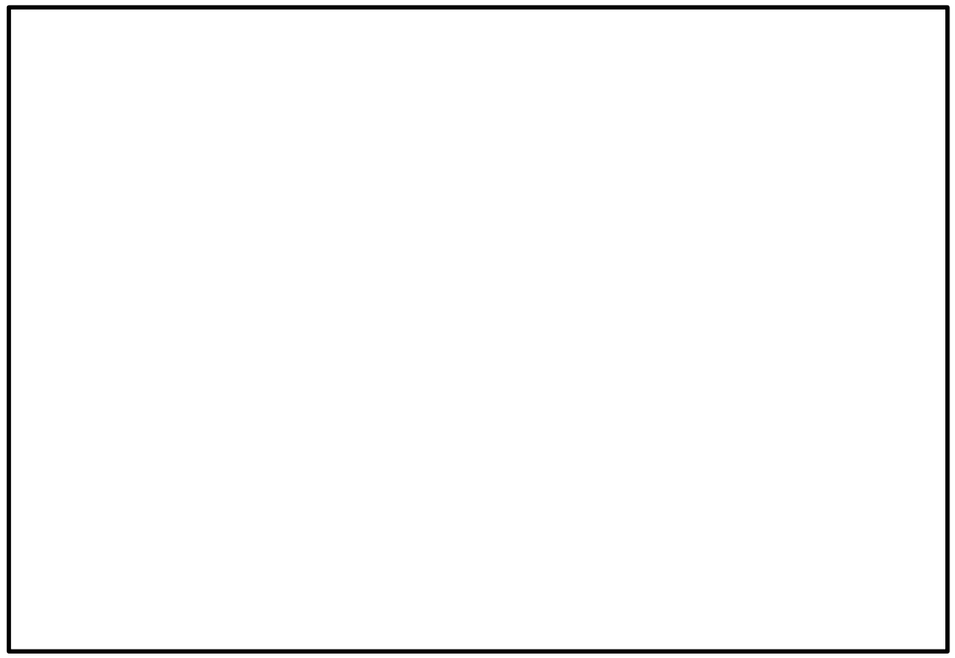
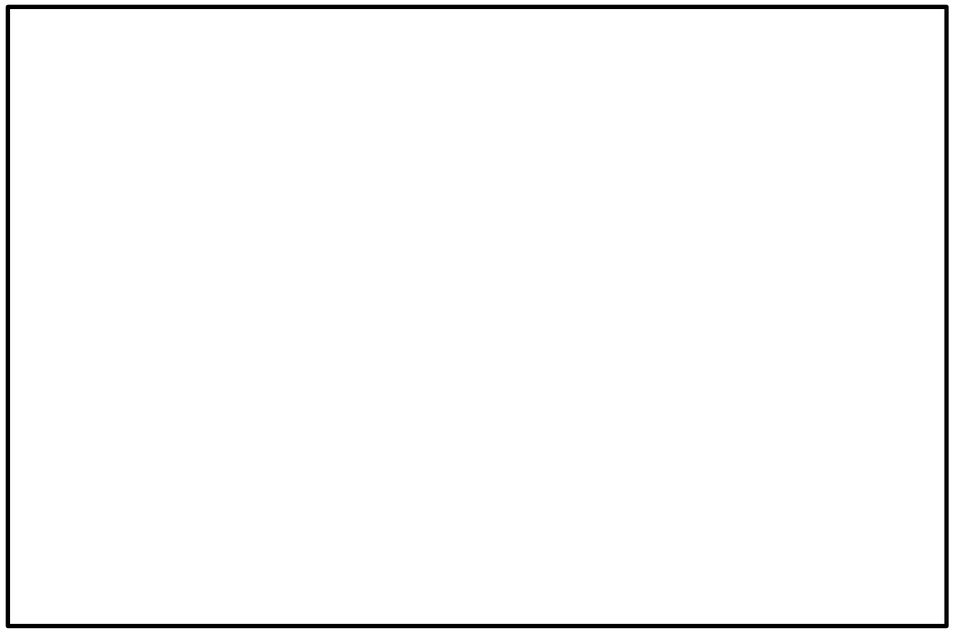
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・ Q=流量について 大容量送水車の流量を， 6号炉ならびに7号炉の復水貯蔵槽へ供給を行うために必要な流量である260m^3/hに余裕をみた300m^3/hと仮定する。 ・ A＝管路の断面積について A＝πr^{2}であることから， r＝管内径／2 となり，管内径0.295m より， R=0.1475。よって， A=0.06834 [m^2] ・流速v=Q/Aより v=73.164 [m/min] = 1. 220 [m/s] ・・・（ⅱ） ○上記（ ｉ ）（ⅱ）より， １湾曲（90° ）あたりの圧力損失を求める。 hc=fc×v^2 /(2 g) より， 重力加速度 9.8[m/ s^2] を用いて hc=0.068×（1. 220^2/(2×9.8)） =0.00517[m]		

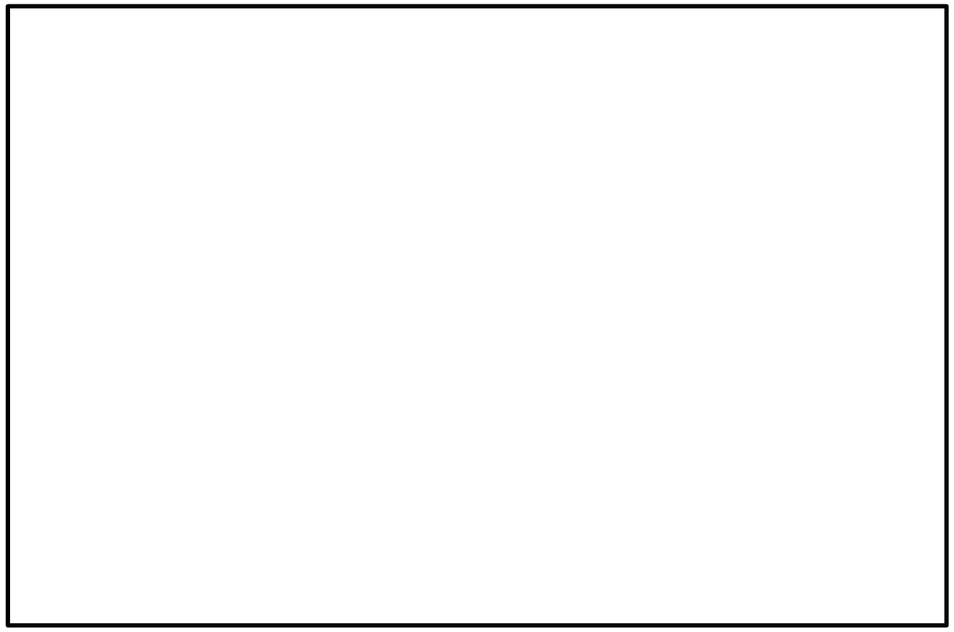
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
56-6 接続図	56-6 接続図	
56-6 接続図	56-6 接続図	

