まとめ資料比較表　〔51条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備〕

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
51条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	51条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	
目次	目次	
51-1　SA設備基準適合性　一覧表	51-1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表	
51-2　単線結線図	51-2　単線結線図	
51-3　配置図	51-3　配置図	
51-4　系統図	51-4　系統図	
51-5　試験及び検査	51-5　試験及び検査	
51-6　容量設定根拠	51-6　容量設定根拠	
51-7　接続図	51-7　接続図	
51-8　保管場所図	51-8　保管場所図	
51-9　アクセスルート図	51-9　アクセスルート図	
51-10　コリウムシールド設備概要	51-10 コリウムシールド設備概要	
	51-11 格納容器スプレイ時の原子炉格納容器下部への流入経路について	・設備の相違
51-11　その他設備	51-12 その他設備	
	51-13 送水ヘッダについて	・設備の相違 島根２号炉は，可搬型代替注水設備による注水及び水の補給において，可搬の送水ヘッダを使用する
51-12　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
51-1 SA設備基準適合性　一覧表	51-1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表 （格納容器代替スプレイ系（可搬型）は 49 条にて整理）	・設備の相違 格納容器代替スプレイ系（可搬型）については，49 条設備であることから，49 条の補足説明資料に記載している

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

柏崎刈羽原子力発電所　6号及び7号炉　SA設備基準適合性　一覧表（常設）

第51条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備					復水移送ポンプ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	51-3 配置図，51-4　系統図	
		第2号	操作性		中央制御室操作，弁操作	A，Bf
			関連資料		51-3 配置図，51-4　系統図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A，B
			関連資料		51-5 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	Ba
			関連資料		51-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ab
				その他（飛散物）	対象外	－
				関連資料	51-3 配置図，51-4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作，現場操作	Aa，B
			関連資料		51-3 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		51-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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	51-2 単線結線図，51-3 配置図，51-4 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）

51条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備					低圧原子炉代替注水ポンプ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C
				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	51-3 配置図，51-4 系統図	
		第2号	操作性		中央制御室操作，操作スイッチ操作，弁操作	A，Bd，Bf
			関連資料		51-3 配置図，51-4 系統図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁（電動弁）	A，B
			関連資料		51-5 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		51-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	51-3 配置図，51-4 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		51-3 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		51-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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	51-2 単線結線図，51-3 配置図，51-4 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（可搬型）

第51条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備					可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	
				海水	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	51-3 配置図，51-4 系統図，51-7 接続図，51-8 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，Bg
			関連資料		51-3 配置図 51-7 接続図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A，B
			関連資料		51-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		51-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他（飛散物）	高速回転機器	Bb
				関連資料	51-4 系統図，51-5 試験及び検査	
		第6号	設置場所		現場操作	Aa
			関連資料		51-7 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		51-6 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		51-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用	Aa
			関連資料		51-7 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		51-7 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		51-8 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		51-9 アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	緩和設備，防止・緩和以外－対象（同一目的のSA設備，代替対象DB設備有り）	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	Ca
				関連資料	51-2 単線結線図，51-4 系統図，51-7 接続図，51-8 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）

51条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備					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	51-3 配置図，51-4 系統図，51-7 接続図，51-8 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，Ｂｇ
			関連資料		51-3 配置図，51-7 接続図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁（手動弁，電動弁）	A，B
			関連資料		51-5 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		51-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	51-4 系統図，51-5 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		51-7 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		51-6 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		51-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時使用	Ａａ
			関連資料		51-7 接続図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定）	－
			関連資料		51-7 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		51-8 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		51-9 アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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	51-3 配置図，51-4 系統図，51-7 接続図，51-8 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（常設）

第51条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備					コリウムシールド	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	51-3 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			
		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		51-10　コリウムシールド設備概要	
		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	－
				関連資料	51-3 配置図，51-10　コリウムシールド設備概要	
		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		51-10　コリウムシールド設備概要	
		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）	－
				関連資料		

島根原子力発電所　２号炉

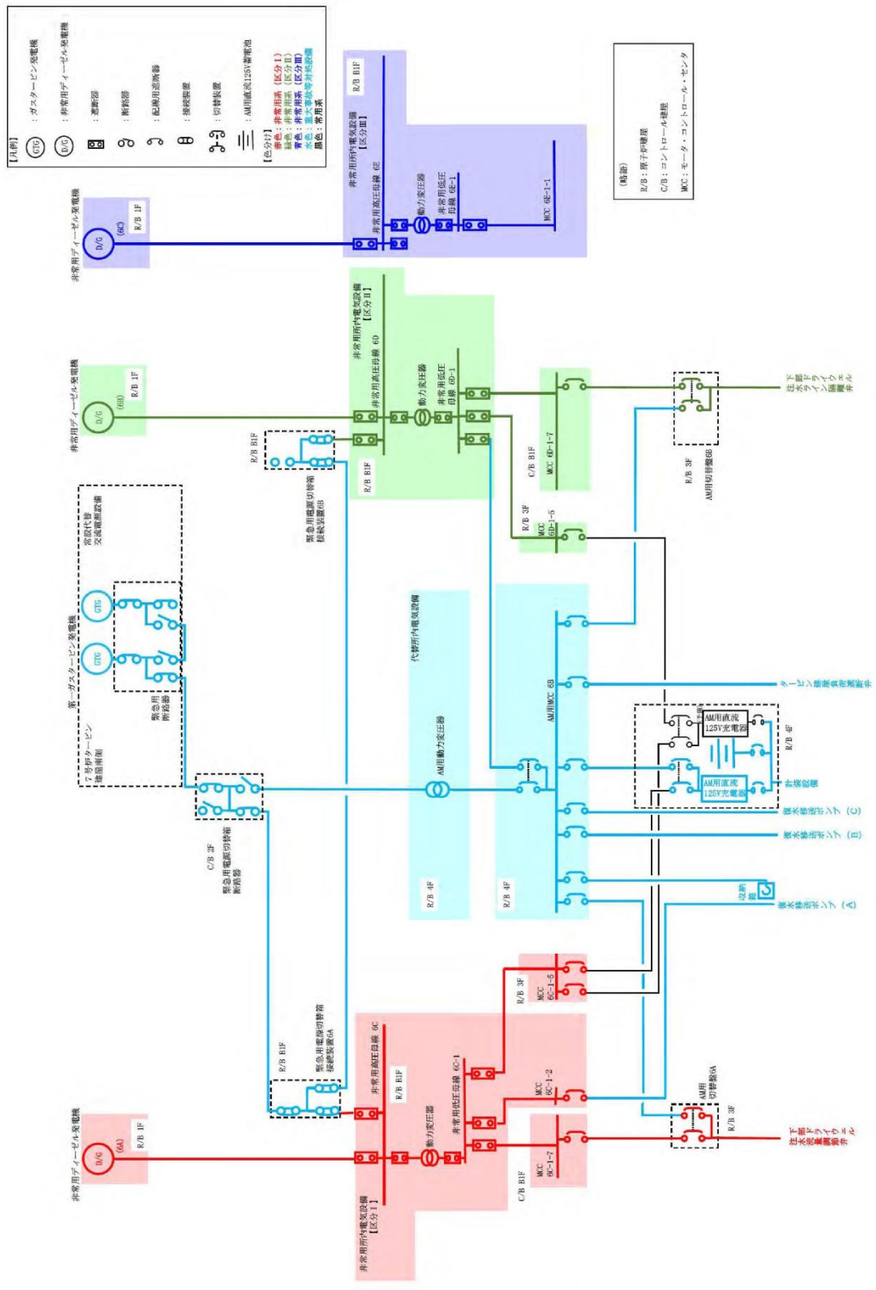
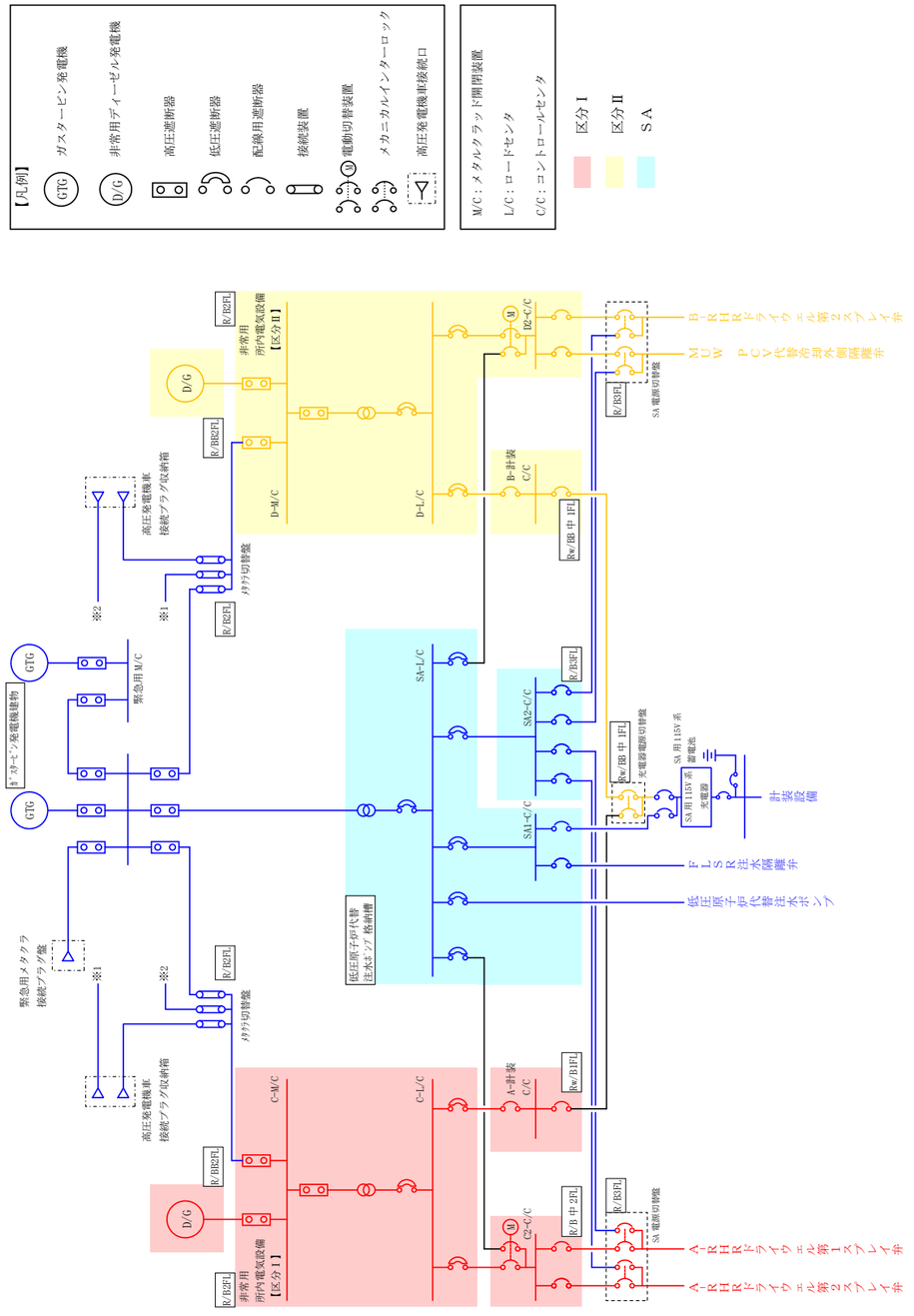
島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

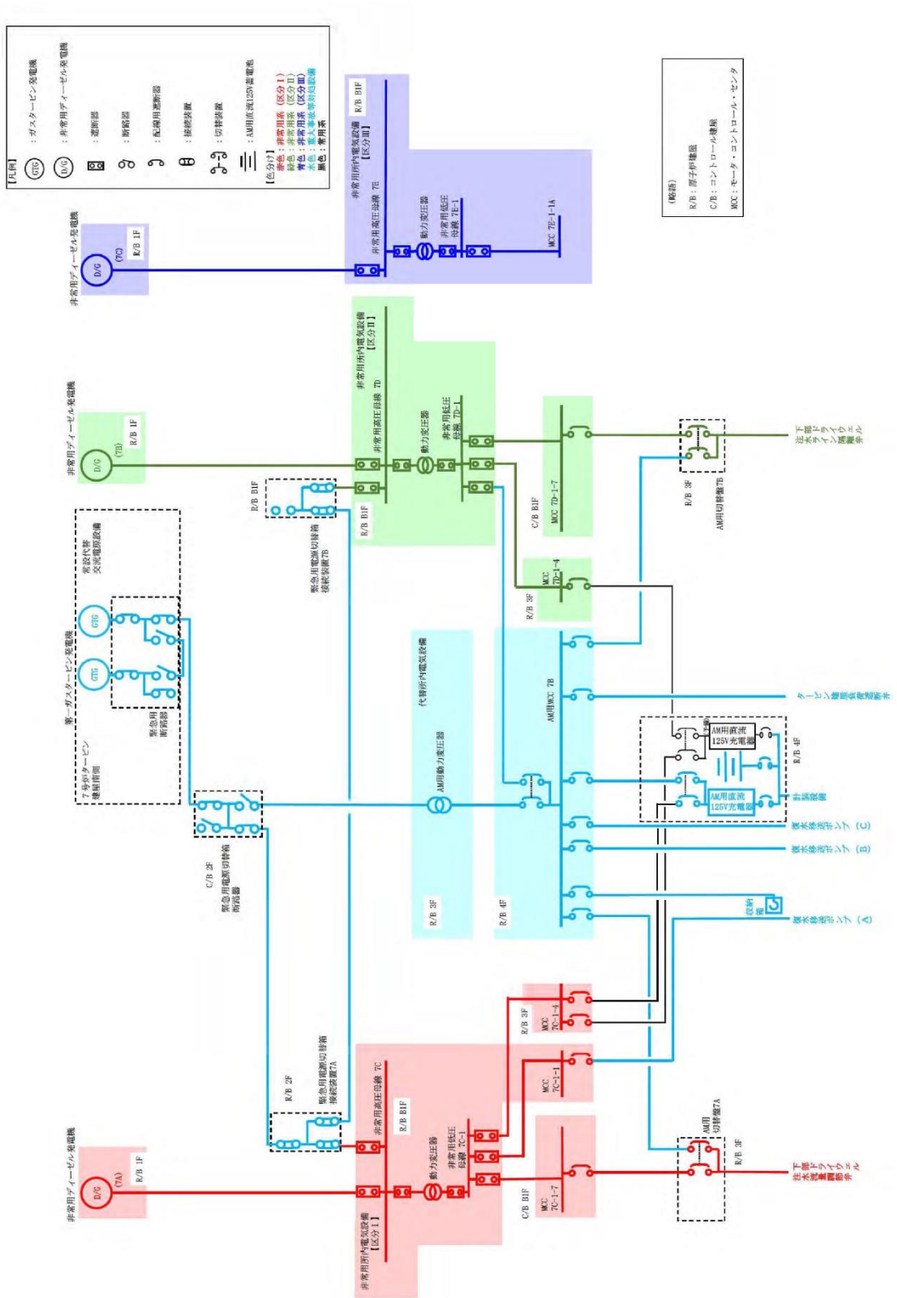
51条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備					コリウムシールド	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				関連資料	51-3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	－
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		その他	M
			関連資料		－	
		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		51-10 コリウムシールド設備概要	
		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	51-3 配置図，51-10 コリウムシールド設備概要	
		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		51-10 コリウムシールド設備概要	
		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	－	

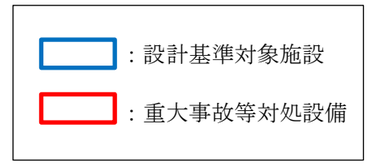
備考

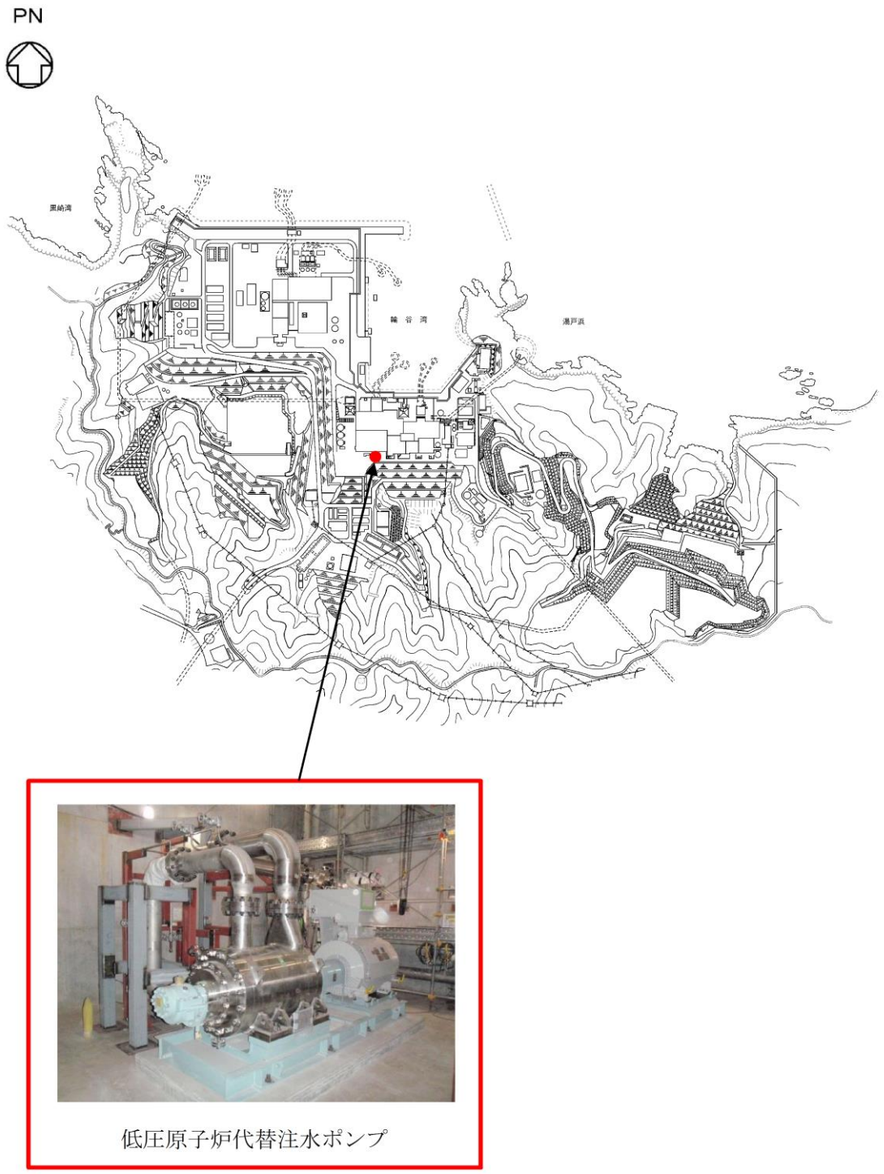
・設備の相違

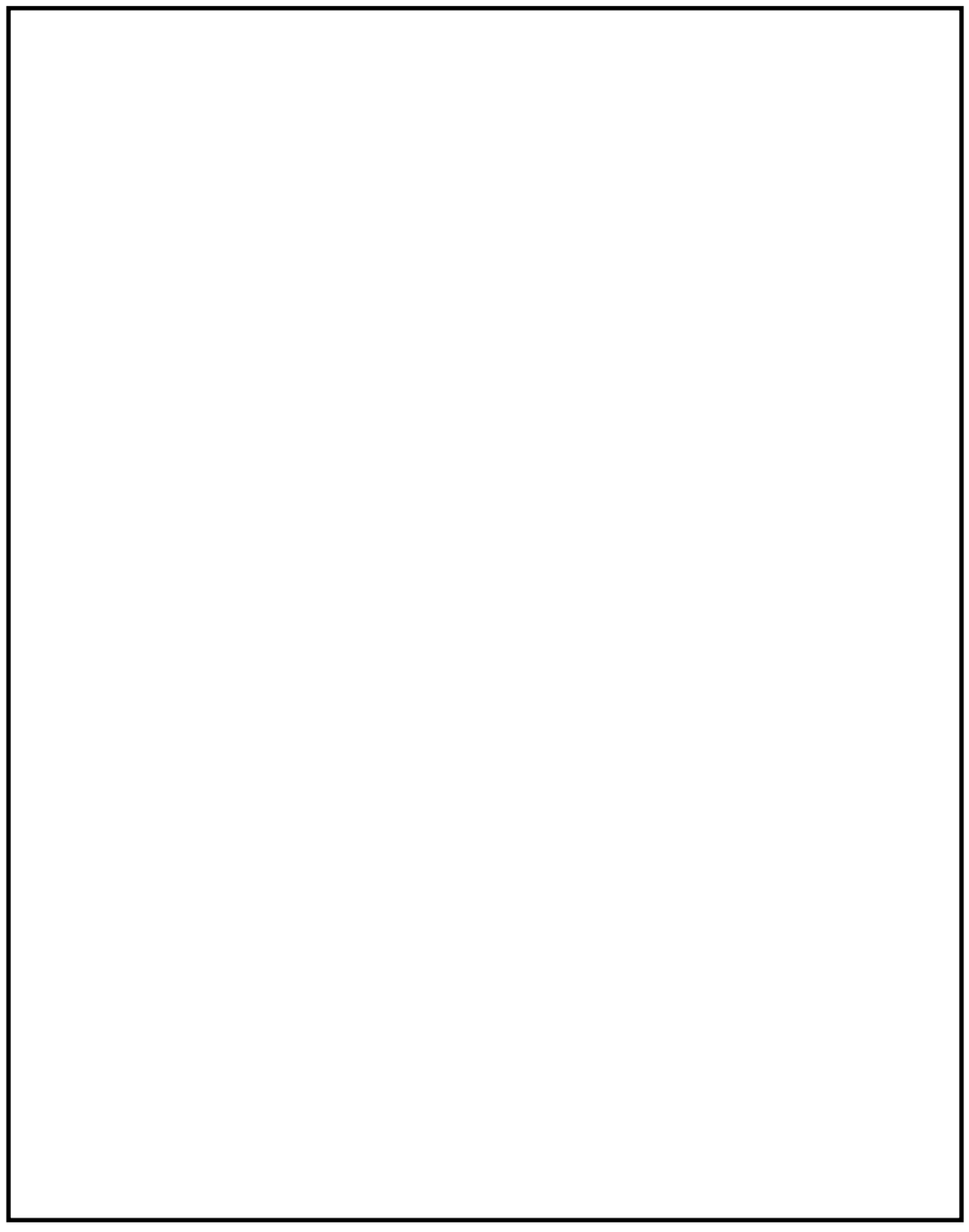
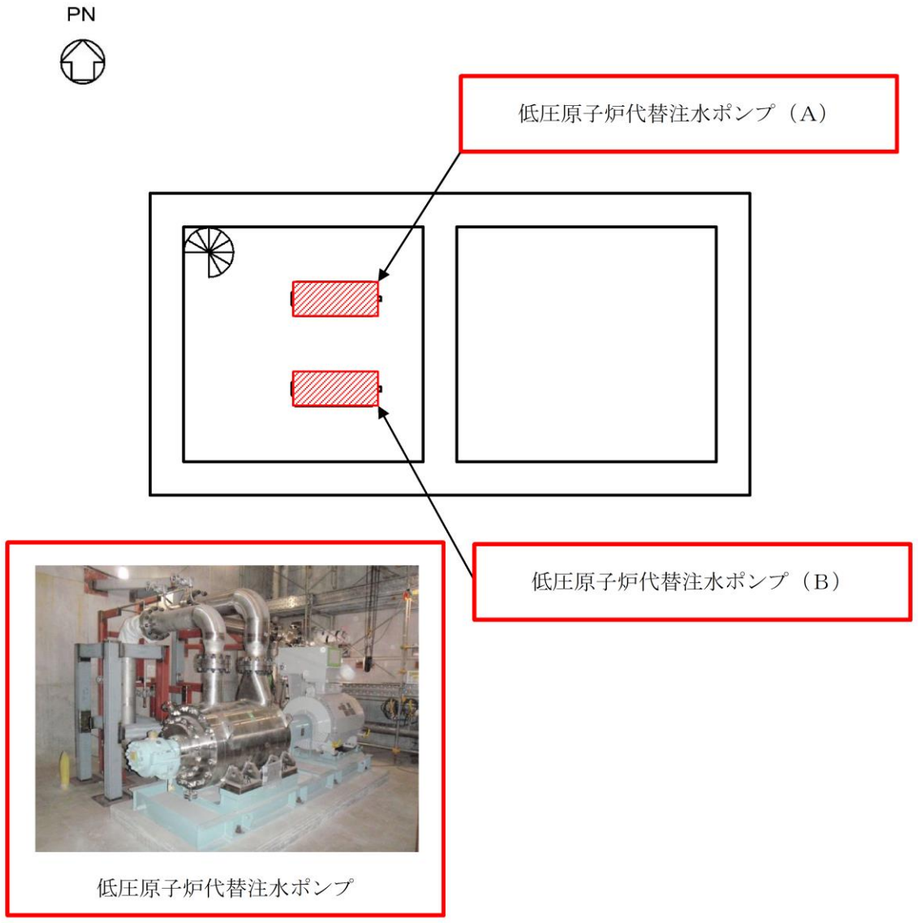
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
51-2 単線結線図	51-2　単線結線図 （格納容器代替スプレイ系（可搬型）は 49 条にて整理）	・設備の相違 格納容器代替スプレイ系（可搬型）については，49 条設備であることから，49 条の補足説明資料に記載している

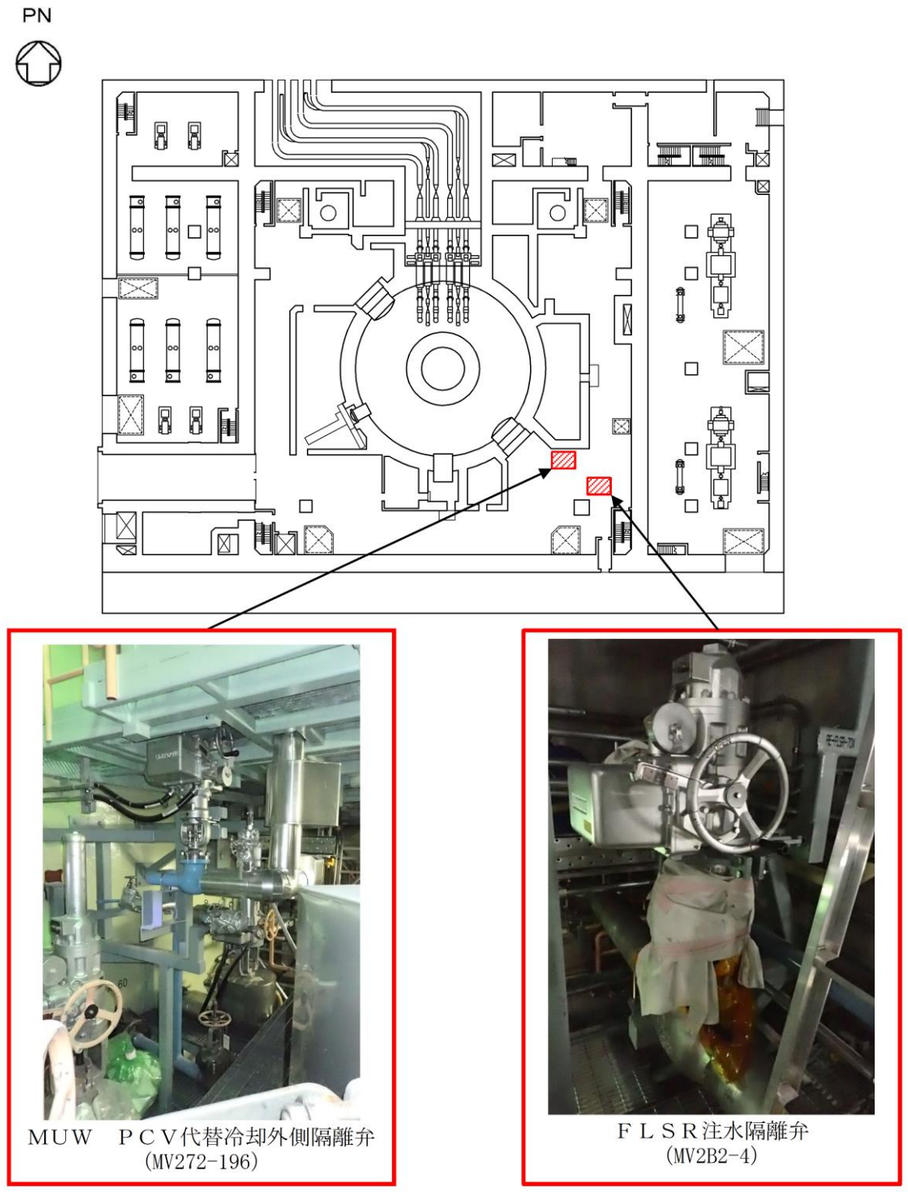
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		・設備の相違
図１　単線結線図（６号炉）	図１　単線結線図	

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
51-3 配置図	51-3 配置図 （格納容器代替スプレイ系（可搬型）は 49 条にて整理）  	・設備の相違 格納容器代替スプレイ系（可搬型）については，49 条設備であることから，49 条の補足説明資料に記載している

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１　配置図（6/7号炉　中央制御室（コントロール建屋地上２階））	 図１　ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）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
		
図２　配置図（6/7号炉　廃棄物処理建屋地下３階）	図２　ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）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
図３　配置図（6号炉　タービン建屋地下中２階）	 図３　ペデスタル代替注水系（常設，可搬型）を使用したペデスタル注水に係る機器（弁）の配置図（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

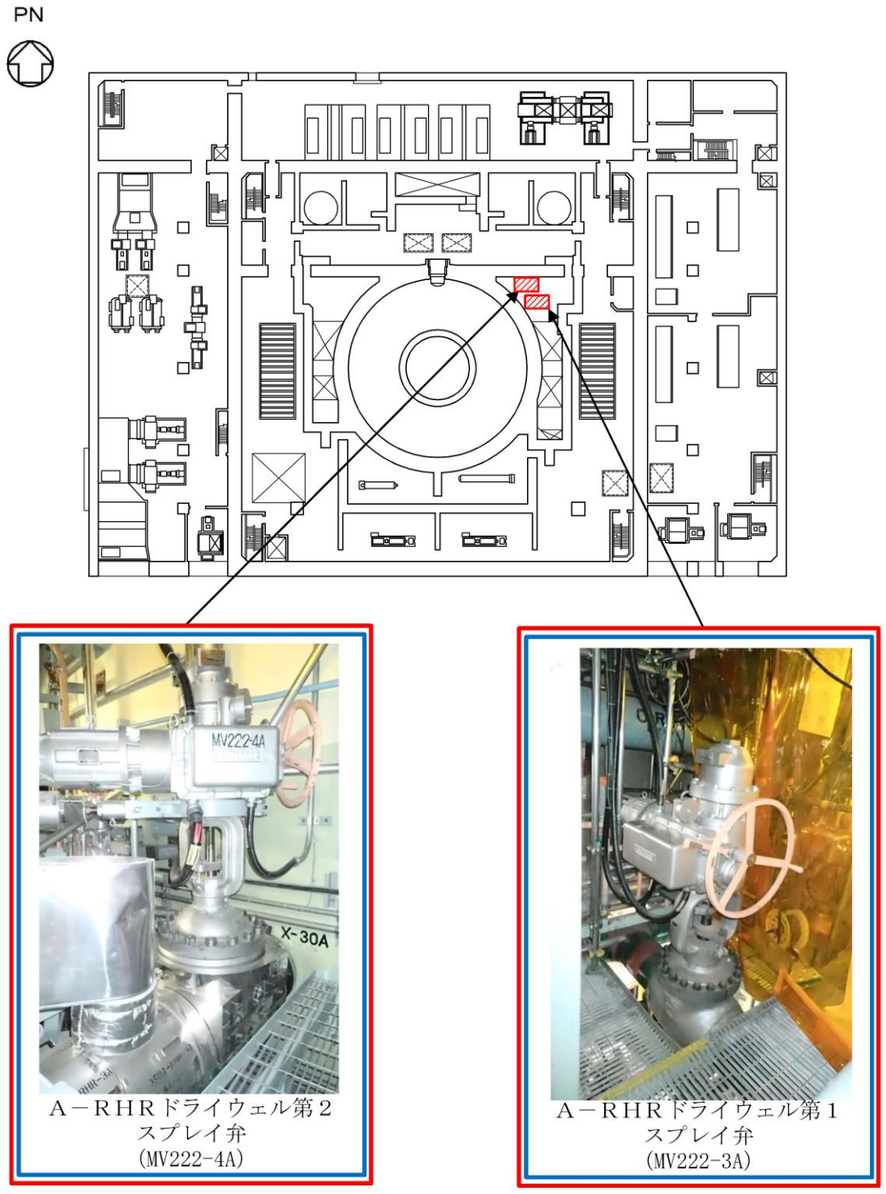
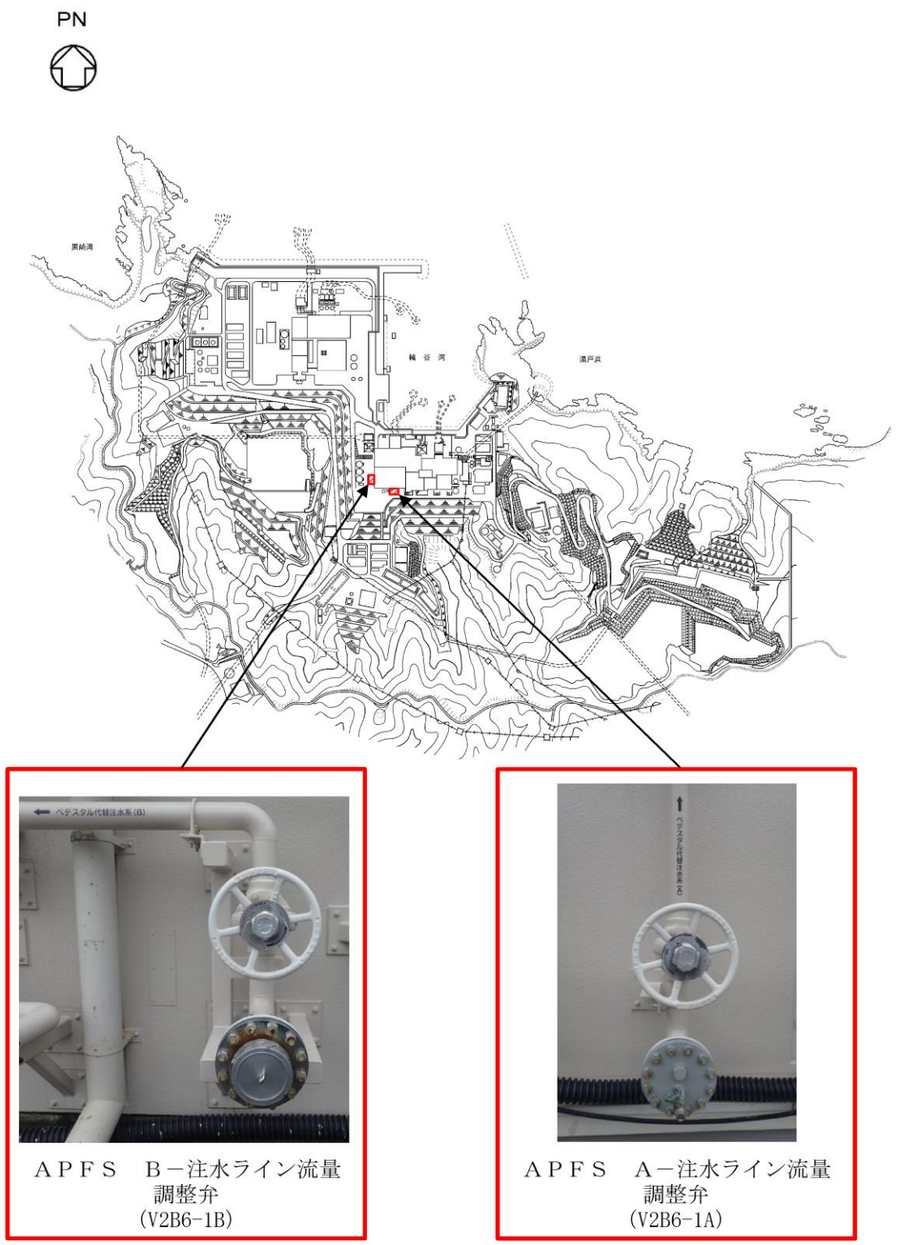
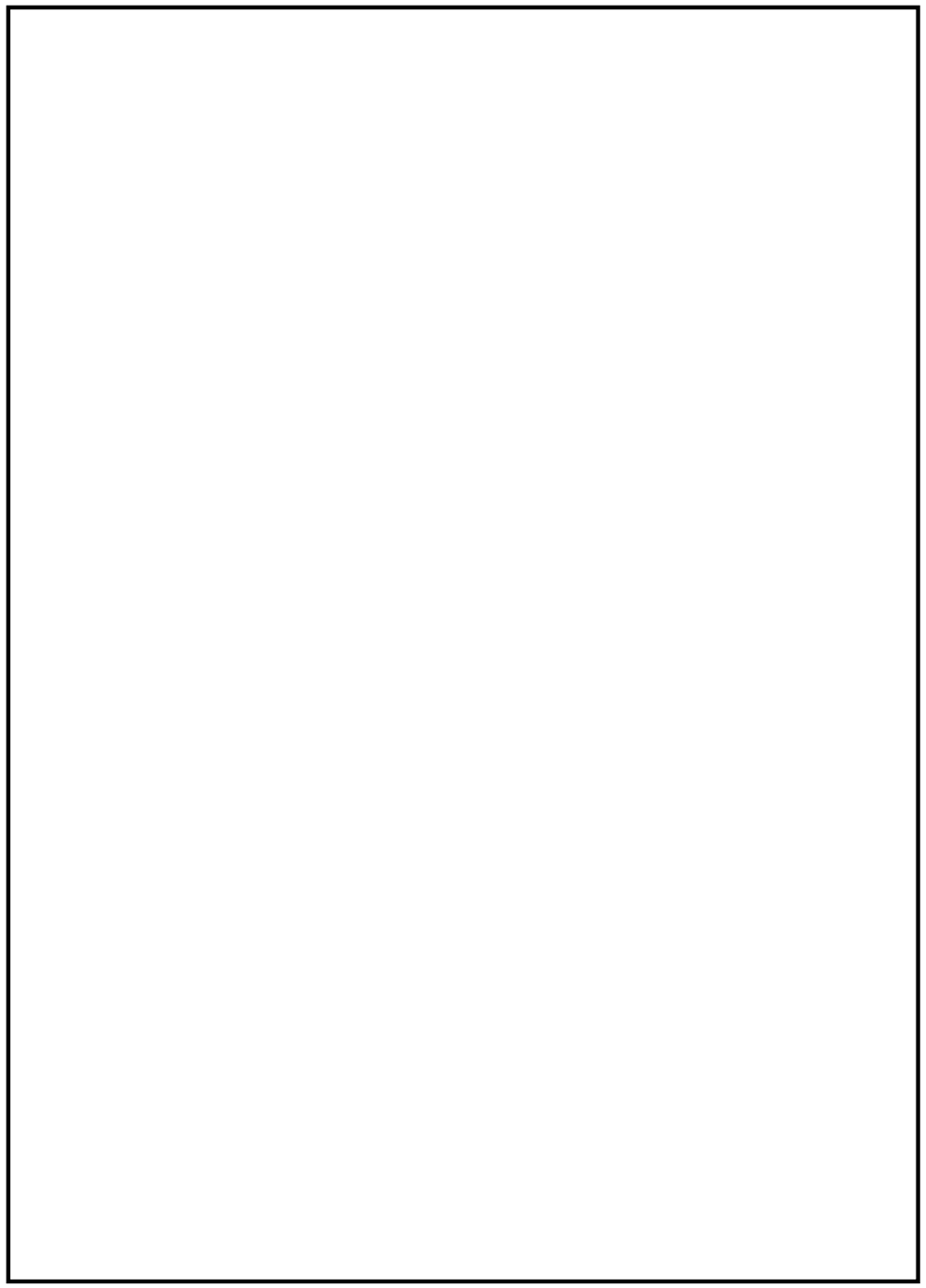
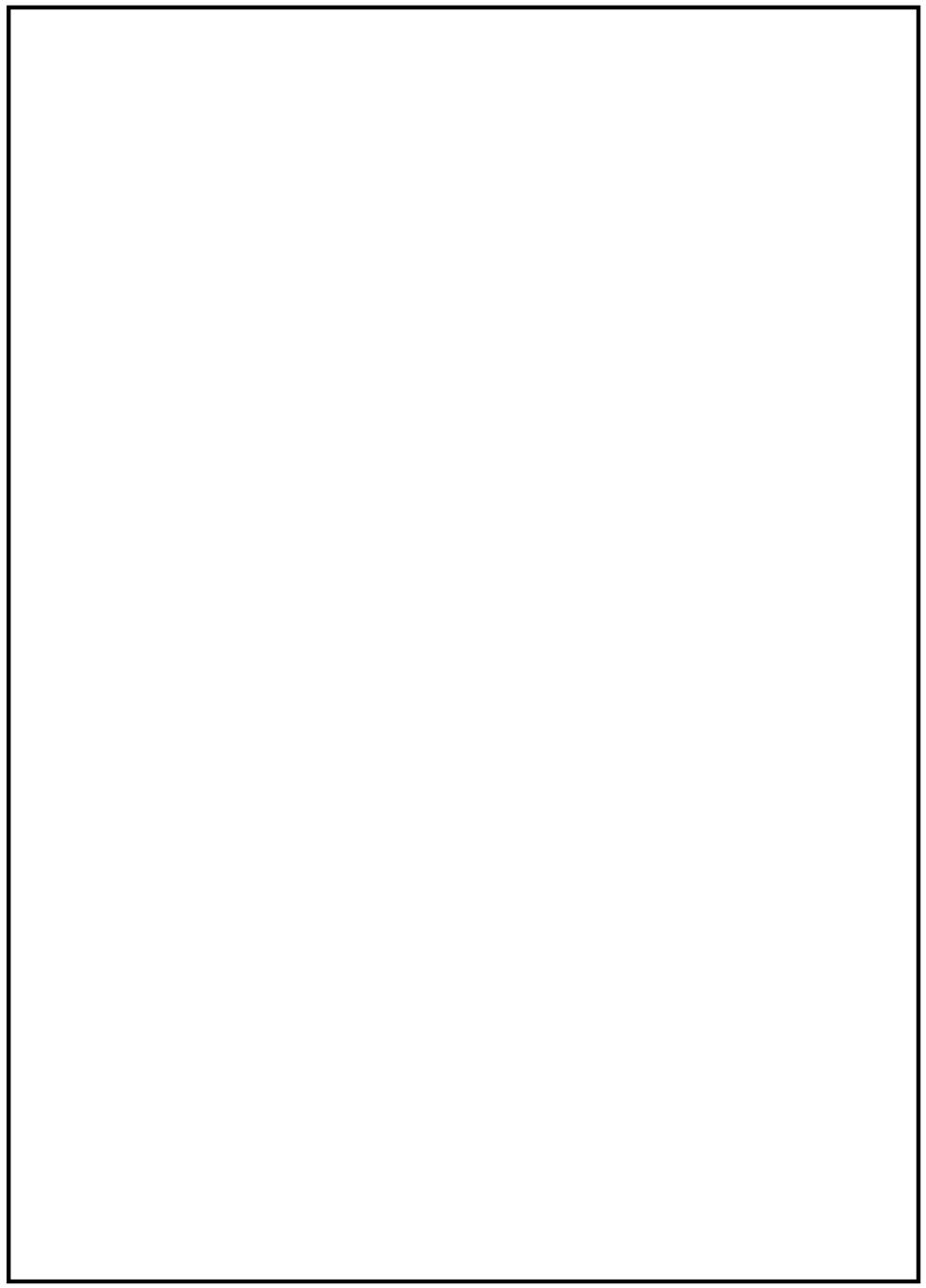


図４　配置図（7号炉　原子炉建屋地下２階）

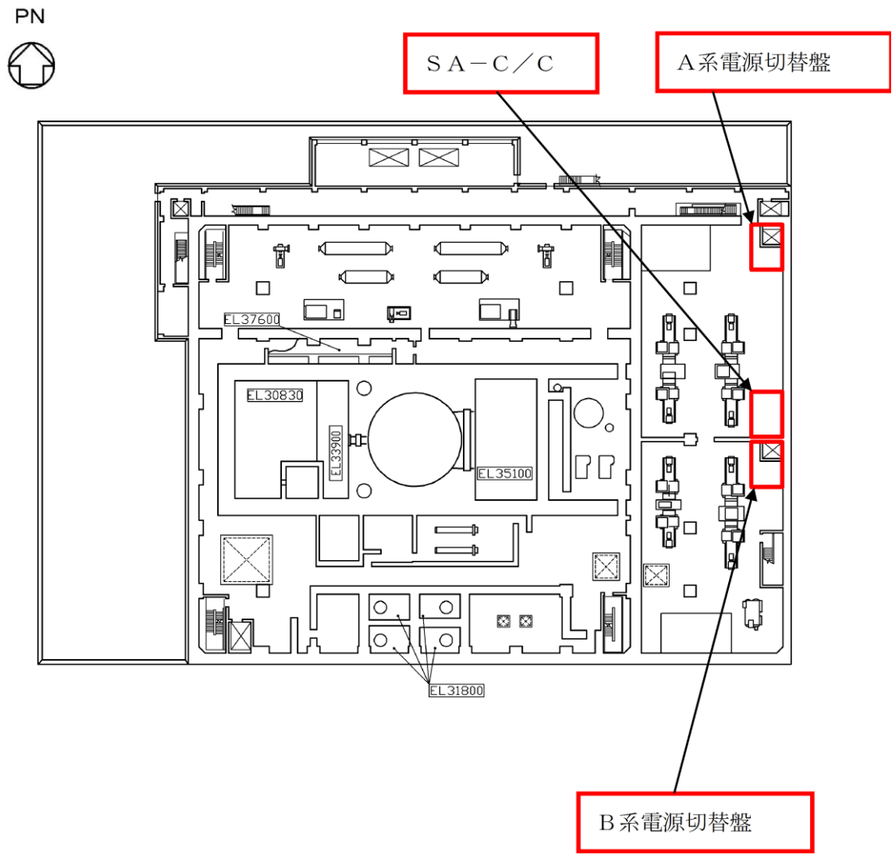
図４　ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（弁）の配置図（原子炉建物２階）