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
 図 56-6-1 接続図（復水貯蔵槽への供給（淡水貯水池を水源とする場合））  図 56-6-2 接続図（復水貯蔵槽への供給（防火水槽を水源とする場合））	 図１　接続図接続図（低圧代替原子炉代替注水槽への供給（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とする場合））	

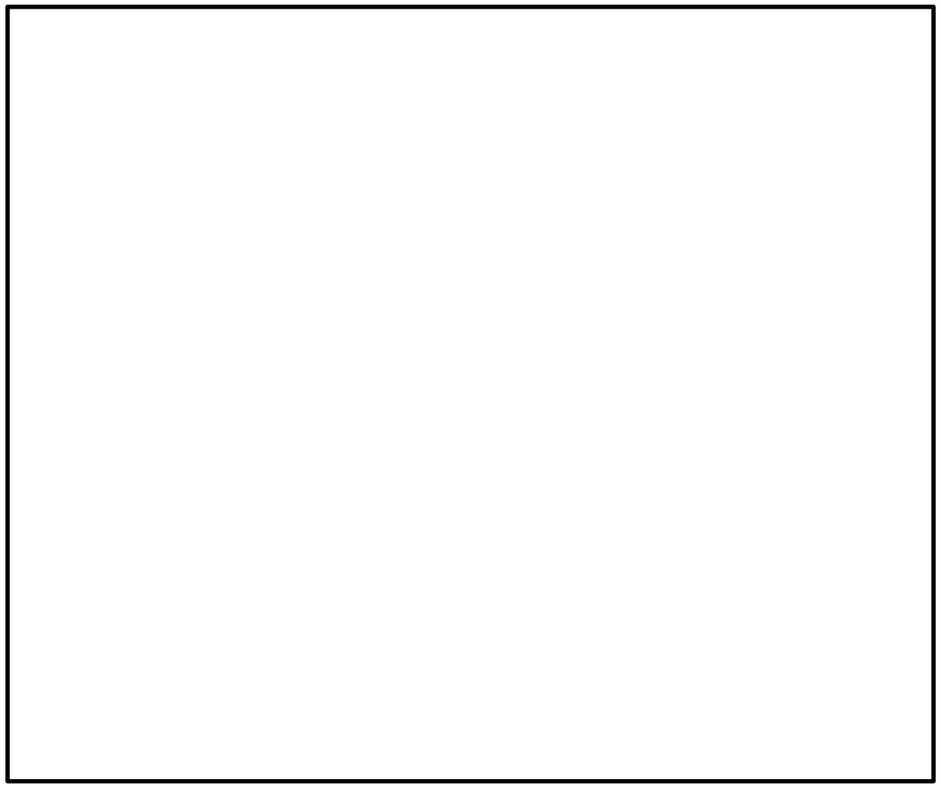
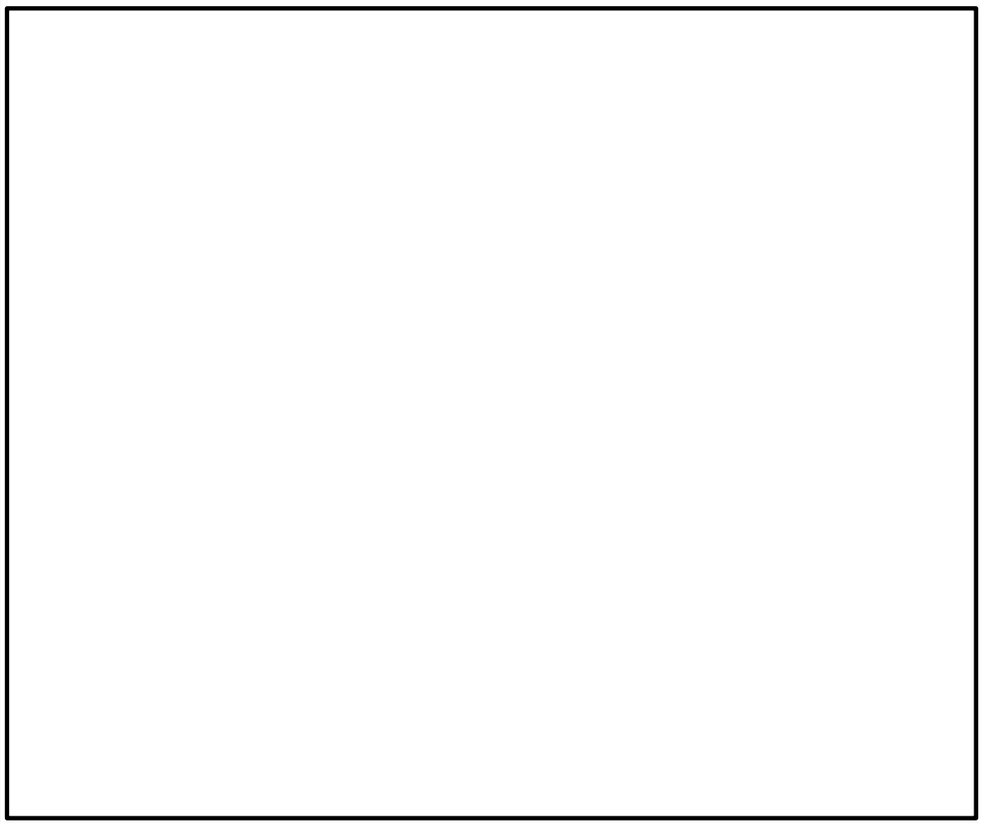
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 56-6-3 接続図（復水貯蔵槽への供給（海を水源とする場合））  図 56-6-4 接続図（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた各系統への水の供給（海を水源とする場合））	 図２　接続図（低圧代替原子炉代替注水槽への供給（海を水源とする場合））  図３　接続図（大量送水車及び大型送水ポンプ車を用いた各系統への水の供給（海を水源とする場合））	