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５　配置図（6号炉　原子炉建屋地下１階）	図５　ペデスタル代替注水系（可搬型）を使用したペデスタル注水に係る機器（弁）の配置図	

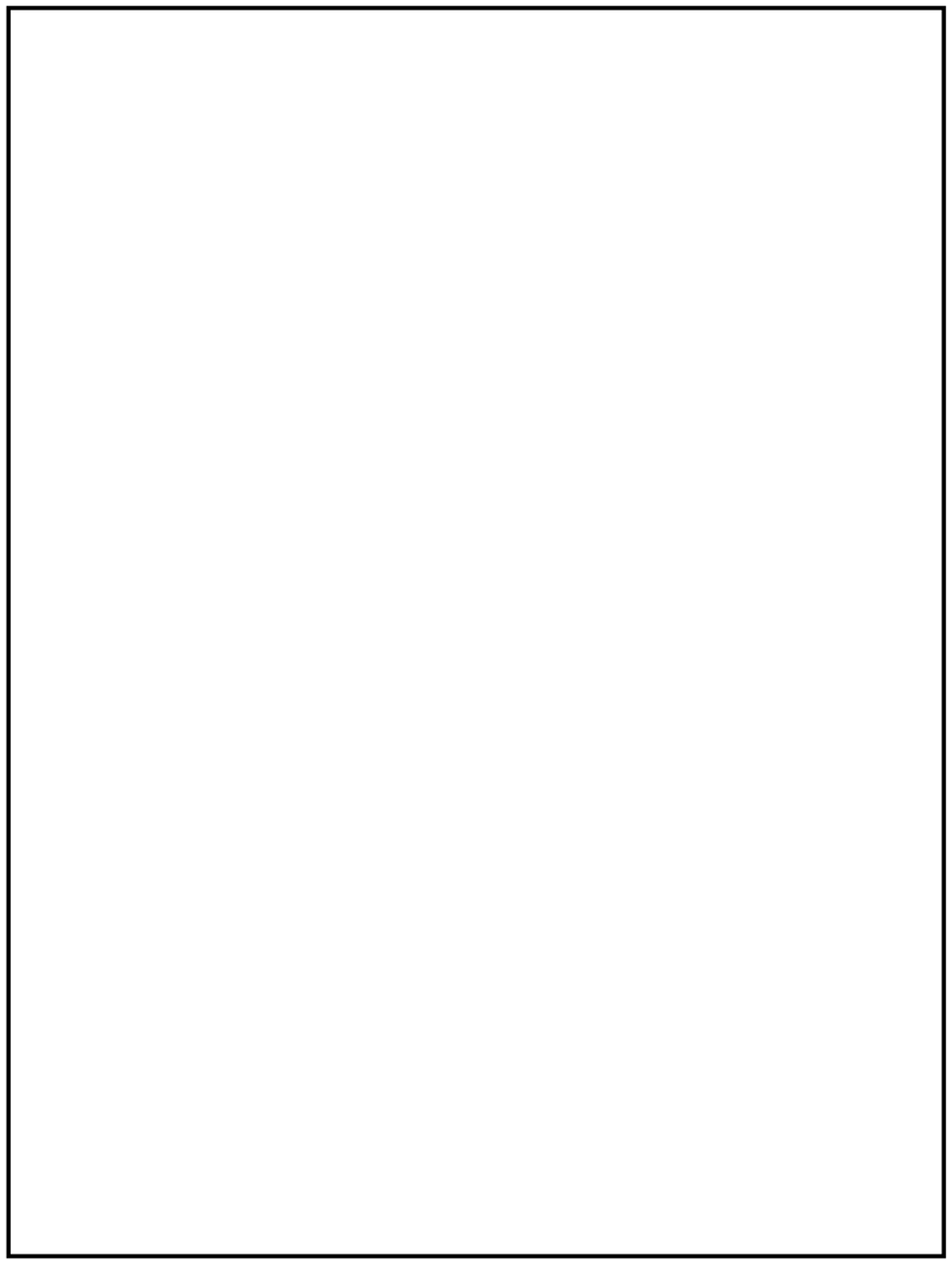
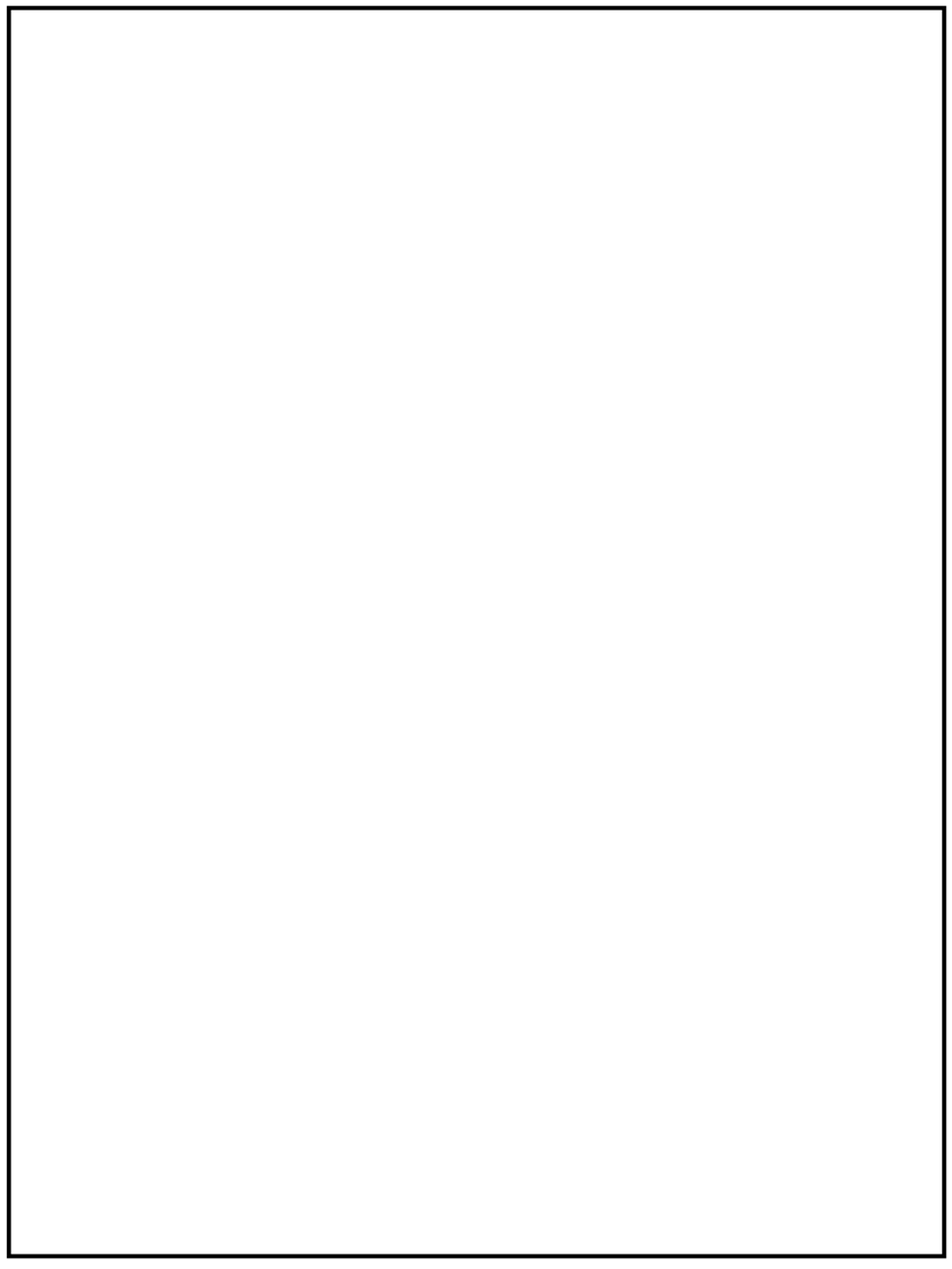


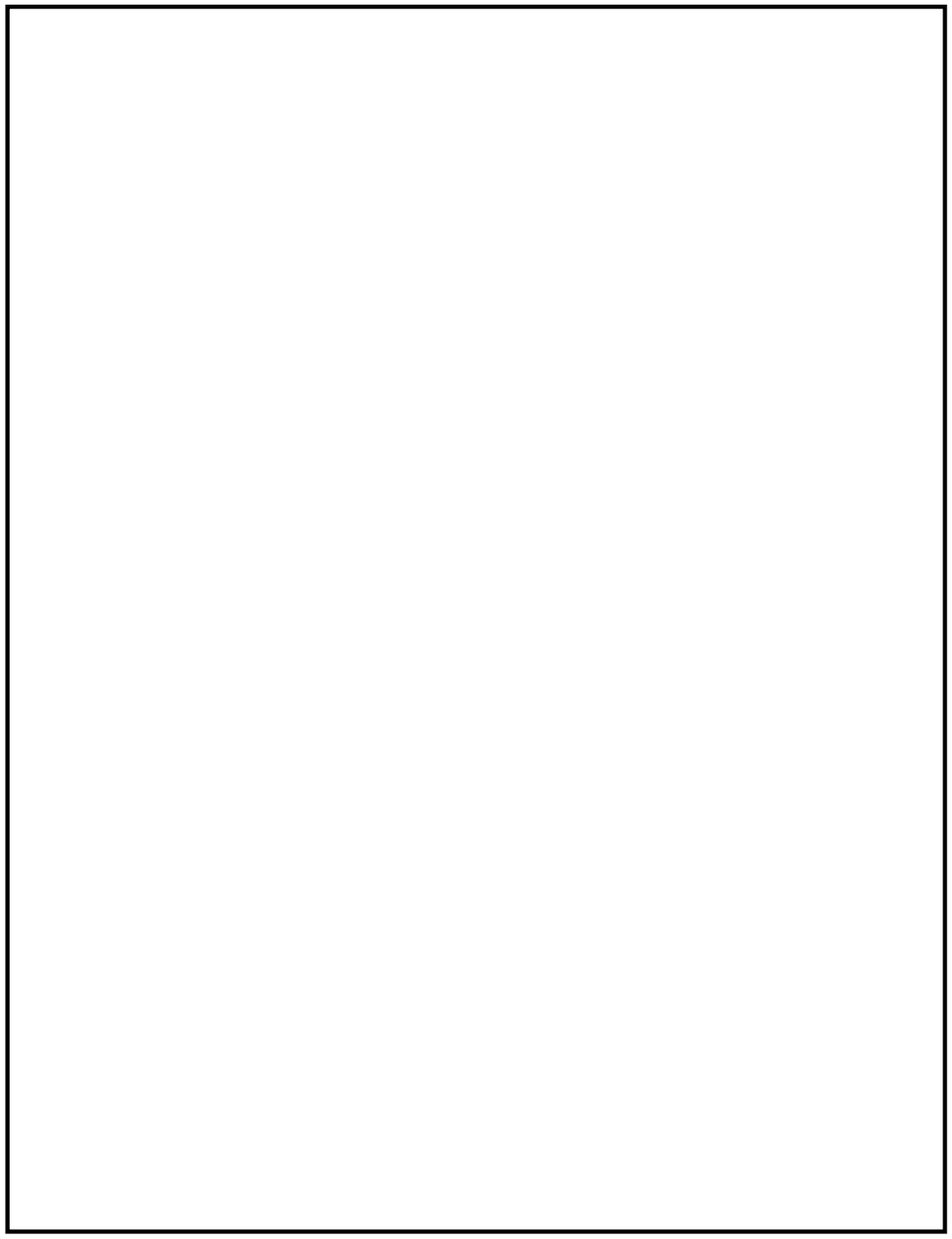
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		
図６　配置図（6号炉　原子炉建屋地上１階）	図６　ペデスタル代替注水系（常設，可搬型）を使用したペデスタル注水に係る 中央制御室操作盤の配置図（制御室建物４階）	

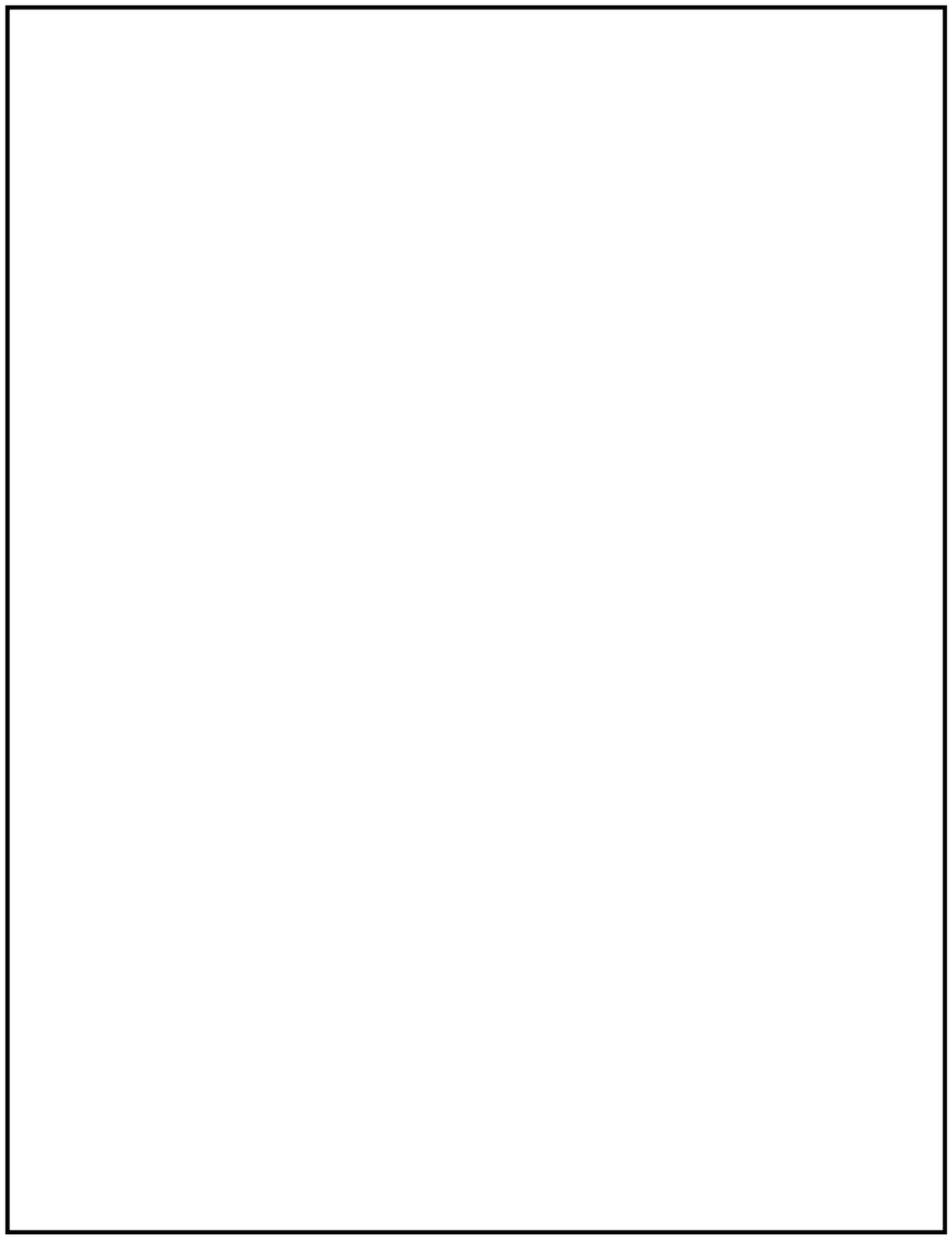
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図７　配置図（7号炉　原子炉建屋地上１階）	図７　ペデスタル代替注水系を使用したペデスタル注水に係る SA 電源切替盤の配置図（原子炉建物３階）	



原子炉建物３階　【EL.34800】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		
図８　配置図（6号炉　原子炉建屋地上２階）	図８　コリウムシールドの配置図（原子炉格納容器）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図９　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10　配置図（6/7号炉　原子炉格納容器）		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
51-4 系統図	51-4 系統図 （格納容器代替スプレイ系（可搬型）は 49 条にて整理）	・設備の相違 格納容器代替スプレイ系（可搬型）については，49 条設備であることから，49 条の補足説明資料に記載している