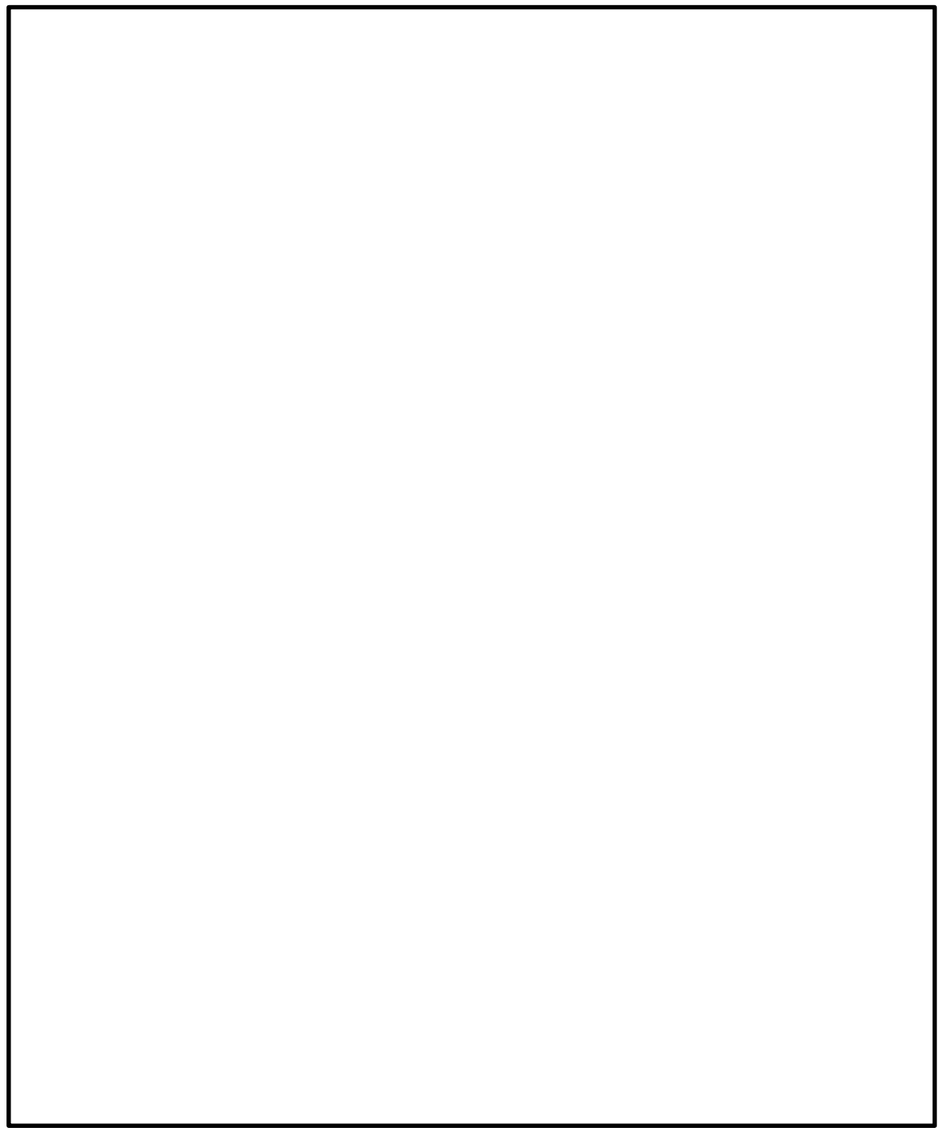
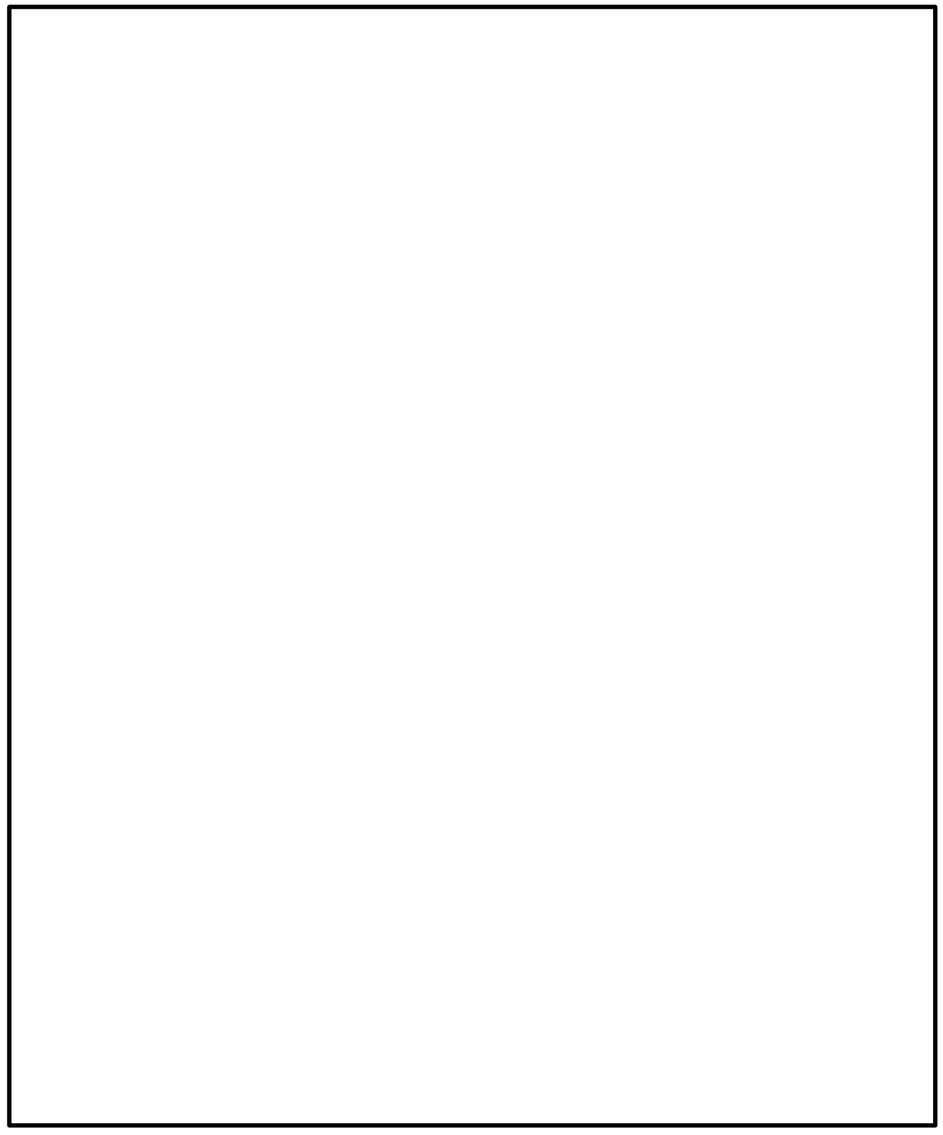
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 56-6-5 接続図（（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた各系統への水の供給（淡水貯水池を水源とする場合））  図 56-6-6 接続図（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた各系統への水の供給（防火水槽を水源とする場合））	 図４　接続図（大量送水車を用いた各系統への水の供給（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とする場合））	