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

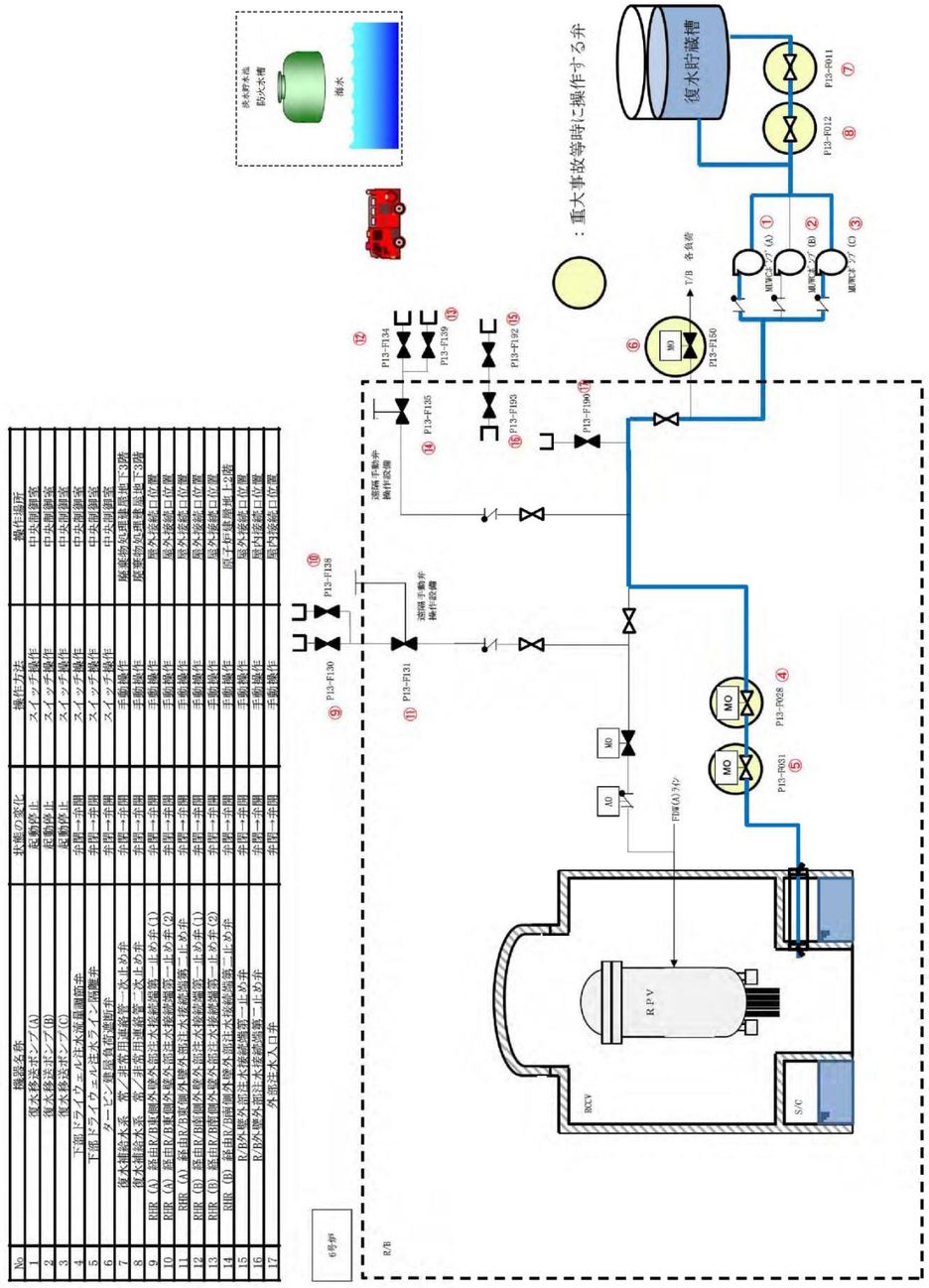


図１　格納容器下部注水系（常設）の系統概要図（６号炉）

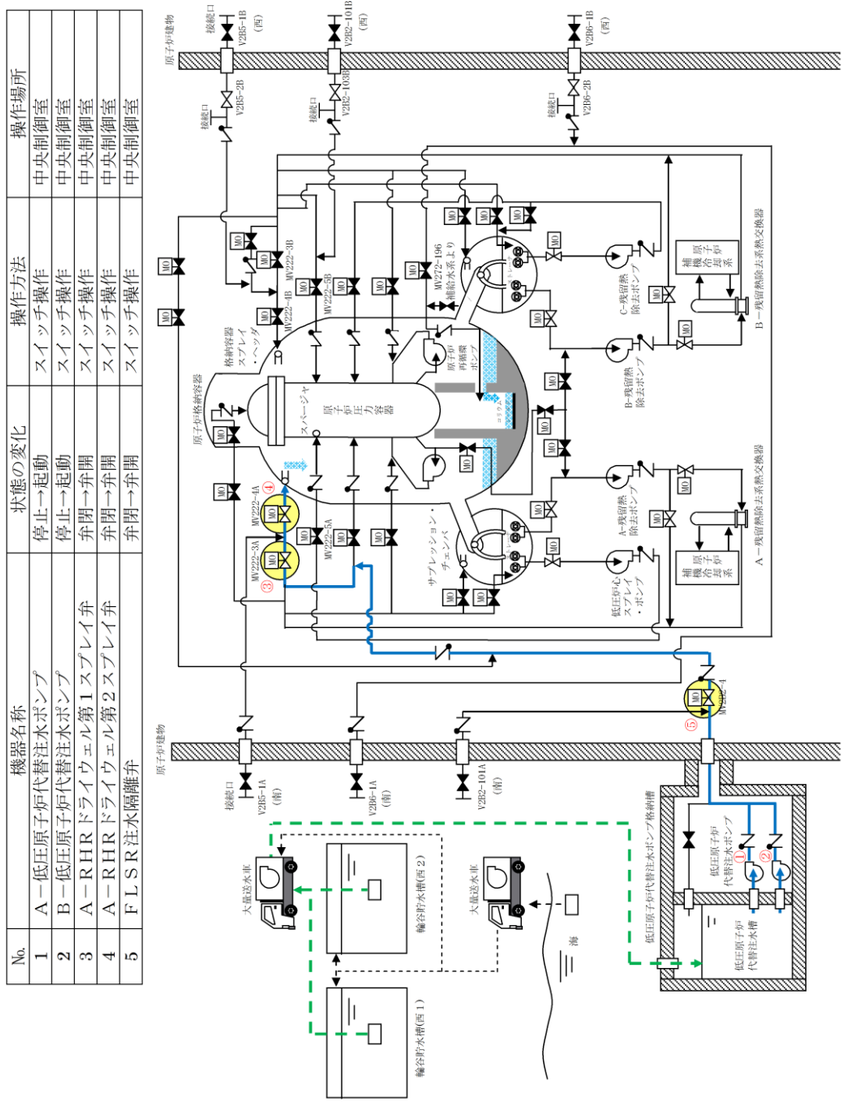
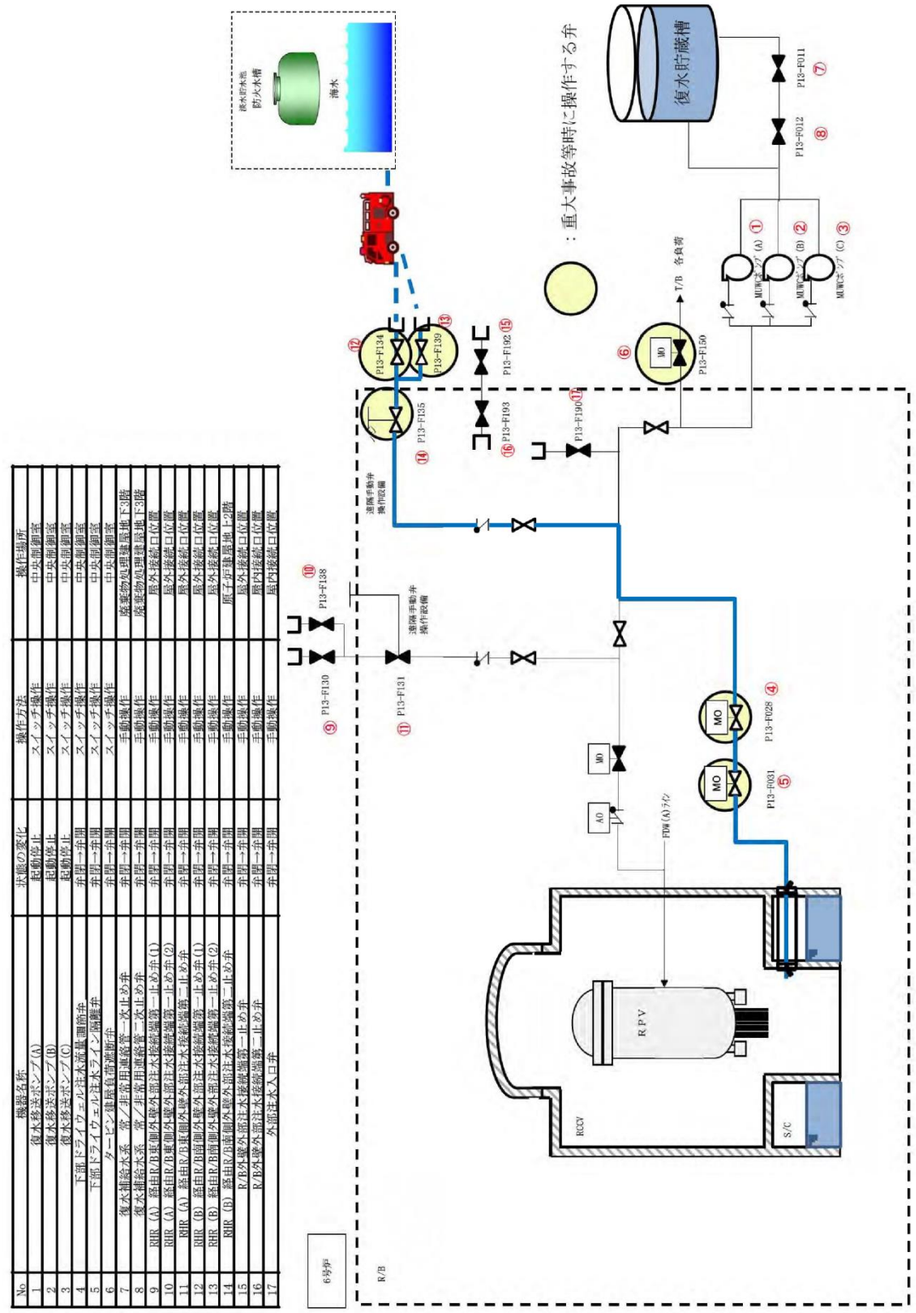
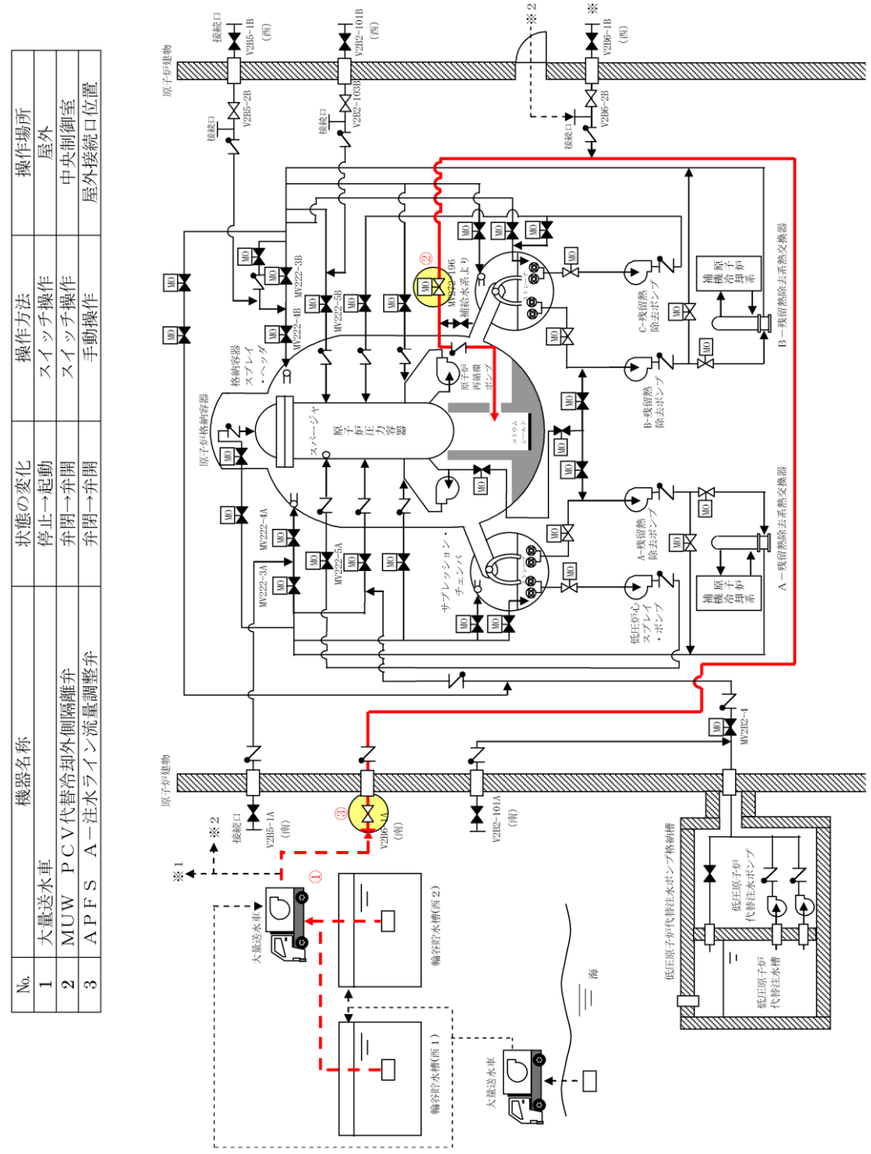


図１　ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル内への注水の系統概要図

・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
		・設備の相違
図２　格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図（６号炉）	図２　ペデスタル代替注水系（可搬型）Ａ系を使用したペデスタル内への注水の系統概要図	

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	APFS B－注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

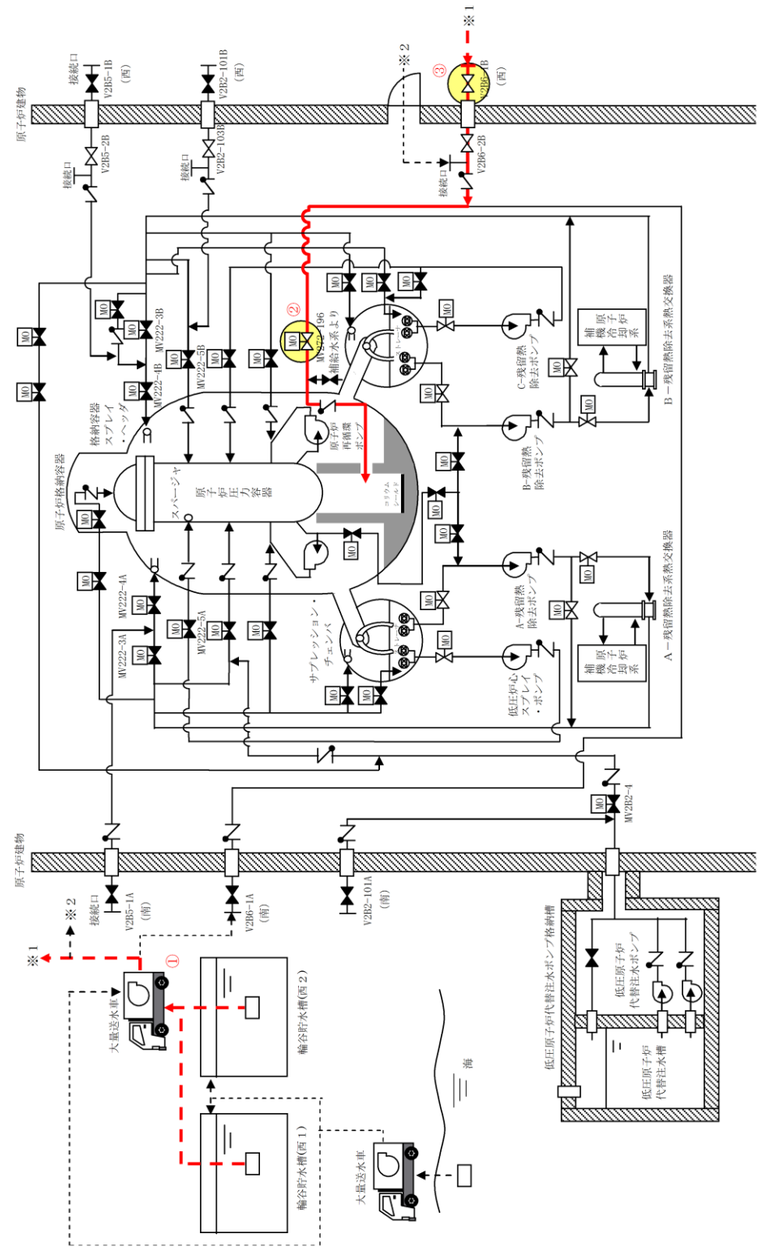
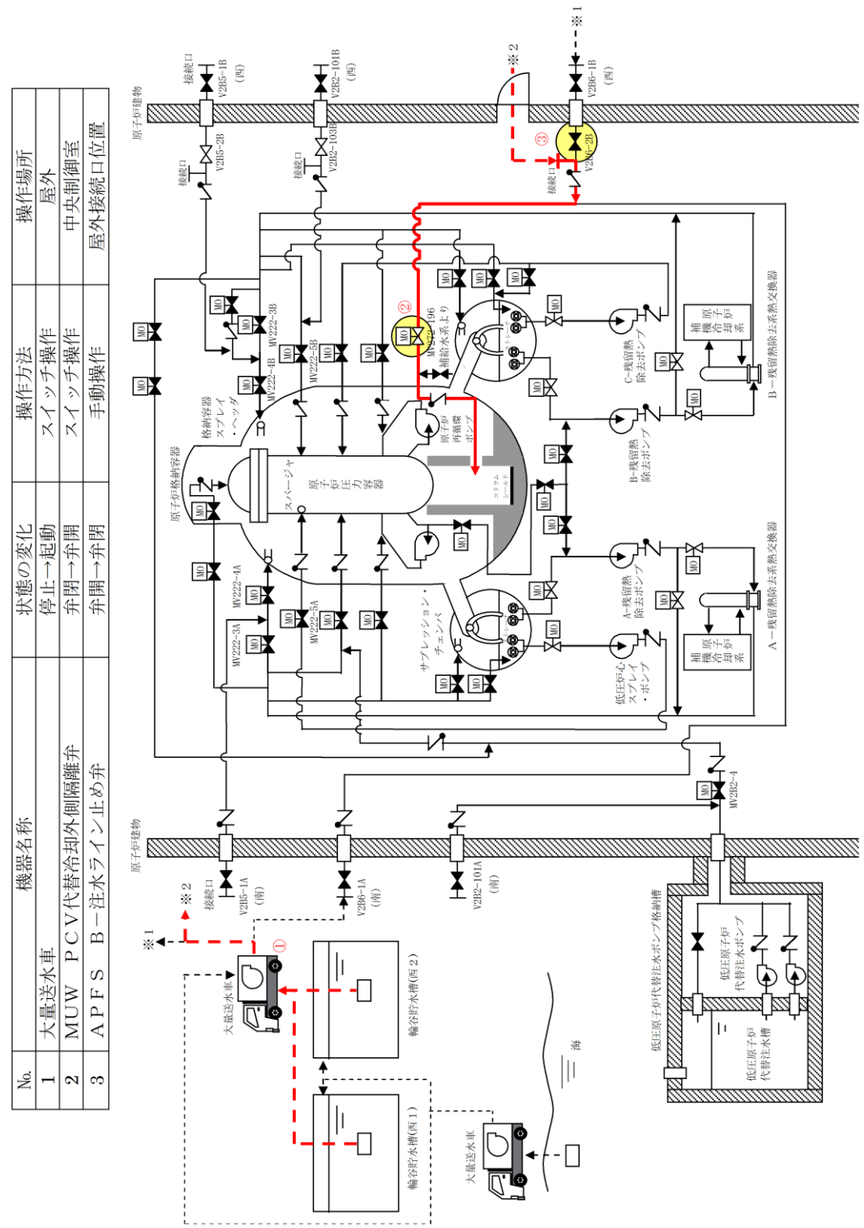


図３　ペデスタル代替注水系（可搬型）Ｂ系を使用したペデスタル内への注水の系統概要図

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

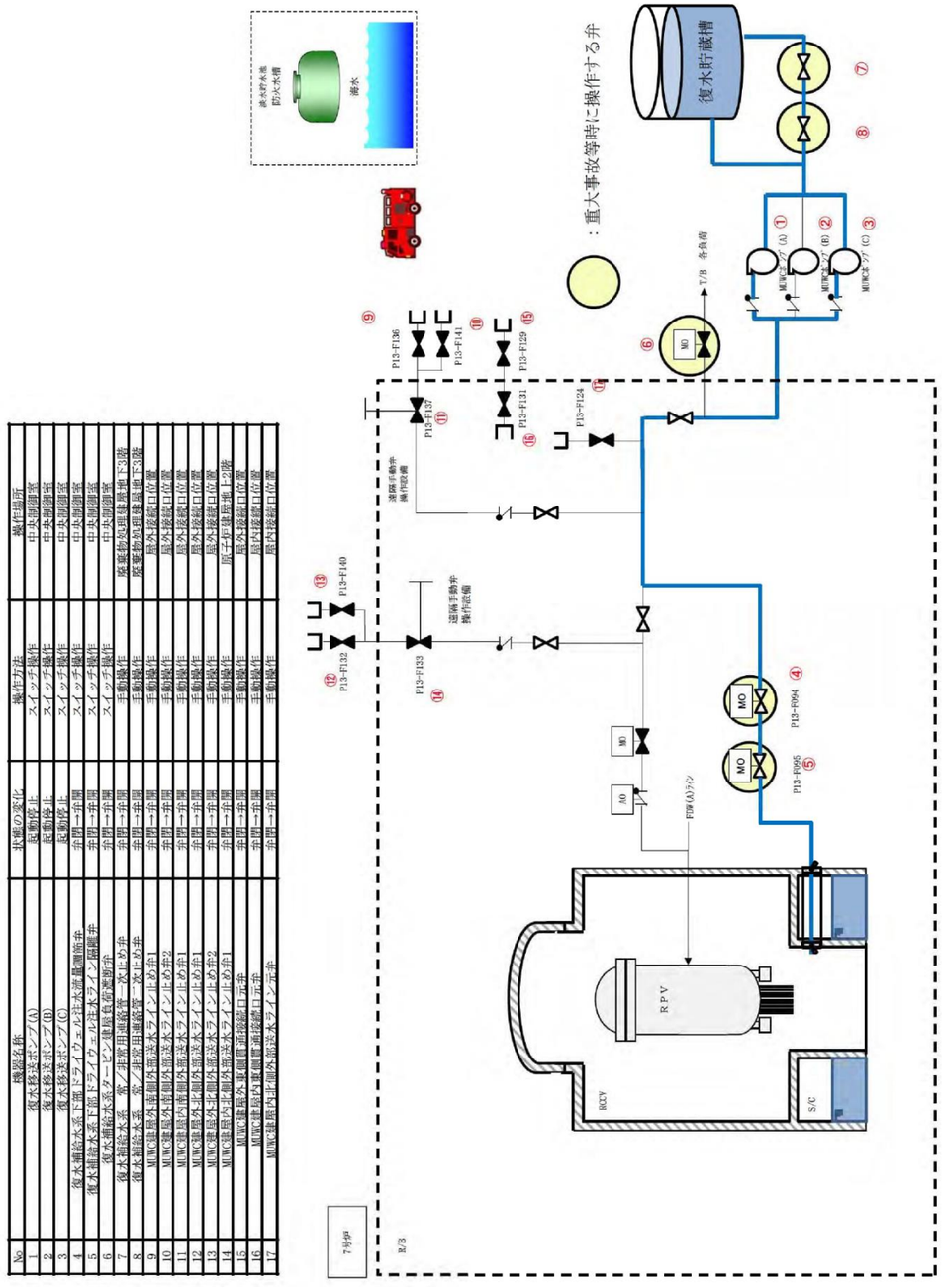


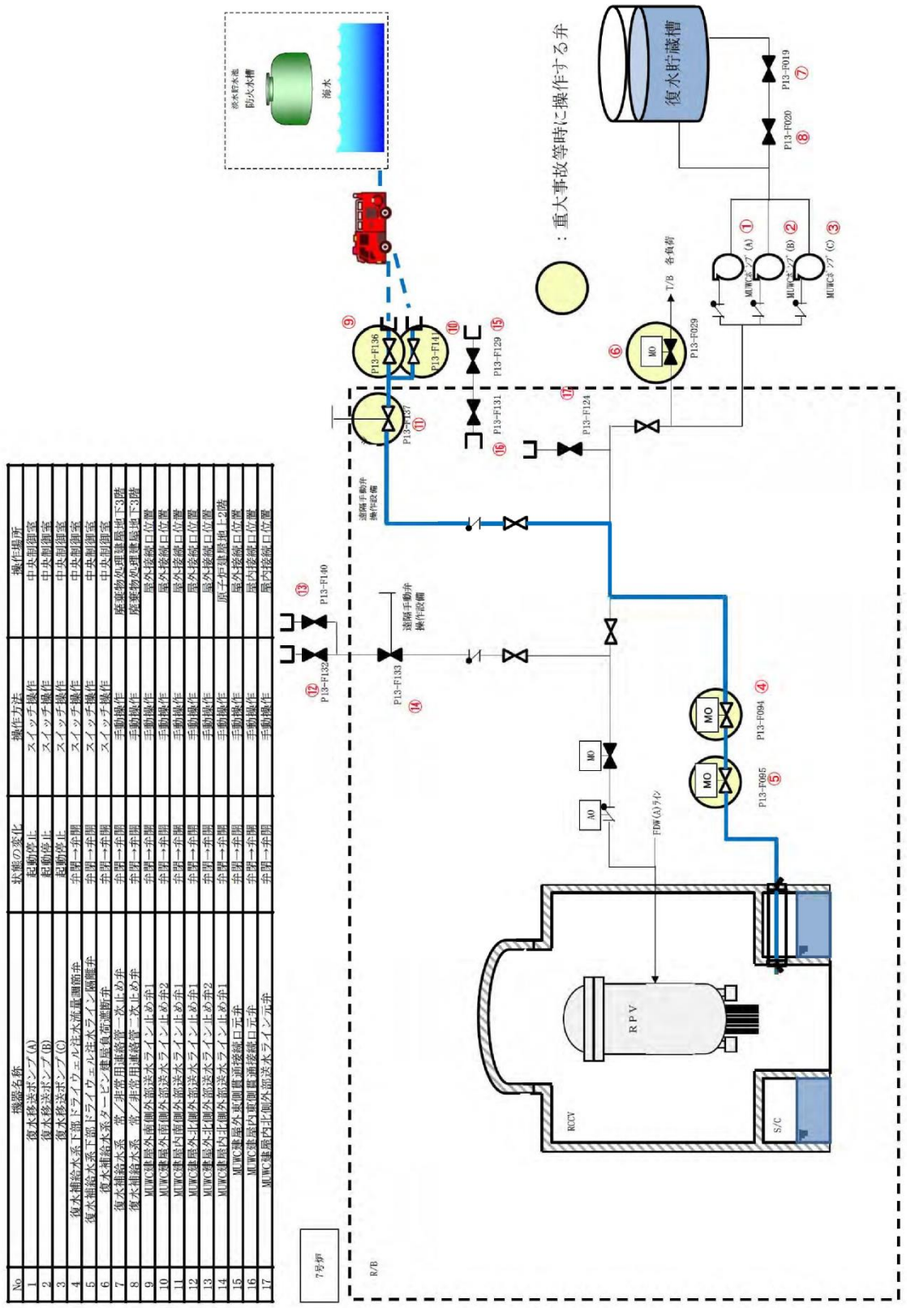
No.	機器名称
1	大量送水車
2	MUW　PCV代替冷却外側隔離弁
3	APFS　B－注水ライン止め弁