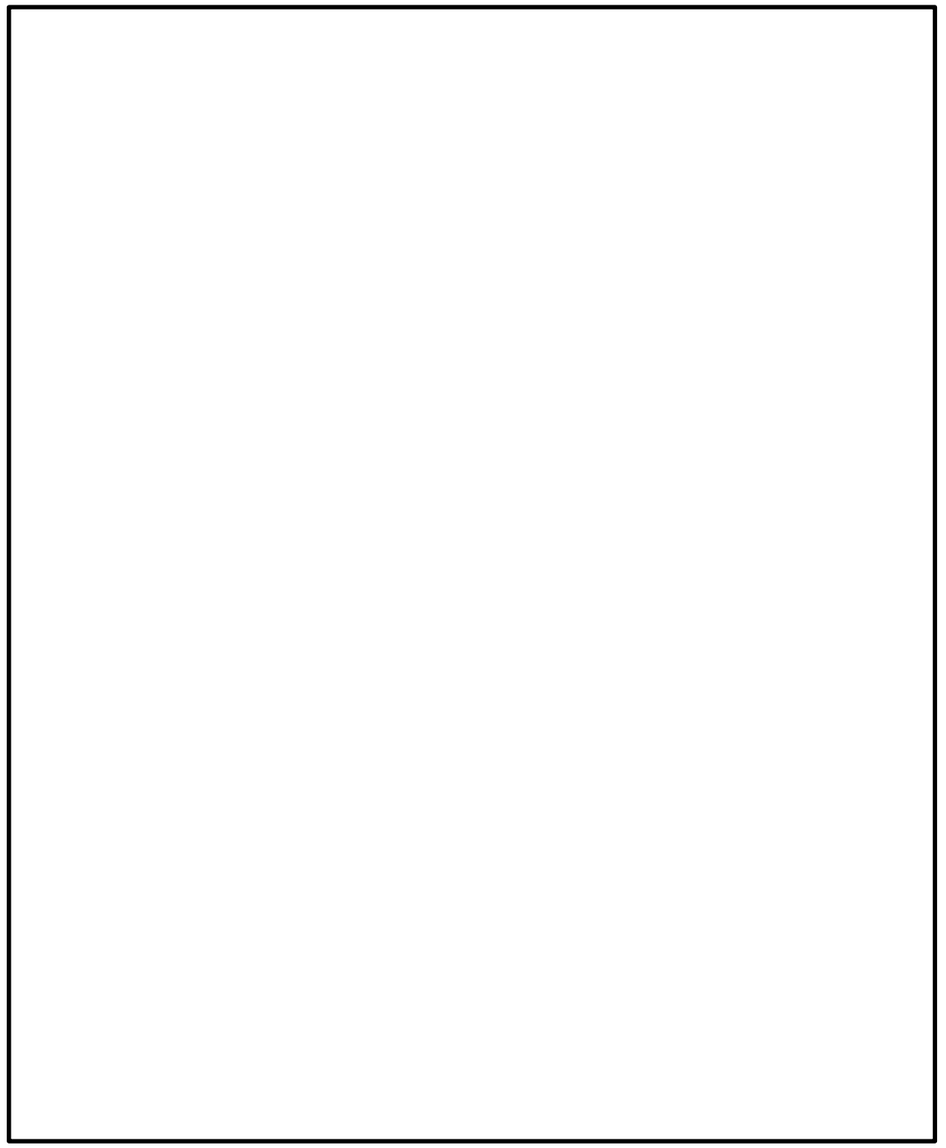
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 図５　接続図（屋内接続口へ接続する場合のホースルート図）（１／３）  図５　接続図（屋内接続口へ接続する場合のホースルート図）（２／３）	

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
	 図５　接続図（屋内接続口へ接続する場合のホースルート図）（３／３）	

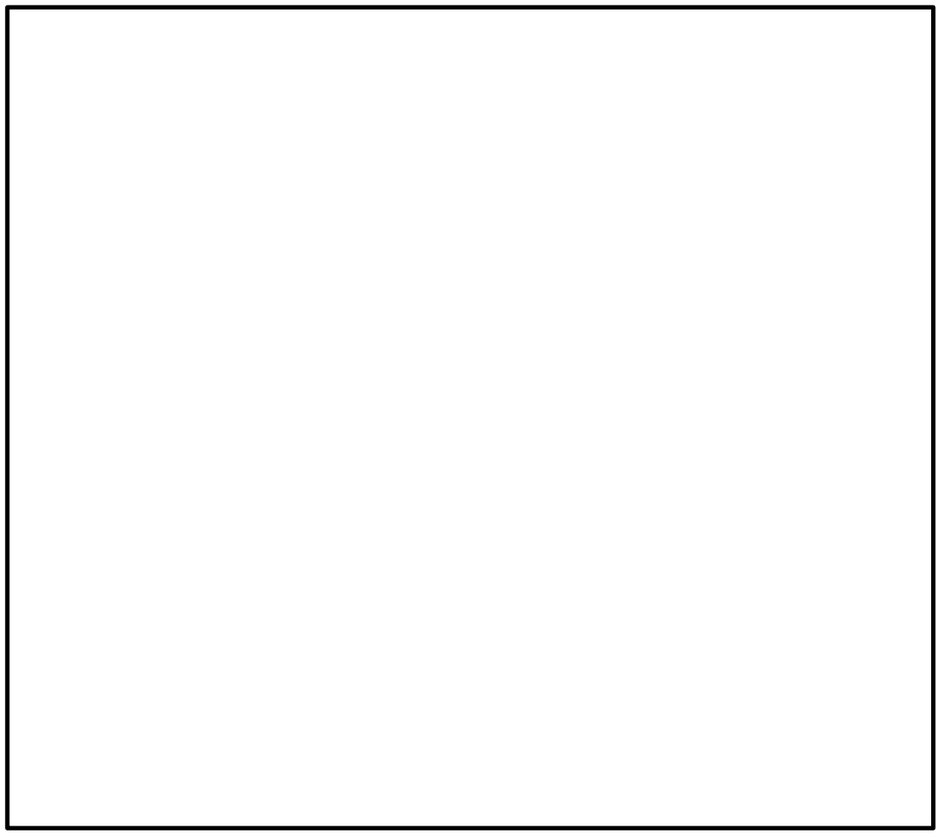
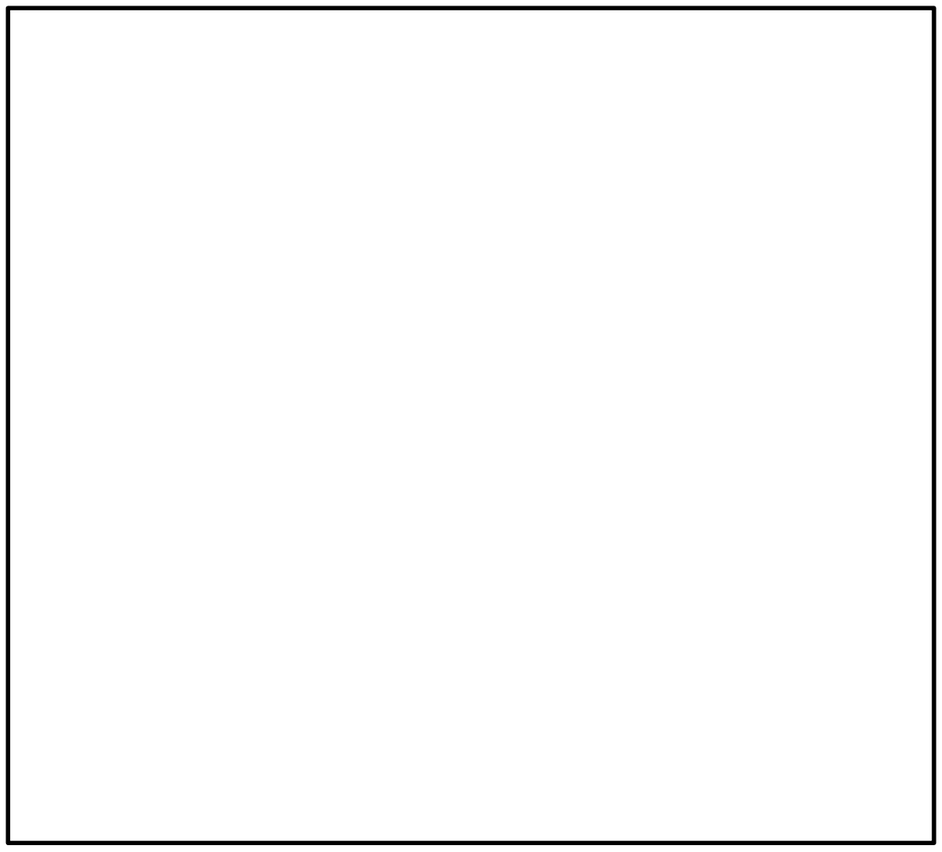
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
56-7 保管場所図	56-7 保管場所図	
56-7 保管場所図	56-7 保管場所図	

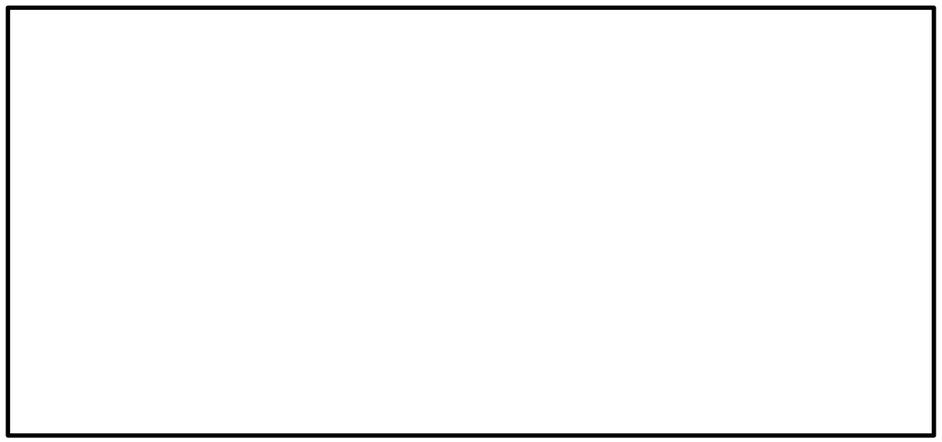
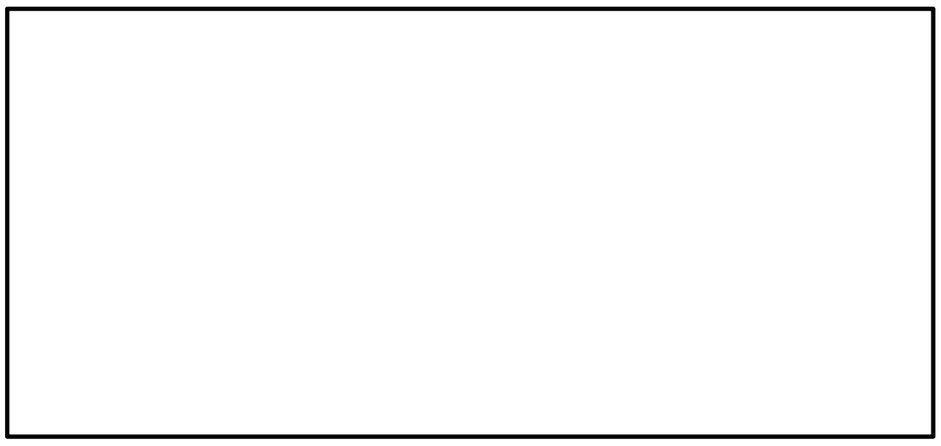
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 56-7-1 保管場所図（位置的分散）	 図１　保管場所図（位置的分散）	

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 56-7-2 保管場所図(機器毎の配置)	 図２　保管場所図（機器の配置）（１／２）	

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
	 図３　保管場所図（機器の配置）（２／２）	・資料構成の相違

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
56-8 アクセスルート図	56-8 アクセスルート図	
56-8 アクセスルート図	56-8 アクセスルート図	