状態の変化	操作方法	操作場所
停止→起動	スイッチ操作	屋外
弁開→弁開	スイッチ操作	中央制御室
弁開→弁閉	手動操作	屋外接続口位置

図４　ペデスタル代替注水系（可搬型）Ｂ系を使用したペデスタル内への注水の系統概要図（屋内接続口使用時）

・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　格納容器下部注水系（常設）の系統概要図（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４　格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図（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
51-5 試験及び検査	51-5　試験及び検査 （格納容器代替スプレイ系（可搬型）は 49 条にて整理）	・設備の相違 格納容器代替スプレイ系（可搬型）については，49 条設備であることから，49 条の補足説明資料に記載している

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

柏崎刈羽原子力発電所第６号機　点検計画

機器又は系統名	実施数（機器名）	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備　考 （ ）内は適用する設備診断技術
	復水脱塩塔（C）樹脂ストレーナ	3	開放点検	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	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装　１式	C, 1,3	特性試験	１C 又は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ポンプ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
東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所第６号機 第９保全サイクル定期事業者検査要領書 検　査　名：原子炉冷却系統設備検査（その１） 要領書番号：　Ｋ６－９－１１２－Ｃ－Ｒ		・設備の相違 　島根２号炉の低圧原子炉代替注水ポンプは新規設置のため点検計画は新たに作成する

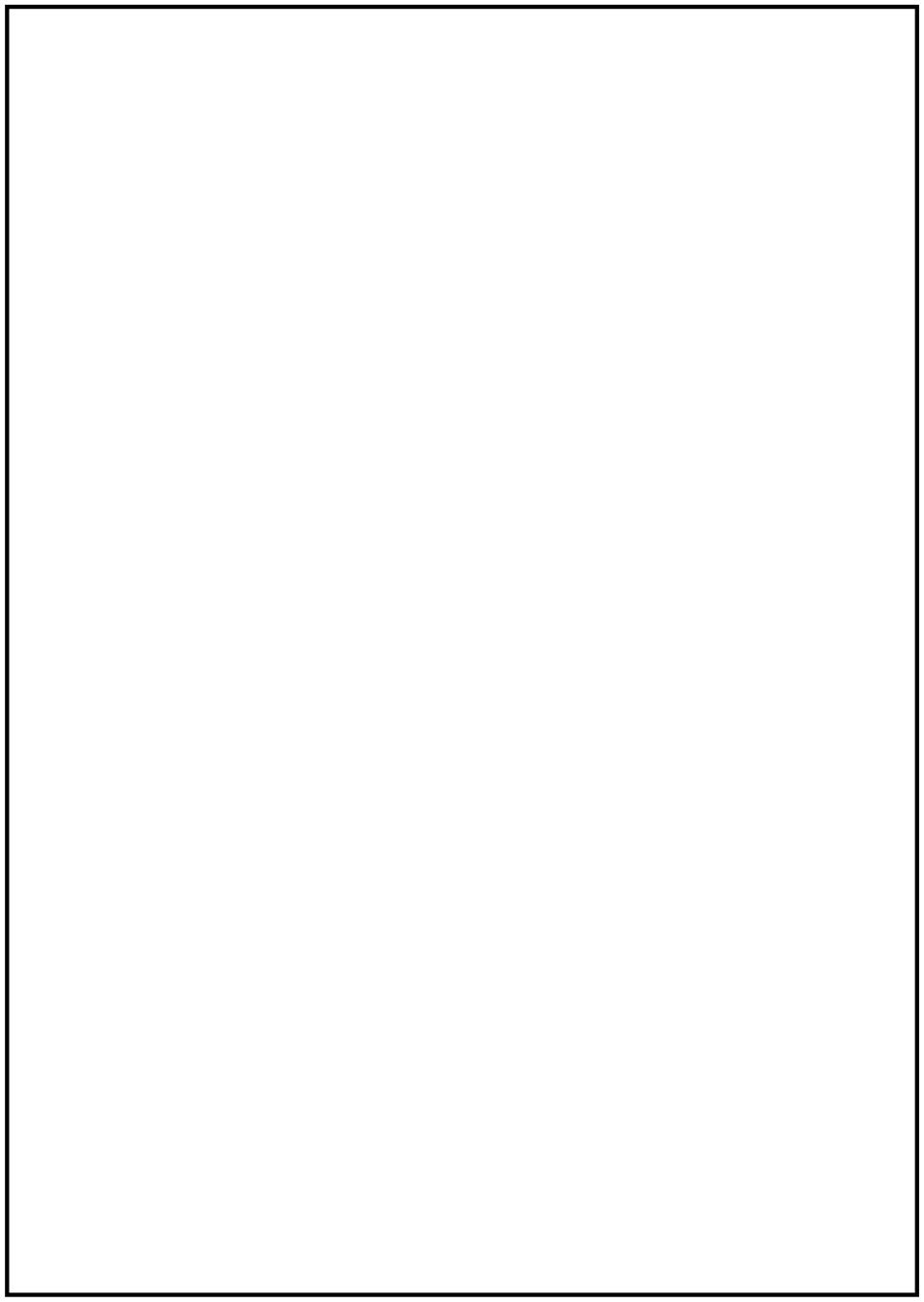
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

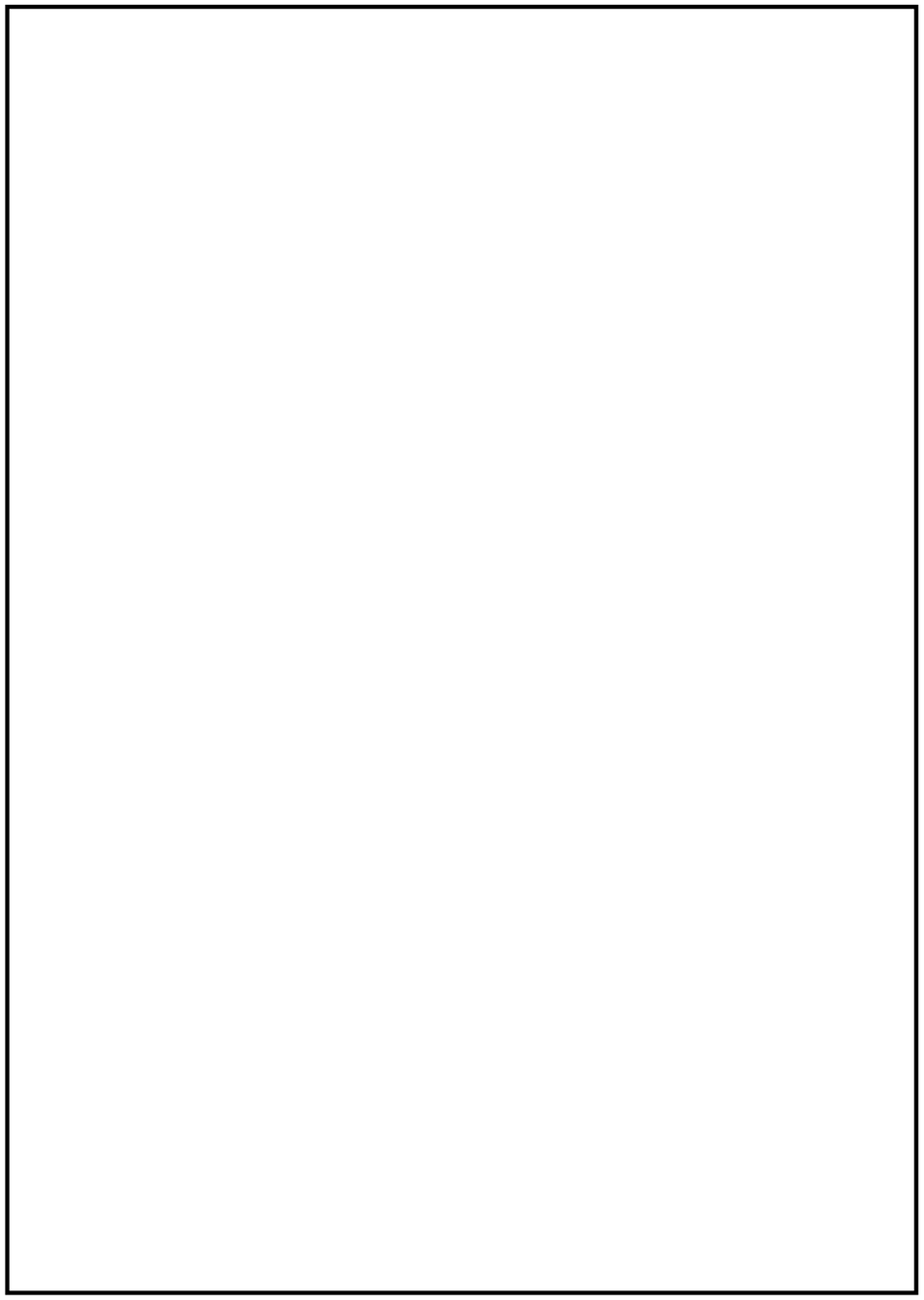
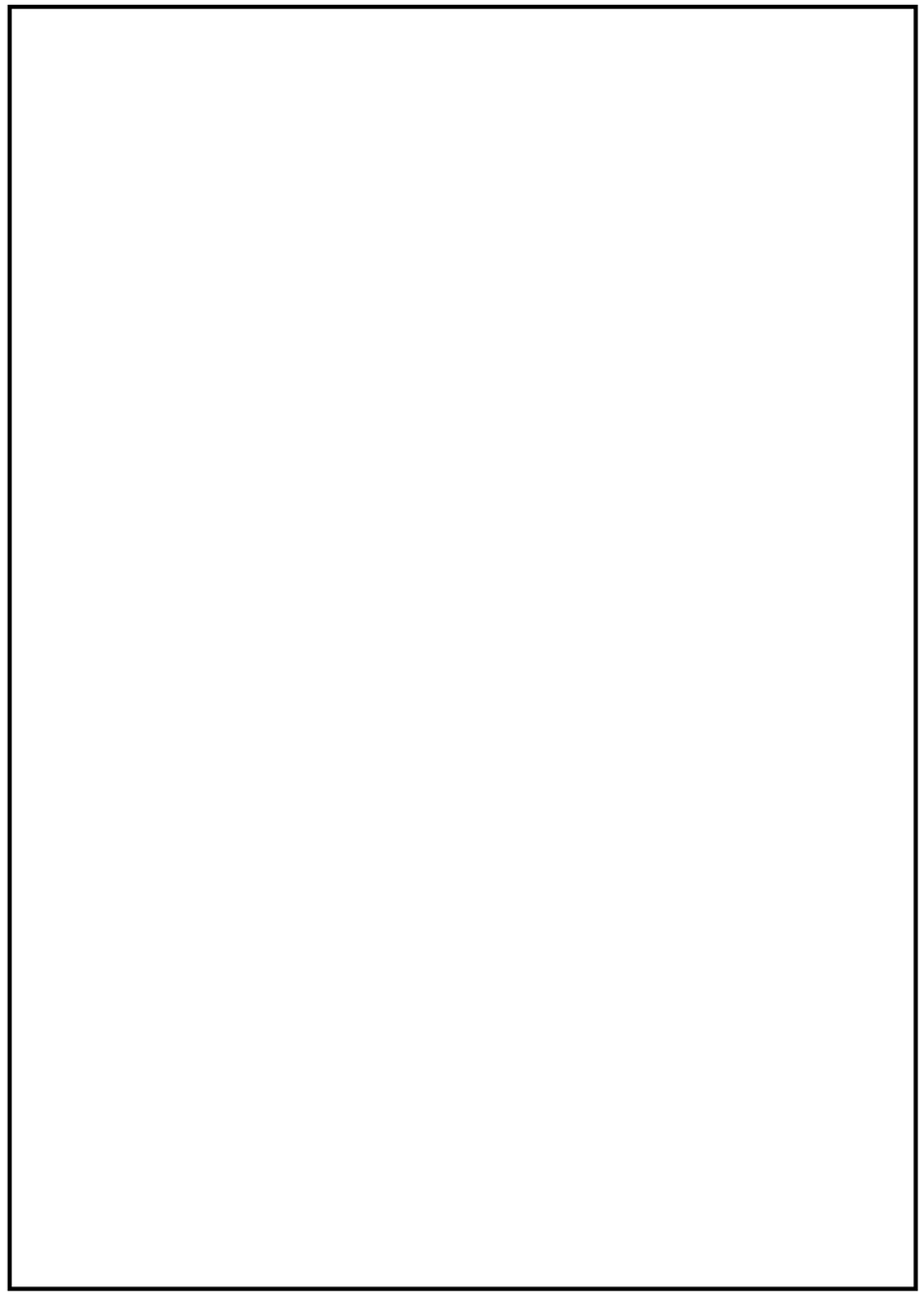
柏崎刈羽原子力発電所第７号機　点検計画

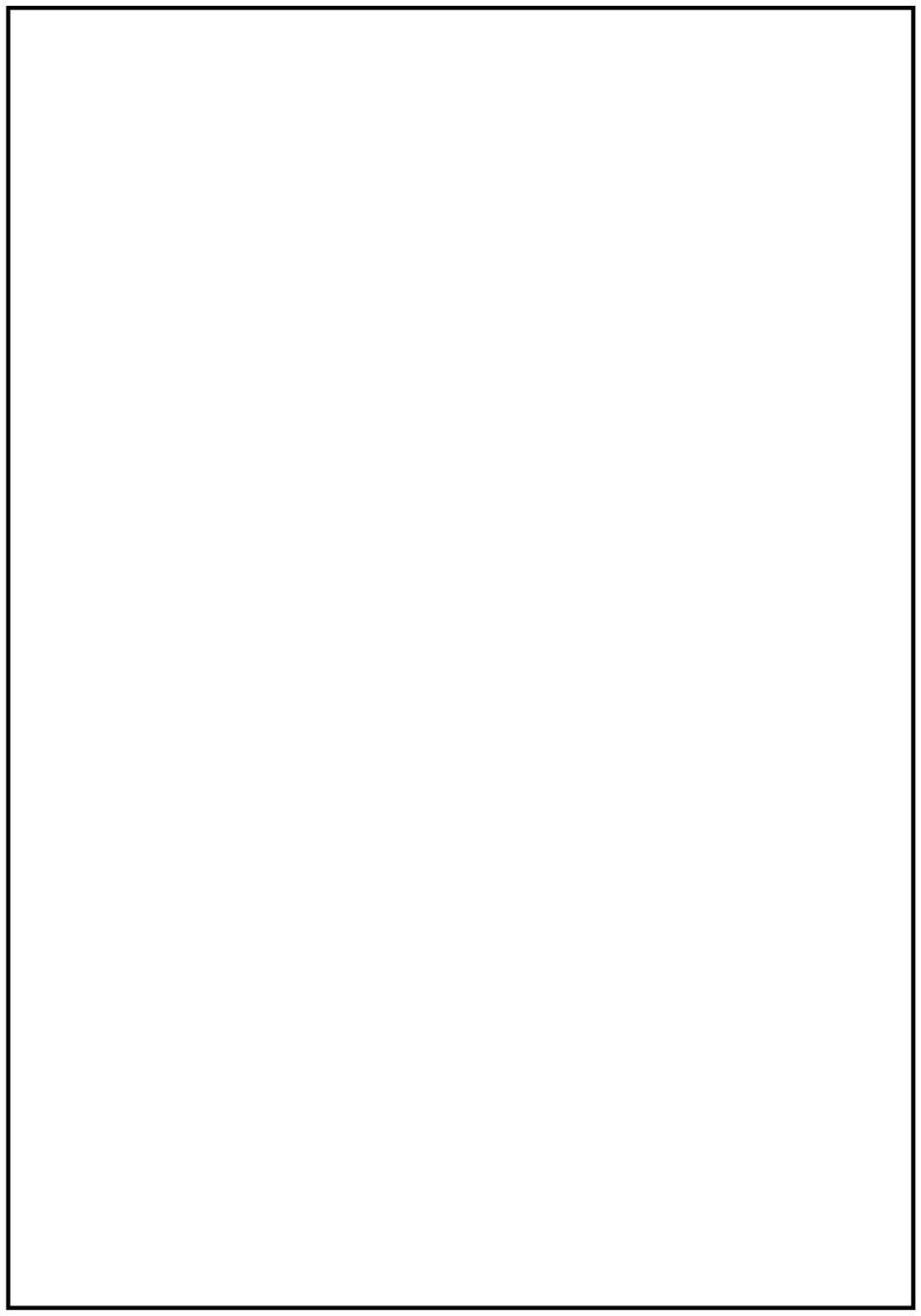
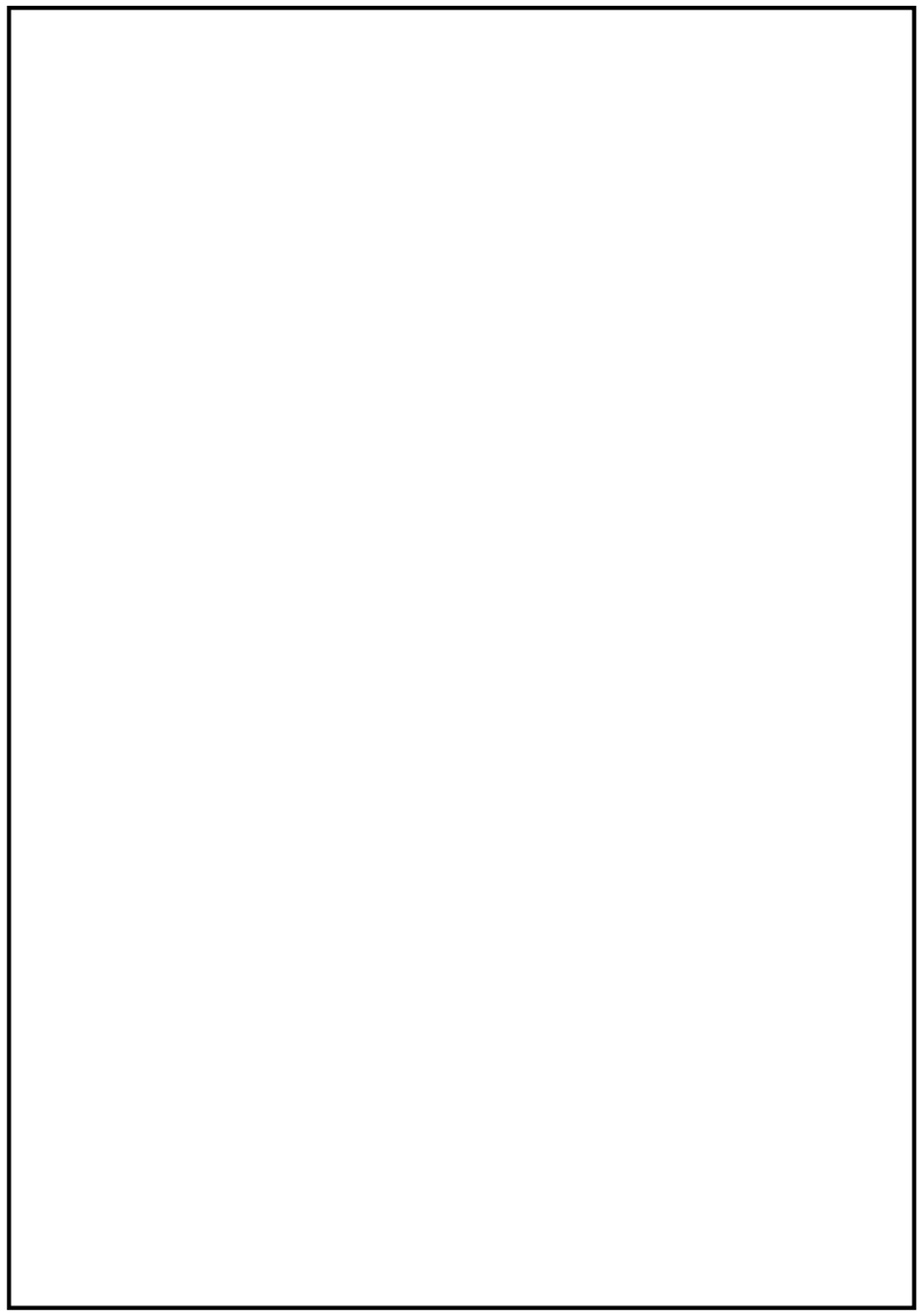
機器又は系統名	実施数（機器名）	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備　考 （ ）内は適用する設備診断技術
	復水ろ過器（C）	3	開放点検	７８M	－	定検停止中
	復水脱塩塔（A）	3	開放点検	６５M	－	定検停止中
	復水脱塩塔（B）	3	開放点検	６５M	－	定検停止中
	復水脱塩塔（C）	3	開放点検	６５M	－	定検停止中
	復水脱塩塔（D）	3	開放点検	６５M	－	定検停止中
	復水脱塩塔（E）	3	開放点検	６５M	－	定検停止中
	復水脱塩塔（F）	3	開放点検	６５M	－	定検停止中
	復水脱塩塔（A）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５M	－	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	ＥＣＩ	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（ASME）	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（ASME）	定検停止中