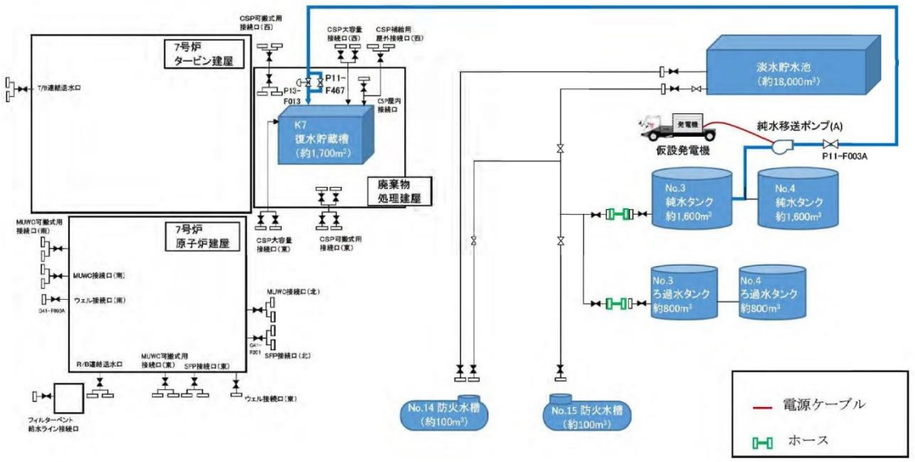
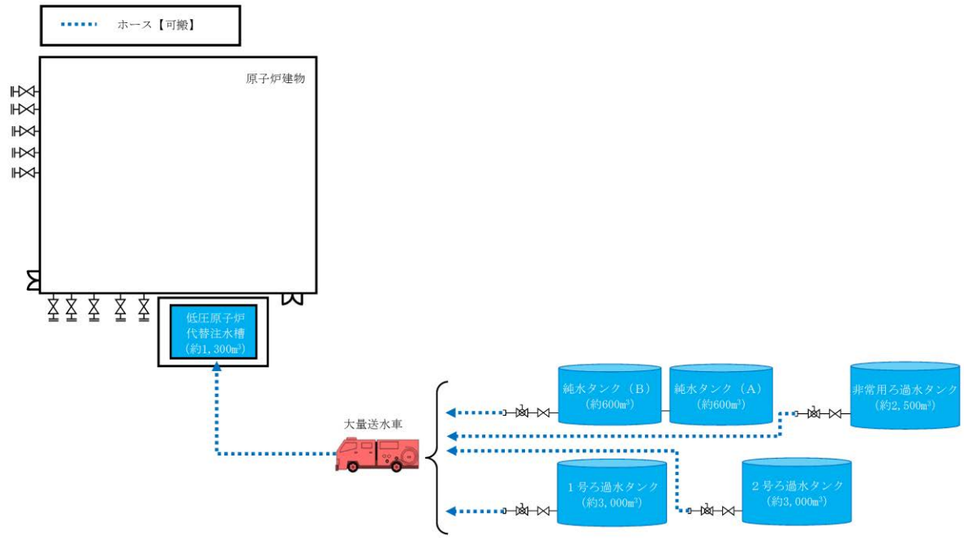
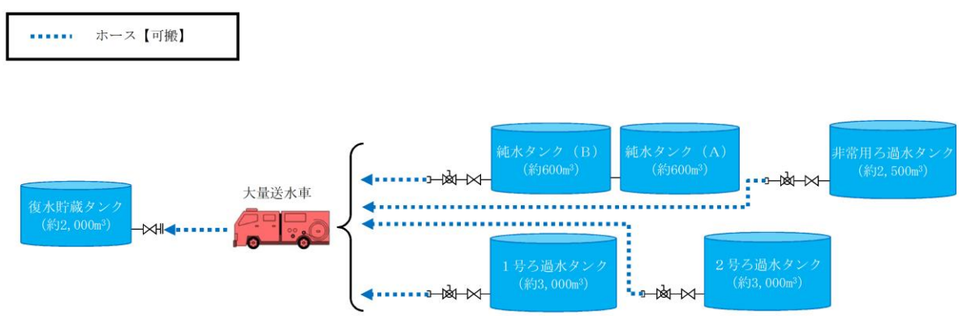
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
柏崎刈羽原子力発電所6 号及び7 号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋  図56-8-1 保管場所及びアクセルルート図 図56-8-2 地震・津波発生時のアクセスルート図	島根原子力発電所２号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋  図１　保管場所及びアクセスルート図（屋外）	

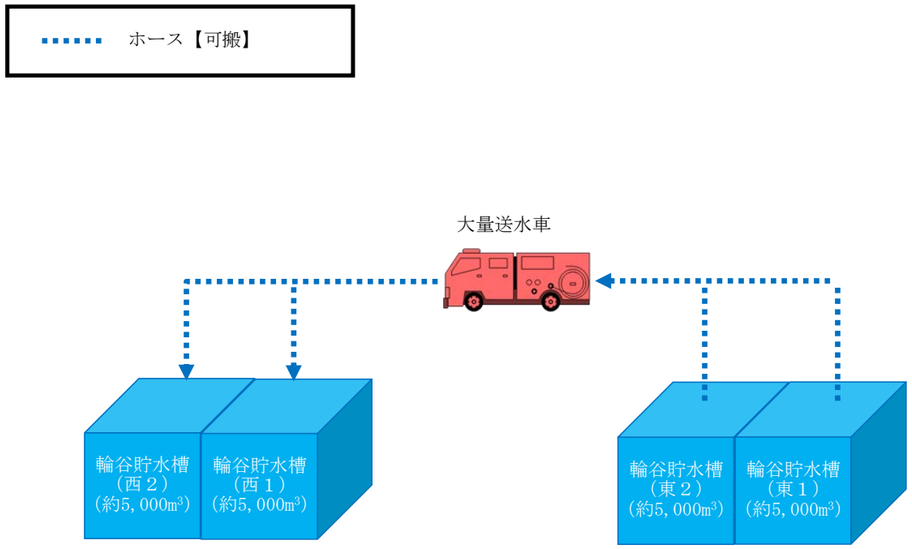
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図56-8-3 森林火災発生時のアクセスルート図  図56-8-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図		

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
56-9 その他設備	56-9 その他設備	
56-9 その他設備	56-9 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
1.代替淡水源の容量 1.1 淡水貯水池（6 号及び7 号炉共用） 淡水貯水池は，重大事故等の収束に必要となる淡水を供給するための代替淡水源として設置する。 1.1-1 容量 淡水貯水池の容量は，18,000m³ とする。 重大事故等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスのうち，水使用の観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスは ①【運転中の発電用原子炉における重大事故】 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用しない場合 （大破断LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失することを想定するシーケンスにおいて，事象収束のためにW/W ベントを実施する場合） ：水使用量 約7,400m³/号炉/7 日間 （なお，事象収束のために代替循環冷却系を使用する場合は，約2,900m³/号炉/7 日間となる） であり，次いで ②【運転中の発電用原子炉における重大事故に至るおそれがある事故】 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） ：水使用量 約6,200m³/号炉/7 日間 ③【運転中の発電用原子炉における重大事故に至るおそれがある事故】 LOCA 時注水機能喪失 ：水使用量 約5,400m³/号炉/7 日間 である。これらの水使用量に対して，水源，移送ルート（配管）全て常設である復水貯蔵槽の貯水量約1,700m³/号炉が枯渇する前に，可搬型の移送ルートを用いて供給する淡水源として淡水貯水池を設置する。 6 号及び7 号炉において同時に重大事故等が発生したと想定する場合，事故シーケンス①②③について考慮すべき組み合わせは以下の6 パターンである。 ［パターンＡ］①（W/W ベント）＋①（代替循環冷却系）：水使用量 約10,300m³ ［パターンＢ］①（W/W ベント）＋②：水使用量 約13,600m³ ［パターンＣ］①（W/W ベント）＋③：水使用量 約12,800m³ ［パターンＤ］②＋②：水使用量 約12,400m³ ［パターンＥ］②＋③：水使用量 約11,600m³	１．代替淡水源の容量 １．１　輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２） 輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）は，重大事故等の収束に必要となる淡水を供給するための代替淡水源として設置する。 １．２　容量 輪谷貯水槽（西１）の容量は5,000m³，輪谷貯水槽（西２）の容量は5,000m³とする。 １．３　水源使用量 重大事故等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスのうち，水使用の観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスは 【運転中の発電用原子炉における重大事故】 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）：残留熱代替除去系を使用しない場合 ：水使用量　約5,316m³/７日間 である。 上記事故シーケンスにおける水使用量約5,316m³は，輪谷貯水槽（西１）の容量5,000m³に輪谷貯水槽（西２）の容量5,000m³を加えた容量を下回るものである。	・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
［パターンＦ］③＋③：水使用量 約10,800m³ （いずれも7 日間の対応を考慮した場合の水使用量） なお，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）のシナリオについては，仮に両号炉において同時に発生したと想定する場合でも，格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を用いた事象収束が第一となる。しかしながら，必要水量の評価においては，1つの号炉において代替循環冷却系の使用に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベント（W/W ベント）を行うことを想定するものとする。したがって，上述の組み合わせにおいて考慮すべき①（W/W ベント）の数は1 号炉分までとする。 上述の組み合わせパターンのうち，最も水使用量が多いパターンはパターンＢであり，その場合の水使用量は約13,600m³ である。これは，復水貯蔵槽の貯水量約1，700m³/号炉に淡水貯水池の容量18,000m³ を加えた淡水量を下回るものである。 なお，上述の組み合わせパターンにおける水使用量については，事象発生から一定時間後に除熱機能を復旧させ，サプレッション・チェンバのプール水を水源とする注水・スプレイに切り替えることで減少させることが可能である。例えば，事象発生から40 時間時点で切り替えに成功した場合，1 号炉あたり約2,800m³ 減少させることができる。このような対応を可能とする対策を講じることにより，淡水貯水池の容量が有する裕度を更に向上させていく。 1.2 防火水槽 防火水槽は重大事故等の収束に必要となる淡水を供給するための代替淡水源として設置する。 1.2-1 容量（100m³） 防火水槽については，淡水貯水池からの供給(予備のNo.17 防火水槽は除く)，及び海水からの供給が可能な設計としている。		

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
2. 淡水タンクを利用した水の供給設備の整備 重大事故等の収束に必要となる水を供給するための自主対策設備として，淡水タンクであるろ過水タンク・純水タンクを利用した水の供給設備を整備する。 2.1. 設備概要 淡水タンクを利用した水の供給設備を図56-9-1 に示す。 純水タンクが健全であり外部電源や仮設発電機により交流電源が確保できた場合には，純水タンクから純水ポンプを使用して復水貯蔵槽へ供給できる構成である。また，ろ過水タンク・純水タンクが健全な場合に，ホースを使用してこれら淡水タンクから防火水槽へ水が供給できるとともに，淡水貯水池から淡水タンクへの供給もできる構成である。  図 56-9-1 純水タンクから復水貯蔵槽への供給	２．淡水タンクを利用した水の供給設備の整備 重大事故等の収束に必要となる水を供給するための自主対策設備として，淡水タンクである純水タンク，１号ろ過水タンク，２号ろ過水タンク，非常用ろ過水タンクを利用した水の供給設備を整備する。 ２．１　設備概要 淡水タンクを利用した水の供給設備を図１，２に示す。 低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクを水源とした各種注水時において，純水タンク，１号ろ過水タンク，２号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンクが健全な場合には，純水タンク，１号ろ過水タンク，２号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンクから大量送水車及びホースを使用して低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクへ水を供給できる構成である。  図１　淡水タンク（純水タンク，１号ろ過水タンク，２号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）から低圧原子炉代替注水槽への供給  図２　淡水タンク（純水タンク，１号ろ過水タンク，２号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）から復水貯蔵タンクへの供給	・設備の相違 純水タンクから送水する設備の相違 ・水源構成の相違 ・設備の相違 淡水タンクを水源とした水の供給設備の相違 ・設備の相違 淡水タンクを水源とした水の供給設備の相違

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
	３．輪谷貯水槽（東１）及び輪谷貯水槽（東２）を利用した水の供給設備の整備 重大事故等の収束に必要となる水を供給するための自主対策設備として，輪谷貯水槽（東１）及び輪谷貯水槽（東２）を利用した水の供給設備を整備する。 ３．１　設備概要 輪谷貯水槽（東１）及び輪谷貯水槽（東２）を利用した水の供給設備を図３に示す。 輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした各種注水時において，輪谷貯水槽（東１）及び輪谷貯水槽（東２）が健全な場合には，輪谷貯水槽（東１）及び輪谷貯水槽（東２）から輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）へ大量送水車及びホースを使用して水を供給できる構成である。  図３　輪谷貯水槽（東１）及び輪谷貯水槽（東２）から輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）への供給	・設備の相違 代替淡水源（措置）へ補給する水源の相違

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
3．複数の海水取水手段の整備 3.1.設備概要 海水を水源とし水を移送する場合，取水場所を海水取水路からだけではなく護岸から，また，取水ポンプを海水取水ポンプだけではなく可搬型代替注水ポンプから取水することで，多様性を持った設計とする。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。概要図を図 56-9-2, 3 に示す。	４．複数の海水取水手段の整備 ４．１　設備概要 海を水源とし水を移送する場合，取水場所を非常用取水設備からだけではなく２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立杭及び荷揚場から，又は，可搬型設備を大型送水ポンプ車だけでなく大量送水車から取水することで，多様性を持った設定とする。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。概要図を図４，５に示す。	・設備の相違