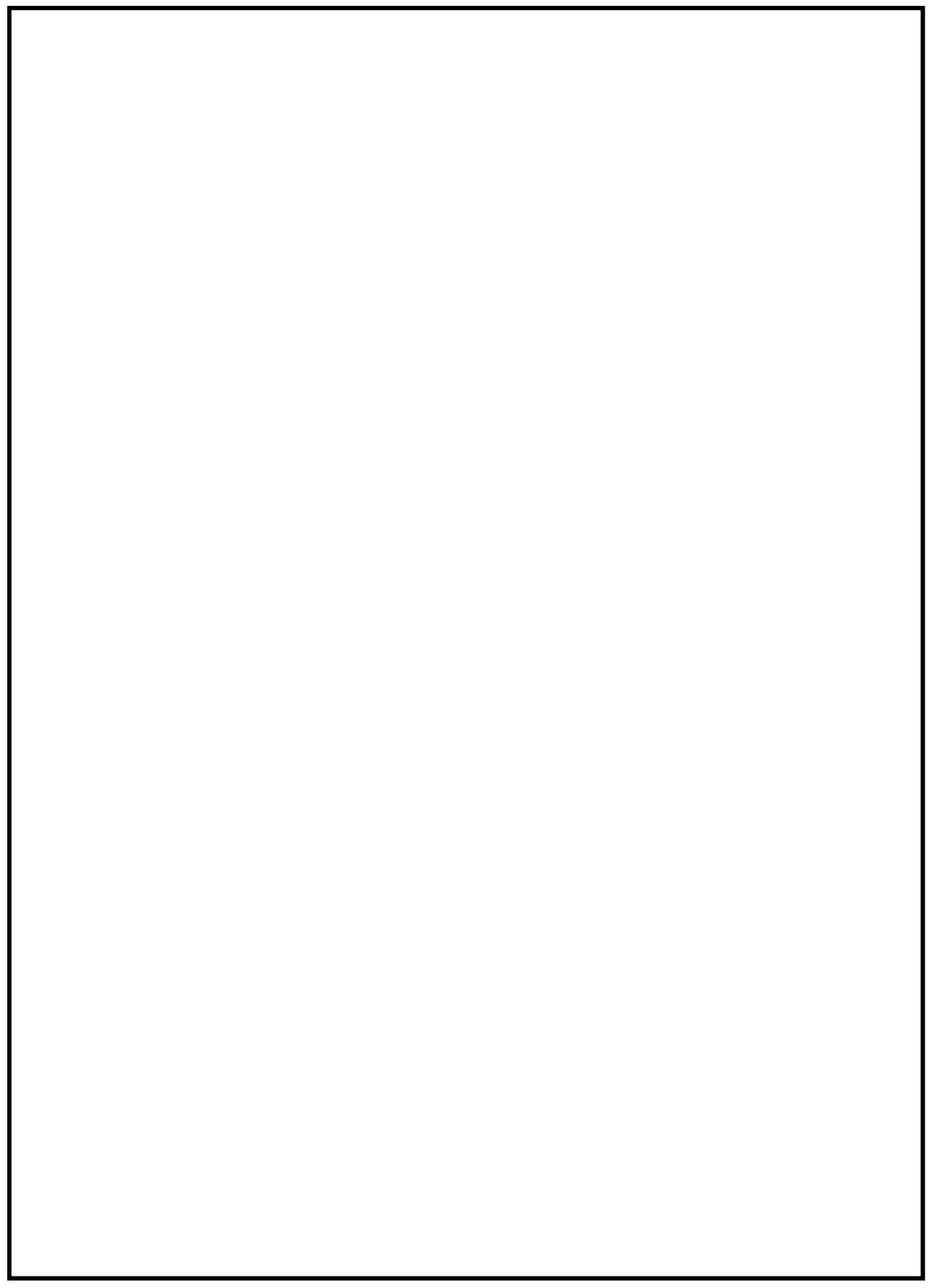
・設備の相違
　島根２号炉の低圧原子炉代替注水ポンプは新規設置のため点検計画は新たに作成する

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
東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所第７号機 第９保全サイクル定期事業者検査要領書 検　査　名：原子炉冷却系統設備検査（その１） 要領書番号：　Ｋ７－９－１１２－Ｃ－Ｒ		・設備の相違 　島根２号炉の低圧原子炉代替注水ポンプは新規設置のため点検計画は新たに作成する

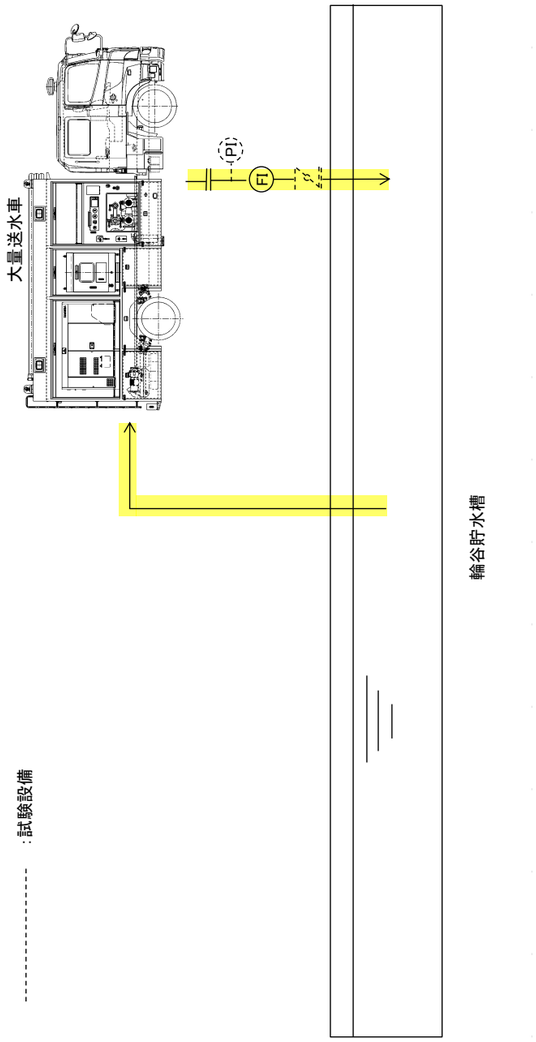
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図１　構造図（復水移送ポンプ）		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図２　運転性能検査系統図（格納容器下部注水系（常設）（６号炉））	 図１　運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（常設））	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図３　運転性能検査系統図（格納容器下部注水系（常設）（７号炉））	 図２　運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（常設））	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 図３　構造図（低圧原子炉代替注水ポンプ）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図４　運転性能検査系統図（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（６号及び７号炉））	図４　運転性能検査系統図（大量送水車）	



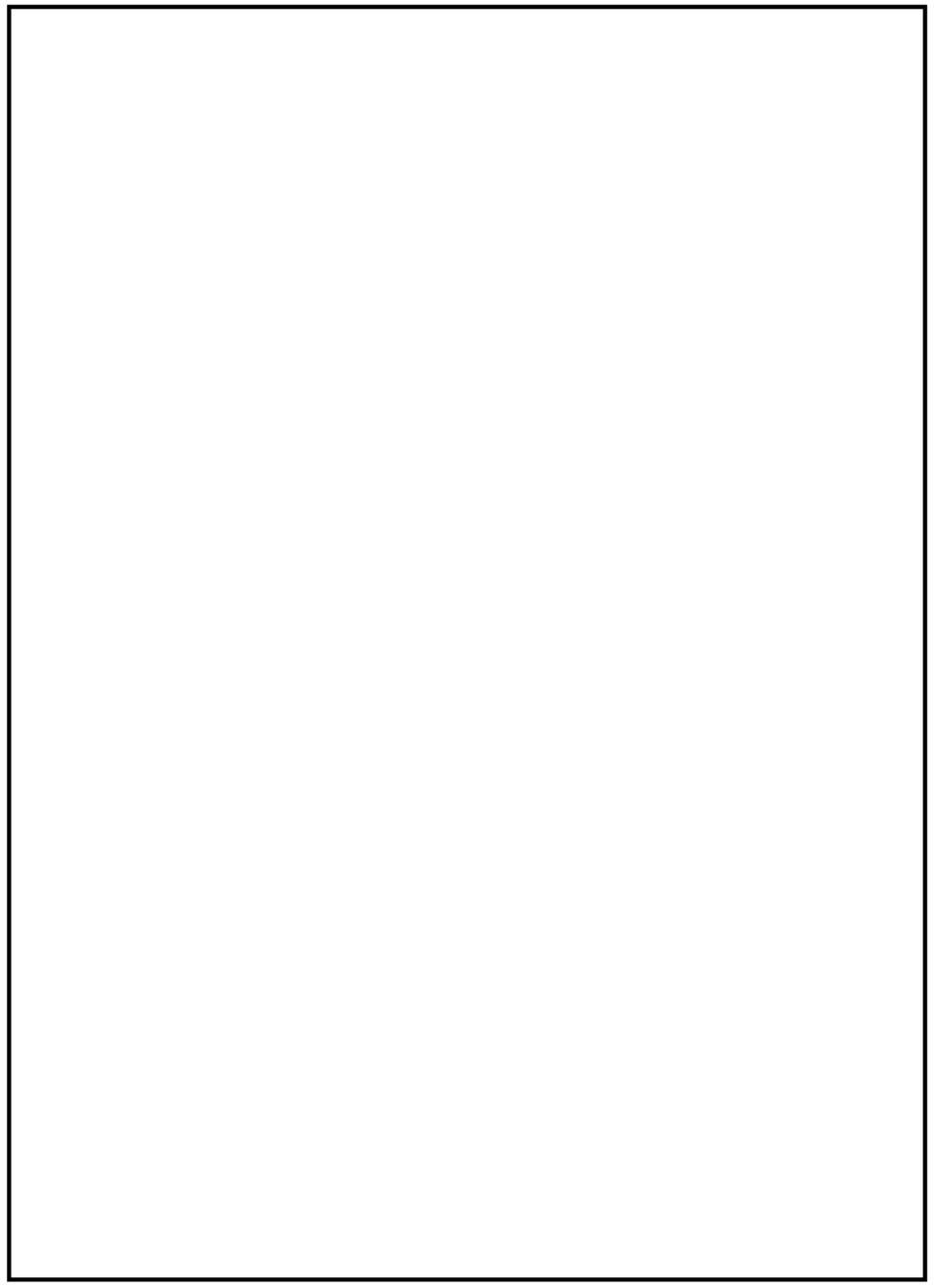
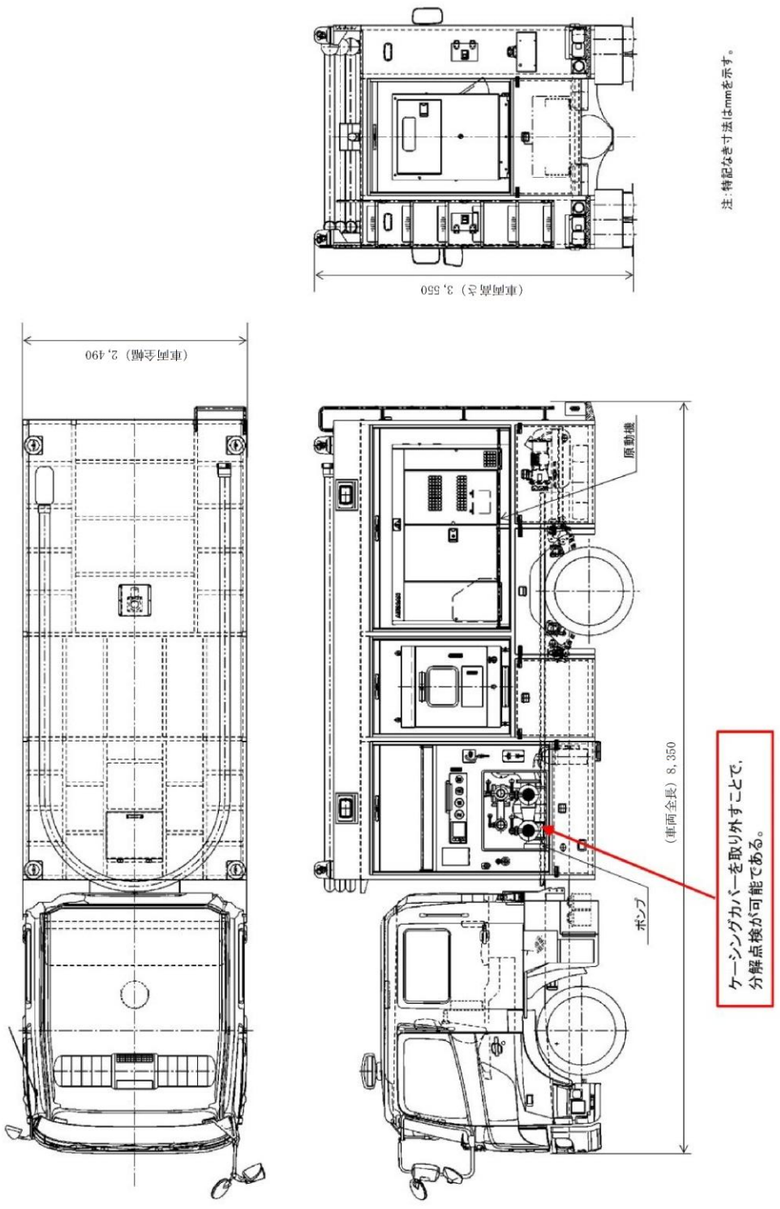
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		

図５　運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（可搬型））

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図５　構造図（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	図６　構造図（大量送水車）	



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
51-6 容量設定根拠	51-6 容量設定根拠 （格納容器代替スプレイ系（可搬型）は 49 条にて整理）	・設備の相違 格納容器代替スプレイ系（可搬型）については，49 条設備であることから，49 条の補足説明資料に記載している

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

名　　称		復水移送ポンプ （格納容器下部注水系（常設））
容量	m^3/h/台	90（注 1）（125（注 2））
全揚程	m	6 号炉：82，7 号炉：74（注 1） （85（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	6 号炉：□以上，7 号炉：□以上（注 1） （55（注 2））
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設 定 根 拠】

復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

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

なお，格納容器下部注水系（常設）として使用する復水移送ポンプは，１プラントあたり３台設置しており，このうち必要台数は１台であり，２台を予備として確保する。

名　　称		低圧原子炉代替注水ポンプ （ペデスタル代替注水系（常設））
容　　量	m^3/h/台	230 以上（注１）（230（注２））
全　揚　程	m	□以上（注１）（190（注２））
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	□以上（注１）（210（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】

（概　要）

低圧原子炉代替注水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

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

なお，ペデスタル代替注水系（常設）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは，２台設置しており，このうち必要台数は１台であり，１台を予備として確保する。

・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

1.容 量　90 m³/h（注 1）（125 m³/h（注 2））

格納容器下部注水する場合の復水移送ポンプの容量は，格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において，有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注入流量が約 2 時間で 180m³ であることから，1 時間あたり 90m³/h 必要とする。

したがって，設計基準対象施設で使用する復水移送ポンプの公称値 125m³/h の内数であることから，原子炉格納容器下部へ注水する場合の公称値も同様に 125m³/h とする。

なお，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析において，原子炉格納容器の破損前の 0.62MPa(2Pd)を超える前に，原子炉格納容器下部には 2m の水位を確保することとしている。

2. 揚 程　6 号炉：82m，7 号炉：74m（注 1）（85（注 2））

原子炉格納容器下部へ注水する場合の復水移送ポンプの揚程は，水源と移送先の圧力差（大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力差），静水頭，機器圧損，配管・及び弁類圧損を基に設定する。

【6 号炉】

＜格納容器圧力が約 2Pd（約 0.62MPa）の場合＞

水源と移送先の圧力差	約	m
静水頭	約	m
機器及び配管・弁類圧損	約	m
合 計	約 82	m

【設 定 根 拠】（続き）

1．容量　230m³/h/台以上（注１）／230m³/h/台（注２）

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は，以下を考慮して決定する。

（１）原子炉格納容器下部注水必要容量：200m³/h 以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として格納容器スプレイにて原子炉格納容器下部に注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は，格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析（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原子炉格納容器下部への注水流量が 120m³/h であることから，１台あたり 200m³/h 以上を注水可能な設計とし，１台使用する設計とする。

（２）低圧原子炉代替注水ポンプの最小流量：30m³/h/台

以上より，ペデスタル代替注水系（常設）として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの容量は，（１）の必要容量に（２）を加えた容量とし，230m³/h/台以上とする。

2．全揚程 □ m 以上（注１）／190m（注２）

原子炉格納容器スプレイにて原子炉格納容器下部へ注水する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は，水源と移送先の圧力差，静水頭，配管及び機器圧損を基に設定する。

原子炉格納容器と水源の圧力差	:	m
静水頭	:	m
配管・機器圧力損失	:	m
	:	m

以上より，ペデスタル代替注水系（常設）として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は，□ m 以上とする。

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

【7 号炉】
＜格納容器圧力が約 2Pd（約 0.62MPa）の場合＞

水源と移送先の圧力差 約 [ ] m
静水頭 約 [ ] m
機器及び配管・弁類圧損 約 [ ] m
合 計 約 74 m

以上より，原子炉格納容器下部へ注水する場合の復水移送ポンプの揚程は 6 号炉で 82m，7 号炉で 74m である。

3. 最高使用圧力 1.37MPa
設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は，ポンプ締切運転時の揚程約 [ ] m（約 [ ] MPa）に静水頭約 [ ] m（約 [ ] MPa）を加えた約 [ ] MPa を上回る圧力として 1.37 MPa としており，重大事故等時に格納容器下部注水系（常設）として原子炉格納容器に注入する場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃
設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は，水源の復水貯蔵槽の最高使用温度に合わせ 66℃としており，重大事故等時に格納容器下部注水系として原子炉格納容器に注入する場合の温度もこれと同様である。

また，格納容器下部注水系（常設）は，代替格納容器スプレイ系（常設）と同時に使用する可能性があるため，同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の同時使用について」で示す。

【設　定　根　拠】（続き）

3．最高使用圧力　3.92MPa
低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力は，ポンプ締切運転時の揚程約 [ ] に静水頭約 [ ] を加えた約 [ ] MPa を上回る圧力として 3.92MPa としており，重大事故等時にペデスタル代替注水系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の圧力もこれと同等である。

4．最高使用温度　66℃
低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用温度は，主配管「低圧原子炉代替注水槽から低圧原子炉代替注水ポンプ」の最高使用温度に合わせ，66℃とする。

5．原動機出力　210kW/台
低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は，以下の式により，容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^3 \times \rho \times g \times Q \times H$$

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

（引用文献：日本工業規格　ＪＩＳ　Ｂ0131（2002）「ターボポンプ用語」）

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

P	：軸動力（kW）		
P_w	：水動力（kW）		
ρ	：密度（kg/m^3）	＝	1000
g	：重力加速度（m/s^2）	＝	9.80665
Q	：容量（m^3/s）	＝	230／3600
H	：揚程（m）	＝	190
η	：ポンプ効率（%）（設計計画値）	＝	[ ]

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{230}{3600}\right) \times 190}{[\ ] / 100} = [\ ] \fallingdotseq [\ ] \text{kW}$$

以上より，低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は，軸動力を上回る出力とし，210kW/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

5. 原動機出力 6 号炉：[redacted] kW 以上，7 号炉：[redacted] kW 以上（注 1）（55 kW（注 2））

【6 号炉】

格納容器下部注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 90m³/h，揚程 94m のときの必要軸動力は，以下のとおり約[redacted] kW となる。

$$P = 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100)$$
$$= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((90/3,600) \times 94) / ([redacted]/100)$$
$$= [redacted]\ kW \fallingdotseq [redacted]\ kW$$

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） ＝90
H ： ポンプ揚程（m） ＝94
η ： ポンプ効率（%）（設計計画値） ＝約[redacted]（図 1 参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））

[redacted]

図 1　復水移送ポンプ性能曲線（6 号炉）

【設　定　根　拠】（続き）

[redacted]

図 1　低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

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

【7 号炉】

格納容器下部注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 90m³/h，揚程 93m のときの必要軸動力は，以下のとおり約 [redacted] kW となる。

P= 10^(-3)×ρ×g×((Q／3,600)×H)／(η／100)
－10^(-3)×1,000×9.80665×((90/3,600)×93)／([redacted]/100)
=[redacted] kW≒[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） ＝90
H ： ポンプ揚程（m） ＝93
η ： ポンプ効率（%）（設計計画値） ＝約 [redacted]（図 2 参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））

[redacted]

図 2　復水移送ポンプ性能曲線（7 号炉）

以上より，格納容器下部注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの軸動力は，設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の公称値 55kW/台以下であることから，格納容器下部注水系（常設）として使用する場合の原動機出力は，設計基準対象施設として使用する場合と同様の 55kW/台とする。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

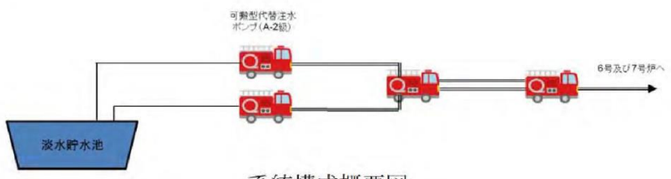
名　　称		可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
容量	m^3/h	90（注 1），（120（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	1.67（注 1），（0.85（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW	100
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：規格値を示す

【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。

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，複数の代替淡水源（淡水貯水池又は防火水槽）を水源として原子炉建屋外壁に設置されている複数の接続口に接続し，復水補給水系配管及び格納容器下部注水系配管を経由して原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで，溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し，溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

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，原子炉格納容器下部への注水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。



系統構成概要図

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]	1.33 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。

ペデスタル代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

大量送水車は複数の代替淡水源（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２））を水源として原子炉建物外壁に設置されている複数の接続口に接続し，復水輸送系配管及び補給水系配管を経由して，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し，溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

なお，大量送水車は，重大事故等時において，原子炉格納容器下部への注水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１台使用する。

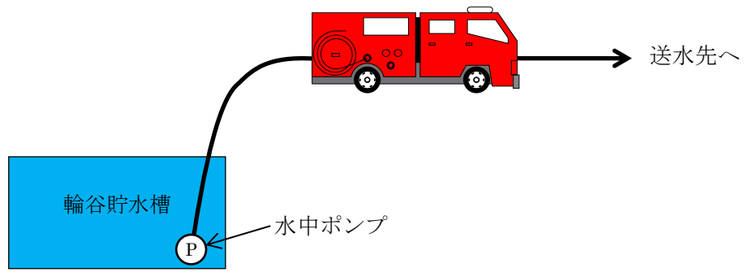


図１　ペデスタル代替注水系（可搬型）によるスプレイ　系統概要図

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

1. 容量　90m³/h（注 1）／（120m³/h（注 2））

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重要事故シーケンスのうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において，有効性が確認されている原子炉格納容器下部への必要な注入流量である 90m³/h 以上とする。

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 120m³/h（注 2）以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力　6 号炉：1.67MPa（注 1）／（0.85MPa（注 2））

格納容器下部注水系（可搬型）として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，淡水又は海水を原子炉格納容器に注水する場合の，水源と注水先の圧力差（大気開放である淡水貯水池等と注水先の圧力），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。

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，6 号炉原子炉建屋東側の接続口へ接続した場合の必要吐出圧力を以下に示す。

【6 号炉（東側）】
＜格納容器圧力が約 2Pd（約 0.62MPa）＞
・MUWC 可搬式接続口（東）（屋内ホース引き回し）の場合

最終吐出端必要圧力	約	[redacted]	MPa
静水頭	約		MPa
ホース圧損	約		MPa※1
ホース湾曲による影響	約		MPa※1
機器類圧損	約		MPa
合計	約	1.67	MPa

※1　ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 51-6-12,13 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。

1．容量　120m³/h/台以上（注１）／168m³/h/台以上（注２）

大量送水車の容量の要求値は，格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析（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原子炉格納容器下部への注入量 120m³/h 以上とする。

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 168m³/h/台以上を容量の公称値とする。

2．吐出圧力　1.33Mpa 以上（注１）／0.85MPa（注２）

ペデスタル代替注水系（可搬型）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。

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・弁類圧損を考慮した結果，最も保守的となる，[redacted] 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。

【[redacted] の場合】

最終吐出端必要圧力	約	[redacted]	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	1.33	MPa	