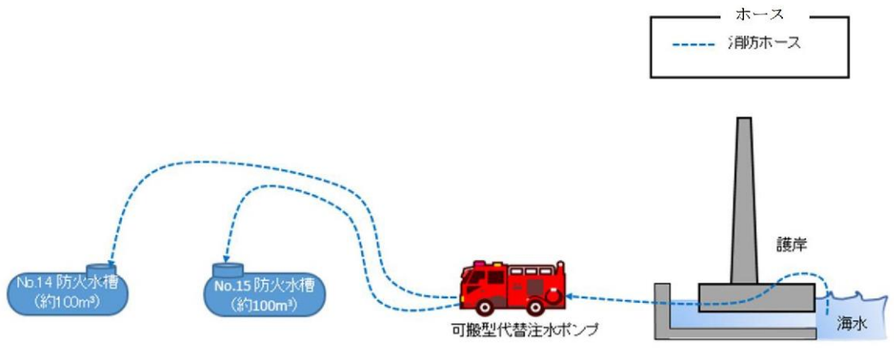


図 56-9-2 可搬型代替注水ポンプを用いた海水の取水

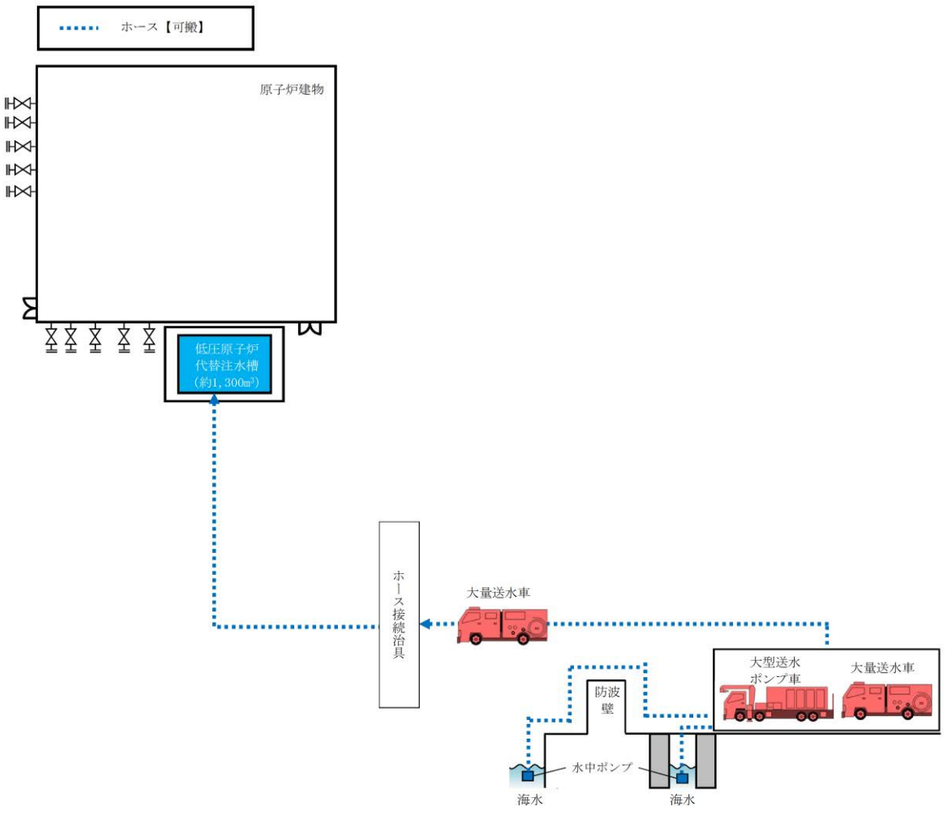
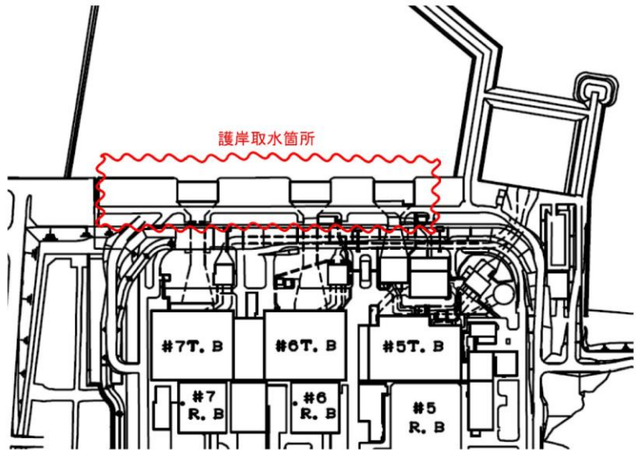
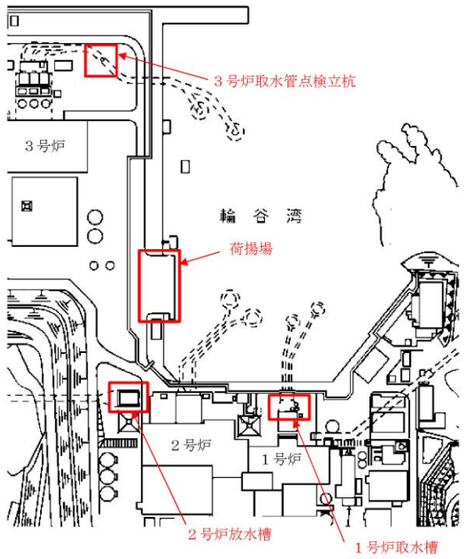


図４　大型送水ポンプ車又は大量送水車を用いた海水の取水

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 56-9-3 護岸取水箇所	 図５　取水箇所	・設備の相違
4. ホース及び水頭差を利用した淡水送水手段の整備 4. 1. 設備概要 水源として淡水貯水池を使用する場合，予め敷設しているホースが健全であることが確認できた場合には，ホース及び水頭差を利用し，淡水貯水池の淡水を6 号及び7 号炉近傍まで送水できる設計とする。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。系統概要図を図 56-9-4 に示す。		・設備の相違 島根２号炉は，淡水移送手段として，大量送水車及びホースを使用して淡水を移送

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

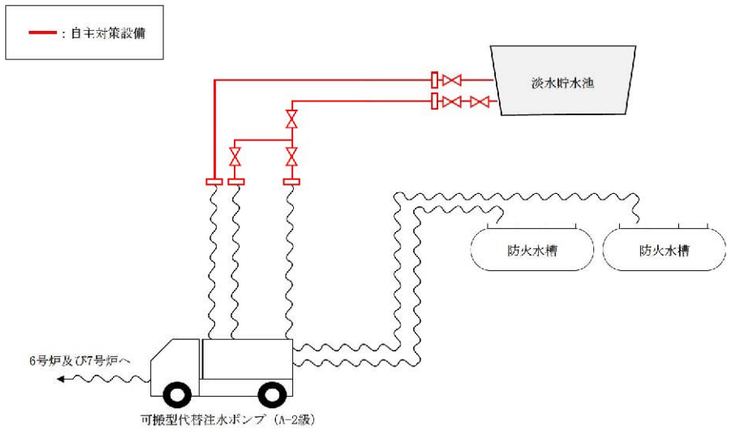


図 56-9-4 系統概要図

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
56-10 各号炉の弁名称及び弁番号		・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
条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については，説明資料の構成上，略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について，下表のとおり整理する。		・島根２号炉は単独申請であり該当資料なし

表56-10-1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6 号炉		7 号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
CSP 外部注水ライン 東側注入弁 (A)	6 号機CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)	P13-F1001	7 号機CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)	P13-F036A
CSP 外部注水ライン 東側注入弁 (B)	6 号機CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)	P13-F1002	7 号機CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)	P13-F036B
CSP 外部注水ライン 西側注入弁 (A)	6 号機CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)	P13-F1007	7 号機CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)	P13-F041A
CSP 外部注水ライン 西側注入弁 (B)	6 号機CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)	P13-F1008	7 号機CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)	P13-F041B