※１：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 51-6-9,10 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。

以上より，大量送水車の吐出圧力の要求値は，約 1.33MPa 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性能である 0.85MPa 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。

柏崎刈羽原子力発電所　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 1.67MPa 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。

図３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。

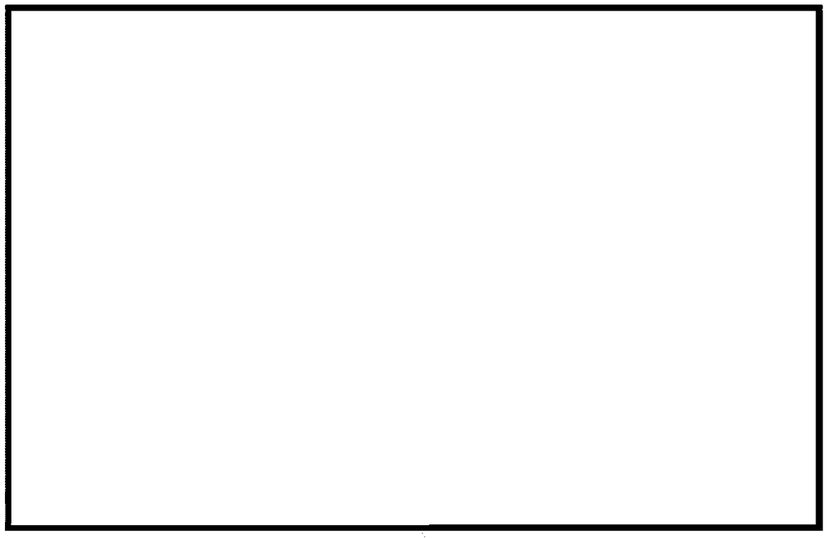


図３　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）性能曲線

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３より，ポンプの必要回転数は，格納容器下部注水系（可搬）を用いる場合の必要流量（90m³/h）及び吐出圧力（1.67MPa）を満足する 3200rpm とする。

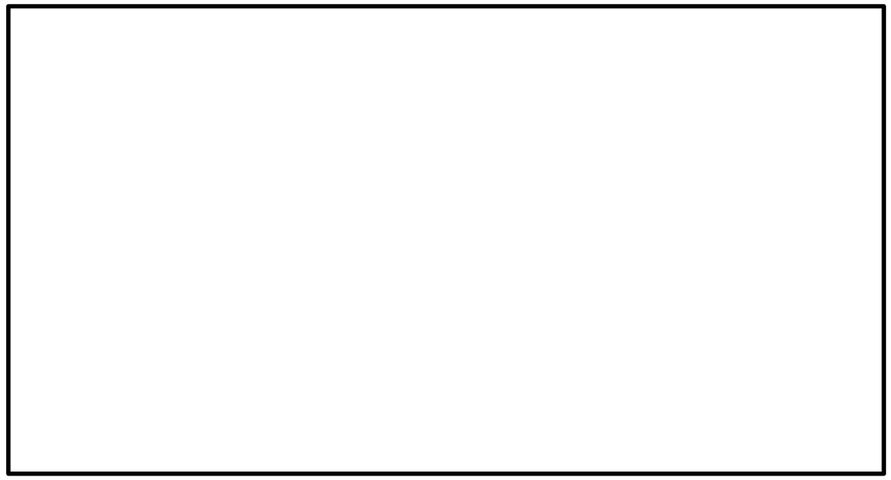


図２　大量送水車性能曲線

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 1.2m 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 7.8m 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 1.2m であることに対し，送水ポンプと輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.8m 下位）となる場合でも，送水ポンプに対する有効 NPSH が約 15.3m※となる。

以上により，必要 NPSH（約 1.2m）＜有効 NPSH（約 15.3m）となる。

※内訳は以下のとおり。

取水ポンプの全揚程	約	[redacted]	m
大気圧	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	-0.8	m
合計	約	15.3	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



図４　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）ＮＰＳＨ

3200rpm 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 とする。

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。

柏崎刈羽原子力発電所　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，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 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. 最高使用圧力　2.0MPa

原子炉格納容器下部への注水に必要となる吐出圧力は 1.67MPa 以上であり，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた注水先への注水シナリオのうち，吐出圧が最大となることから，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用圧力は 1.67MPa 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，水源である淡水の温度が常温程度であるため，60℃とする。

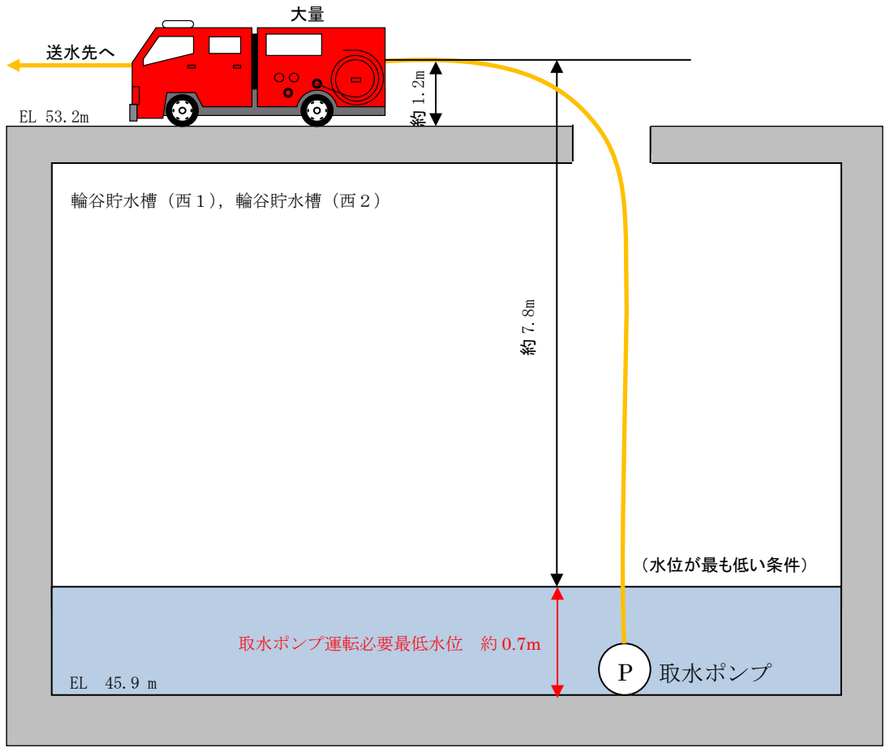


図３　大量送水車設置概要図

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。

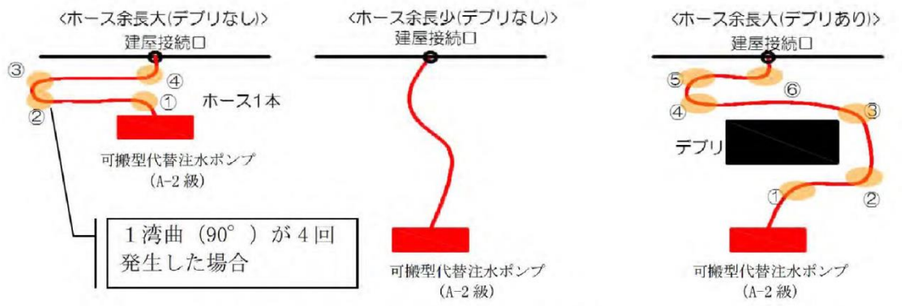
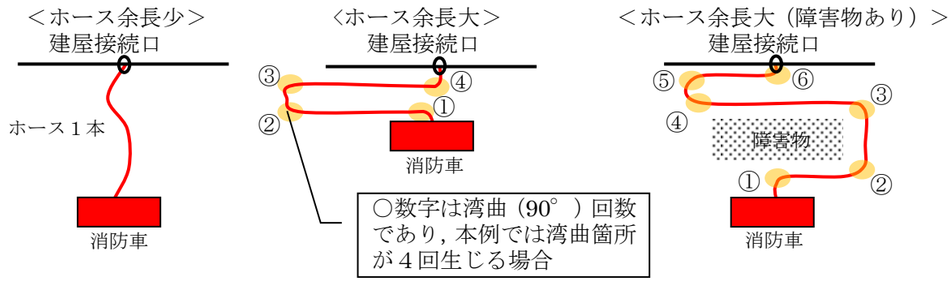
5．最高使用温度　40℃

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/台

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
5. 原動機出力　100kW/台 格納容器下部注水系（可搬）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の原動機については，必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして 100kW とする。		

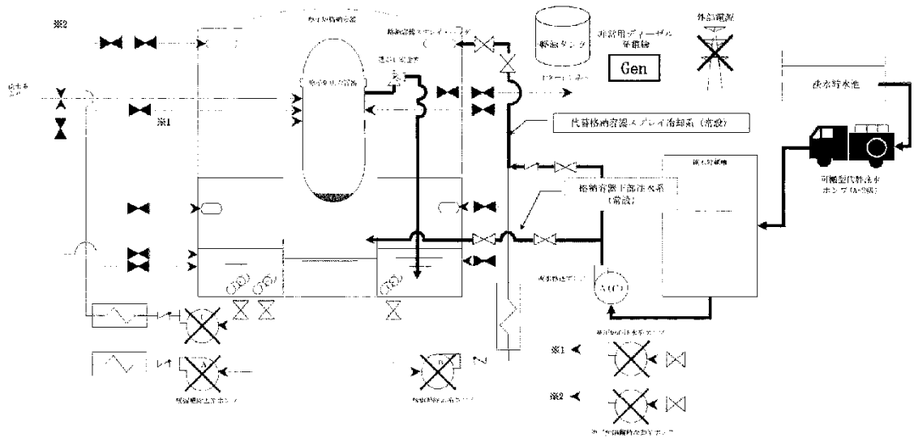
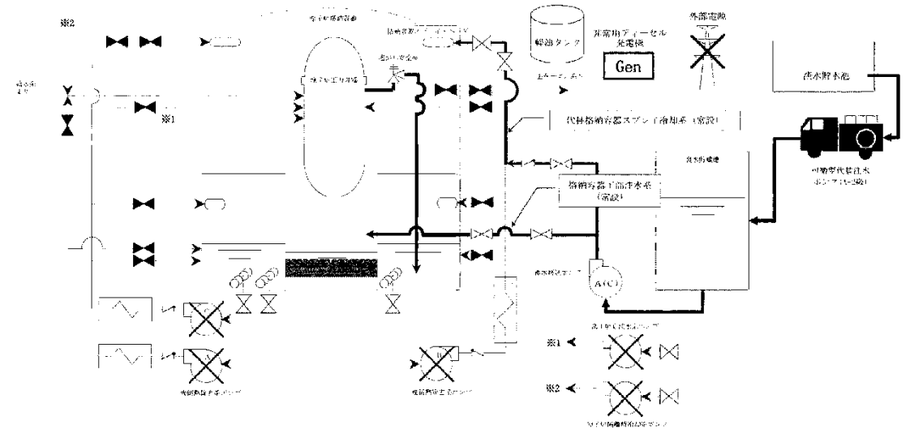
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について	ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方	・評価方法の相違
消防用ホースの圧力損失の評価については，実際に配備するホースのメーカが様々であること，また，今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し，最も一般的な仕様である，『新・消防機器使覧「消防水力学」（東京消防庁監修，東京消防機器研究会編著）』における理論値を使用する。	消防用ホースの圧力損失の評価については，実際に配備するホースのメーカが様々であること，また，今後のホース調達先や年式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４　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＞ $hc=fc\times v^2/(2g)$	＜１湾曲（90°）あたりの圧力損失：h_b＞ $h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}[m] = f_b \cdot \frac{v^2}{2000} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}[MPa]$	
○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。	○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１のうち数値の大きい方を使用する。 $f_b = \left\{0.131+0.1632\left(\frac{d}{R}\right)^{3.5}\right\} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}$	
○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ラインで送水した場合，１ラインあたり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のホースを使用する場合 r=0.038［m］となる。よって，　A=0.00454［m^2］	表１　ベンド損失係数 f_b （出典：新・消防機器便覧より）	

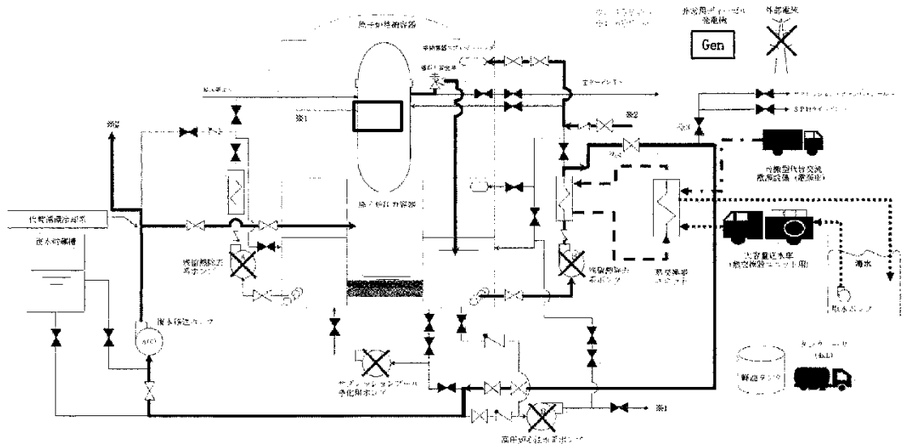
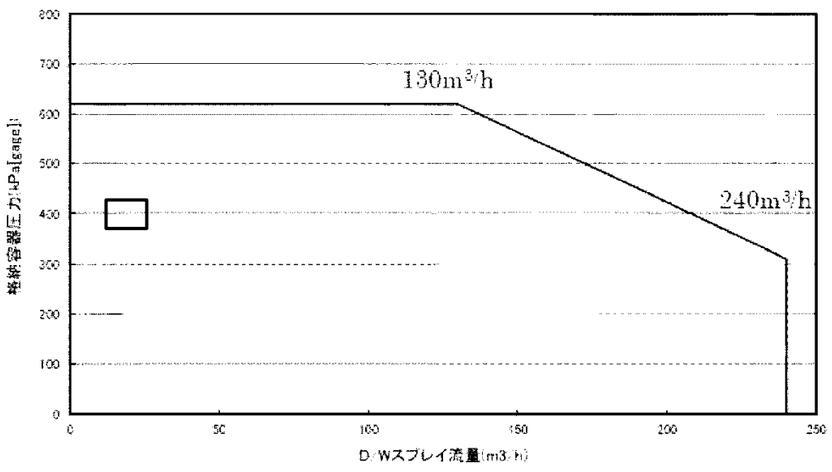
壁面	R/d / θ°	1	2	4	6	10
なめらか	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.085	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
あらい	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R：管中心線の曲率半径（m）

柏崎刈羽原子力発電所　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×v² /(2 g) より，重力加速度 9.8[m/s²] を用いて hc=0．068×（2．7533²/(2×9．8)）×3 =0.079[m]	（例として 150A，流量 120m³/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 ペデスタル代替注水系（可搬型）で使用する場合は Q＝120[m³/h]＝2.0[m³/min]となる。 A：管路の断面積について A＝πr² 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[m²] 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。 $h_b(MPa) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$ $h_b(MPa) = 0.00023[MPa]$	

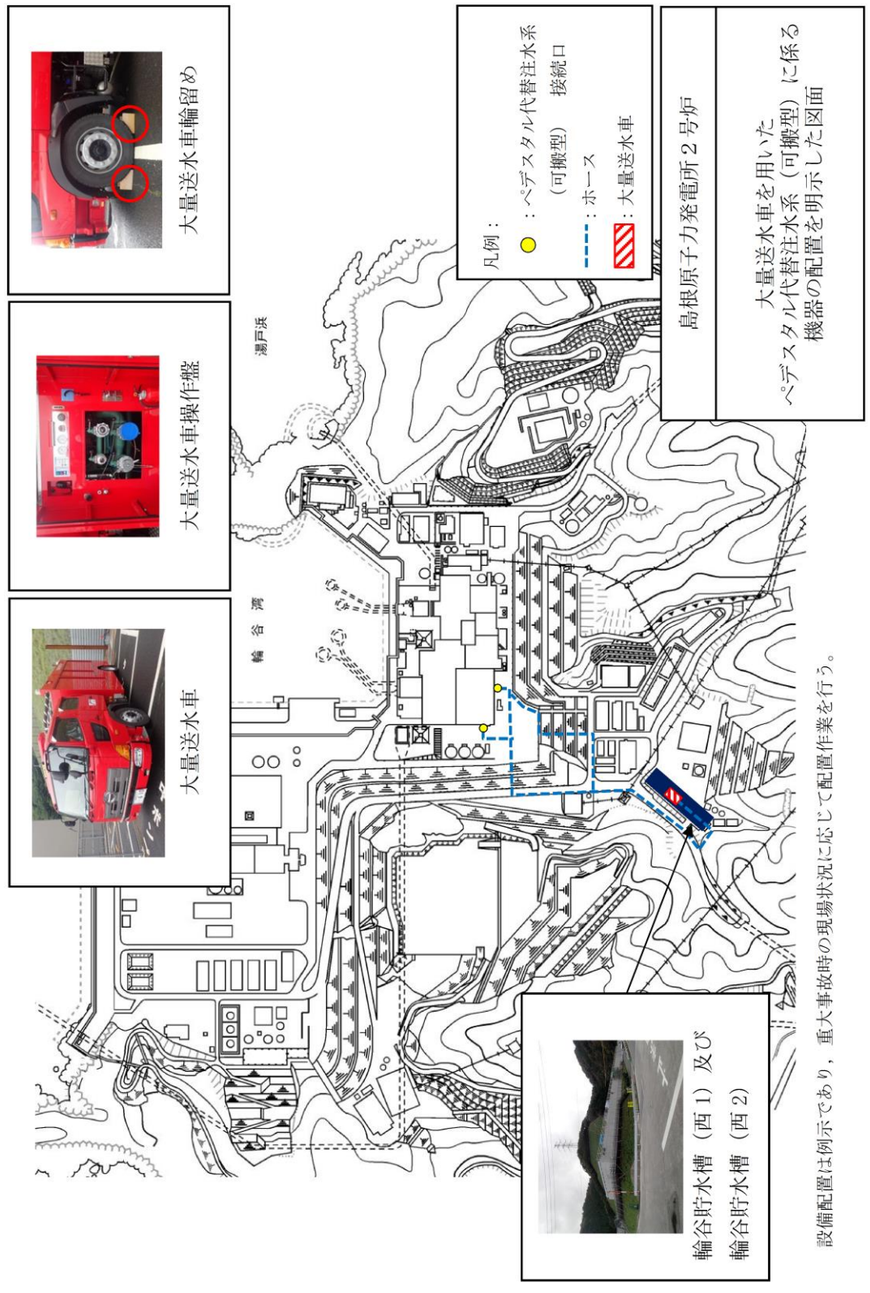
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付(1) 格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイ冷却の同時使用について 格納容器下部注水（常設）は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイと同時に行われることを想定している。格納容器下部注水（常設）を行う場合において，原子炉圧力容器の破損前は，格納容器下部注水系により90m³/hで格納容器下部に注水し水位2mの水張りを実施し，同時に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により70m³/hで原子炉格納容器内にスプレイすることで原子炉格納容器温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。 また，原子炉圧力容器の破損後は，格納容器下部注水系（常設）により崩壊熱相当（注水開始時期を考慮すると最大50m³/h）の注水を行い，原子炉格納容器圧力が465kPa[gage] に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量を130m³/h以上にすることにより，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。 したがって，格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は表１のとおり同時に実施することを考慮している。系統図を図１～２に示すが，いずれの系統も復水移送ポンプを用いるため，表１で示すとおりに格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ（常設）を同時に実施する能力があることを評価により確認する。評価に当たっては，格納容器圧力が高く注水特性評価が保守的となる原子炉圧力容器の破損後のケースを用いる。したがって，格納容器下部注水50m³/hと代替格納容器スプレイ130m³/hの同時注水の成立性を確認するために，復水移送ポンプ特性と格納容器下部注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図３のとおりであり，格納容器下部注水が50m³/h である場合，原子炉格納容器圧力が2Pd(620kPa[gage]) 時においても，代替格納容器スプレイ（常設）は130m³/hでスプレイできることが確認できた。 よって，原子炉格納容器下部への注水時に必要となる格納容器下部注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の同時注水について，各々の必要流量が確保可能であることを確認した。 表１　格納容器下部注水，代替格納容器スプレイの同時注水時の必要流量 系統 / 格納容器下部注水 / 代替格納容器スプレイ 原子炉圧力容器の破損前 / 90m³/h / 70m³/h 原子炉圧力容器の破損後 / 崩壊熱相当（最大50m³/h） / 130m³/h		・運用の相違 島根２号炉のペデスタル代替注水系（常設）は，他の機能と同時使用は行わない

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１　格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の 重大事故等対処設備の概略系統図 （原子炉圧力容器の破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水）		
 図２　格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の 重大事故等対処設備の概略系統図 （原子炉圧力容器の破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水）		

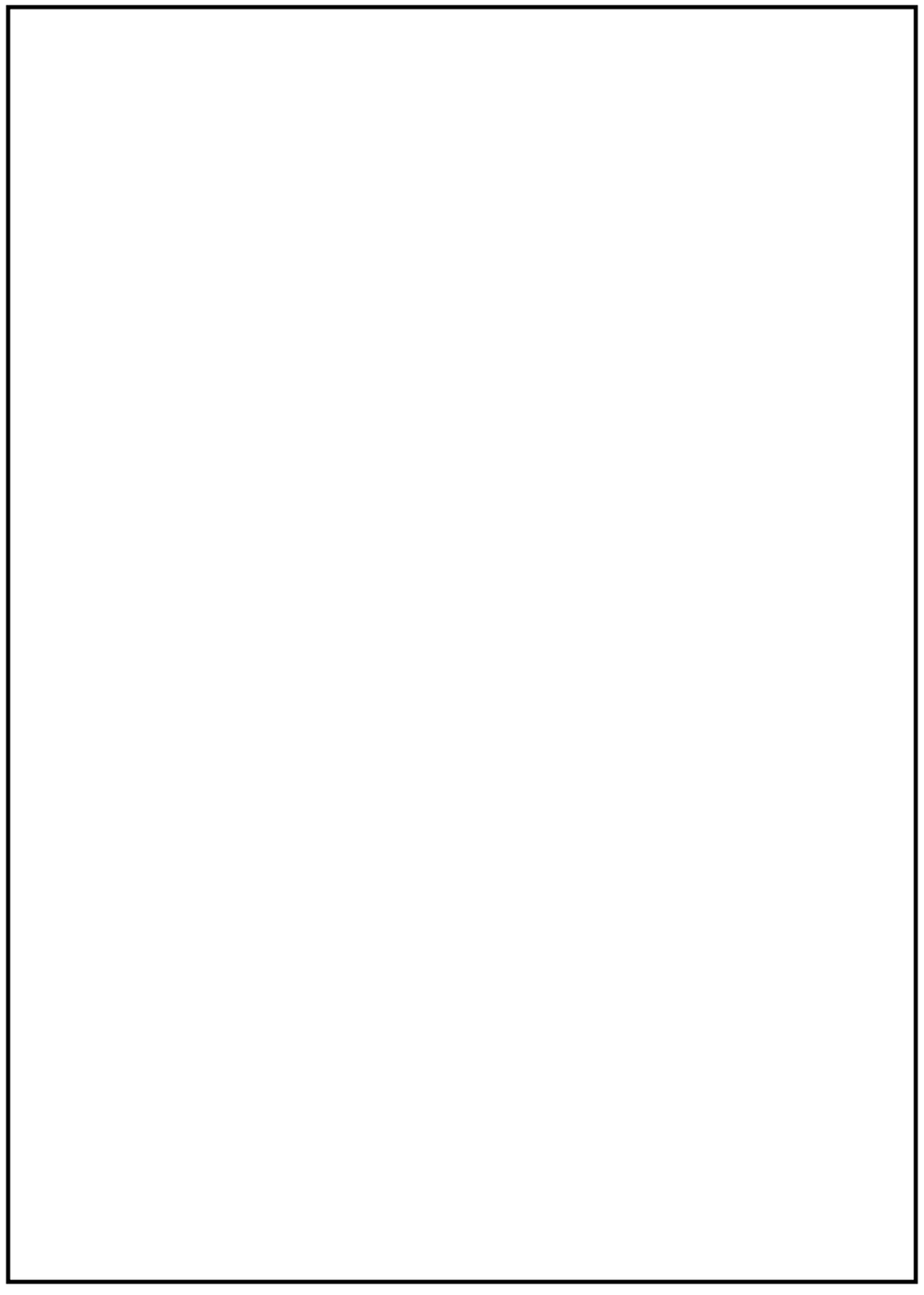
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図3 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の 重大事故等対処設備の概略系統図 （代替循環冷却による溶融炉心冷却，原子炉格納容器除熱） ※復水移送ポンプ２台運転の注水特性  図4 ドライウェルスプレイ注水特性（ペデスタル50m³/h同時注水時）		

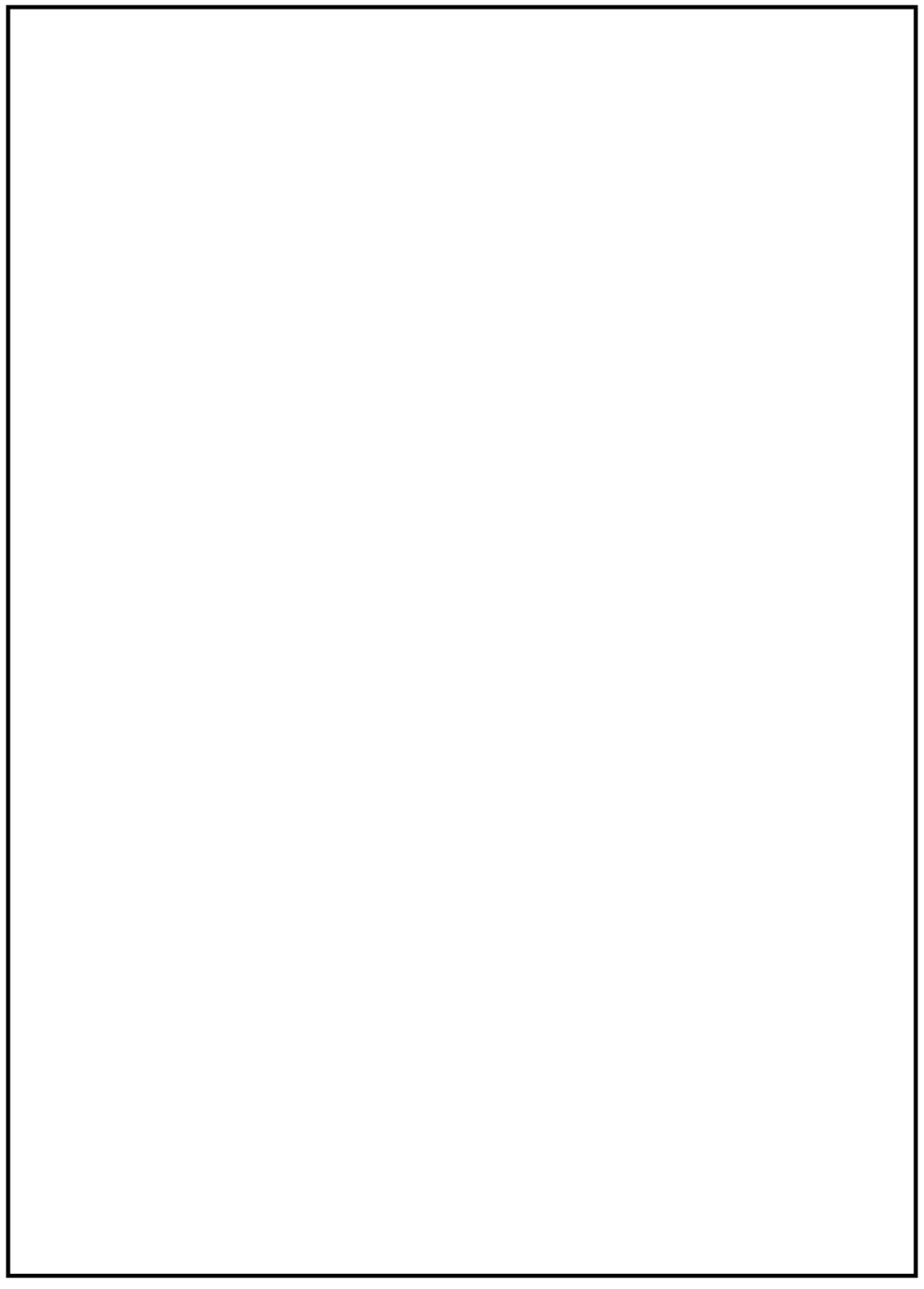
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
51-7 接続図	51-7 接続図 （格納容器代替スプレイ系（可搬型）は 49 条にて整理）	・設備の相違 格納容器代替スプレイ系（可搬型）については，49 条設備であることから，49 条の補足説明資料に記載している

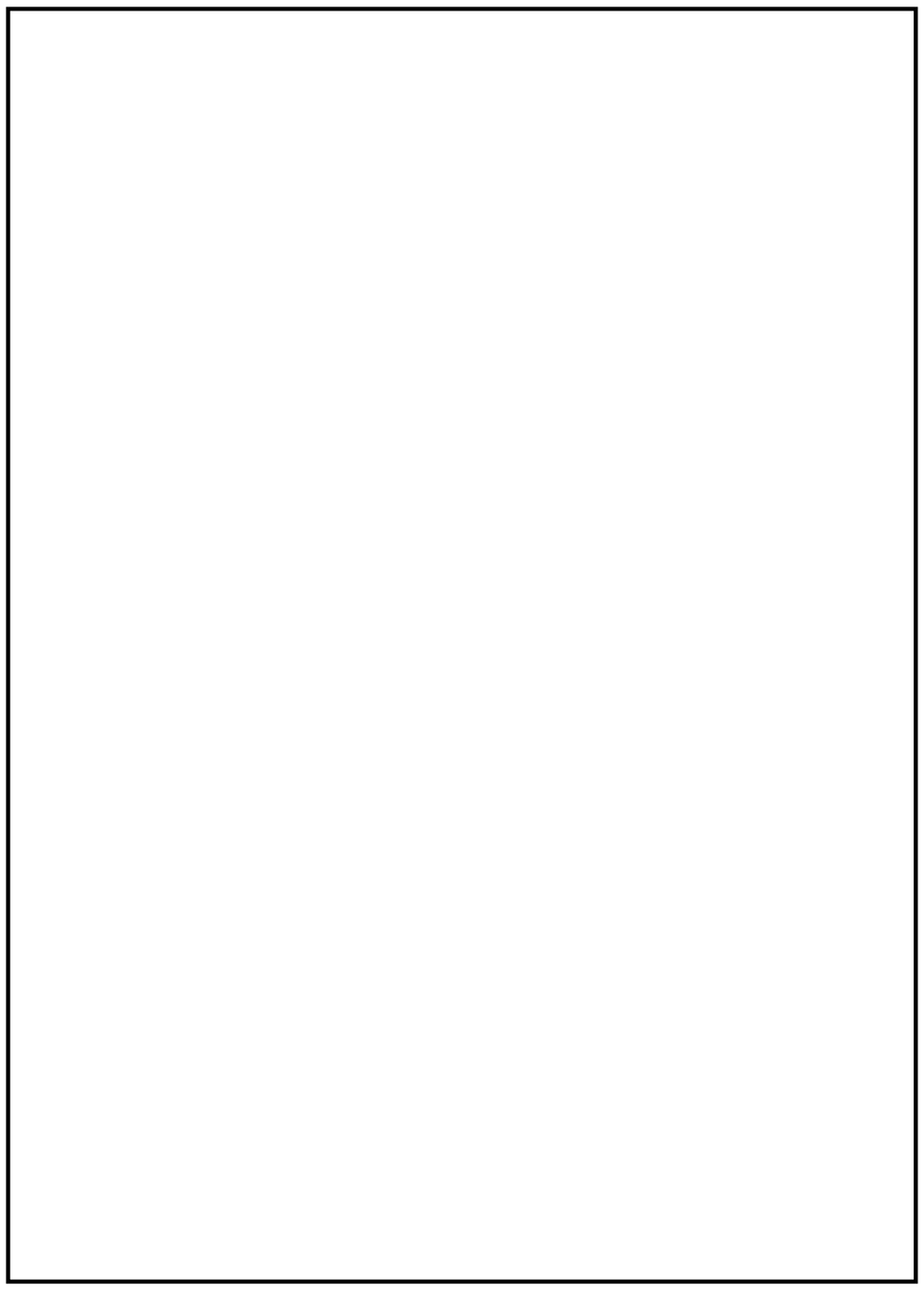
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図１　接続図（淡水貯水池から接続図）	図１　接続図	

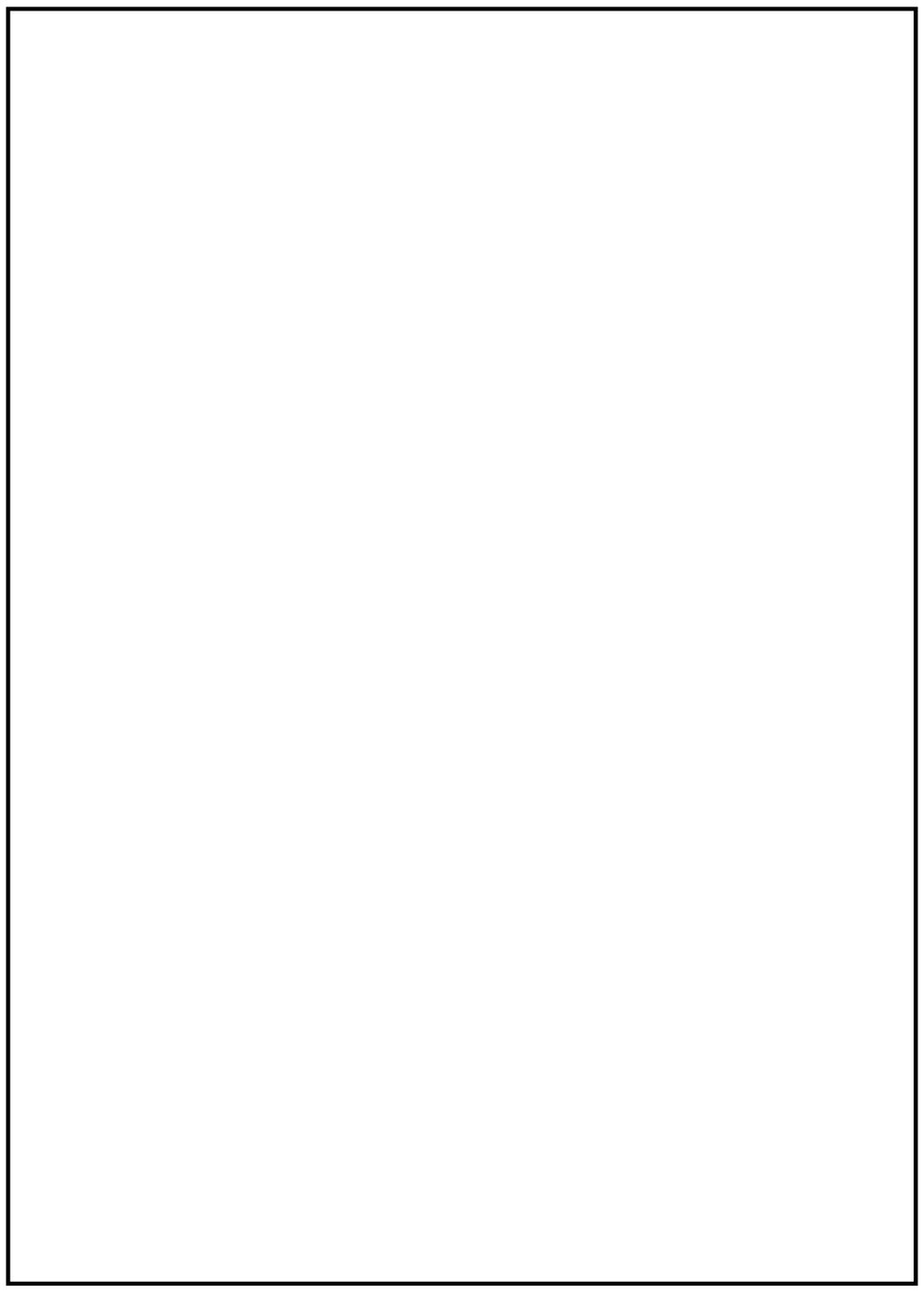


柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図２　接続図（防火水槽から接続口）	図２　接続図（建屋内接続　原子炉建物１階）	

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３　接続図（建屋内接続図　６号炉原子炉建屋地上１階）		

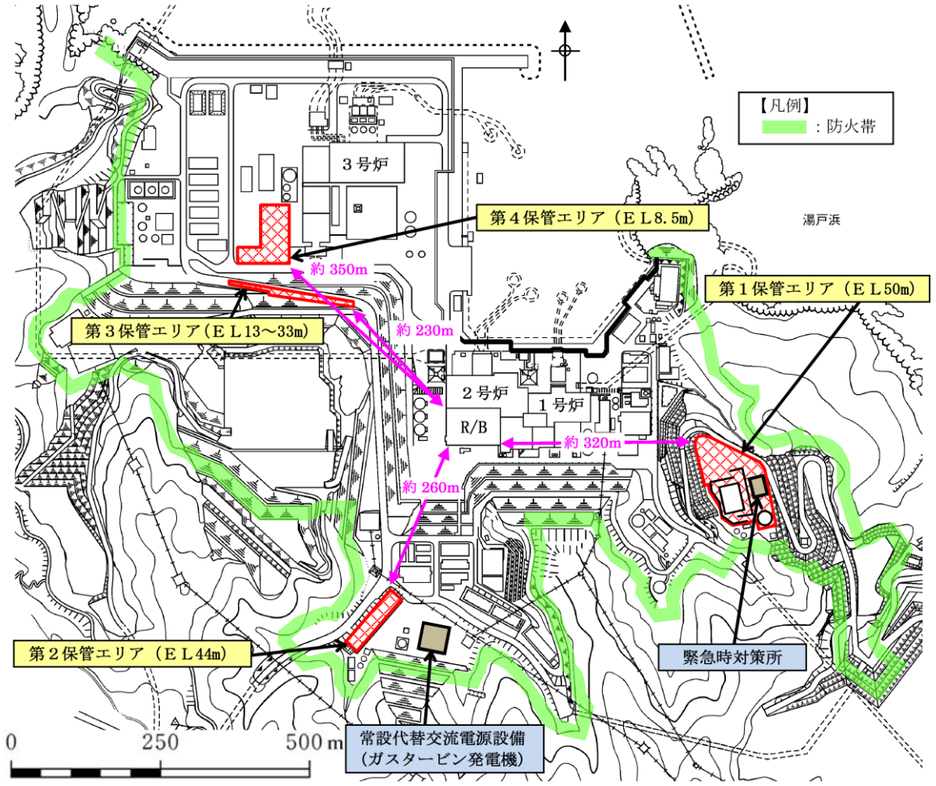
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図４　接続図（建屋内接続図　６号炉原子炉建屋地上２階）		

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５　接続図（建屋内接続図　７号炉原子炉建屋地上１階）		

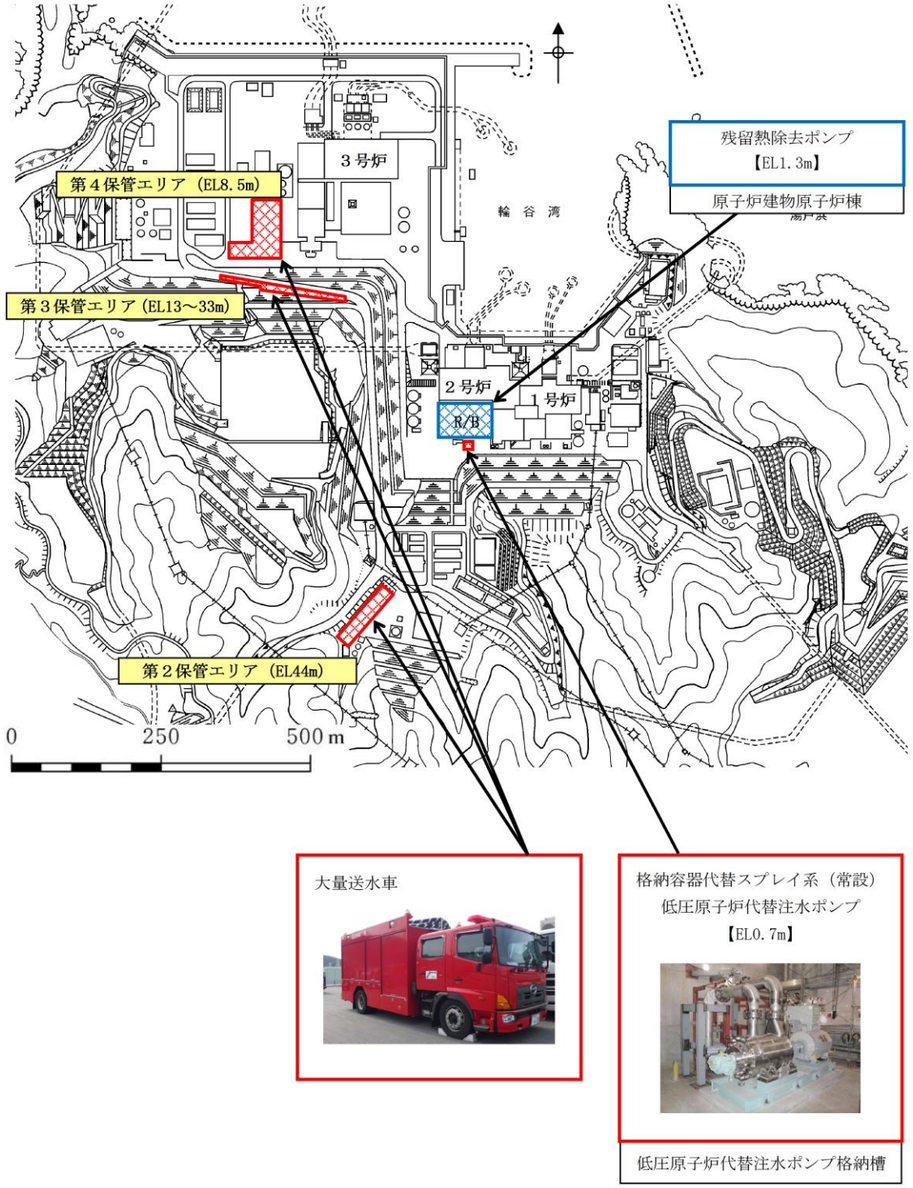
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図６　接続図（建屋内接続図　７号炉原子炉建屋地上２階）		

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
51-8 保管場所図	51-8 保管場所図 （格納容器代替スプレイ系（可搬型）は 49 条にて整理）	・設備の相違 格納容器代替スプレイ系（可搬型）については，49 条設備であることから，49 条の補足説明資料に記載している

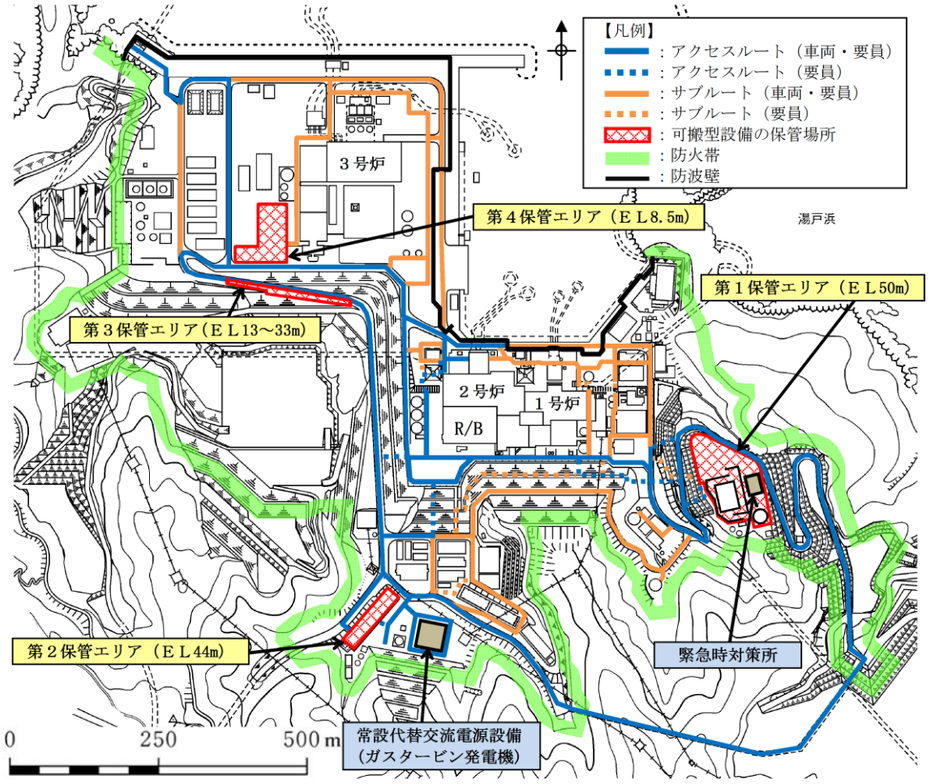
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図１　保管場所図（位置的分散）	図１　保管場所図（位置的分散）	

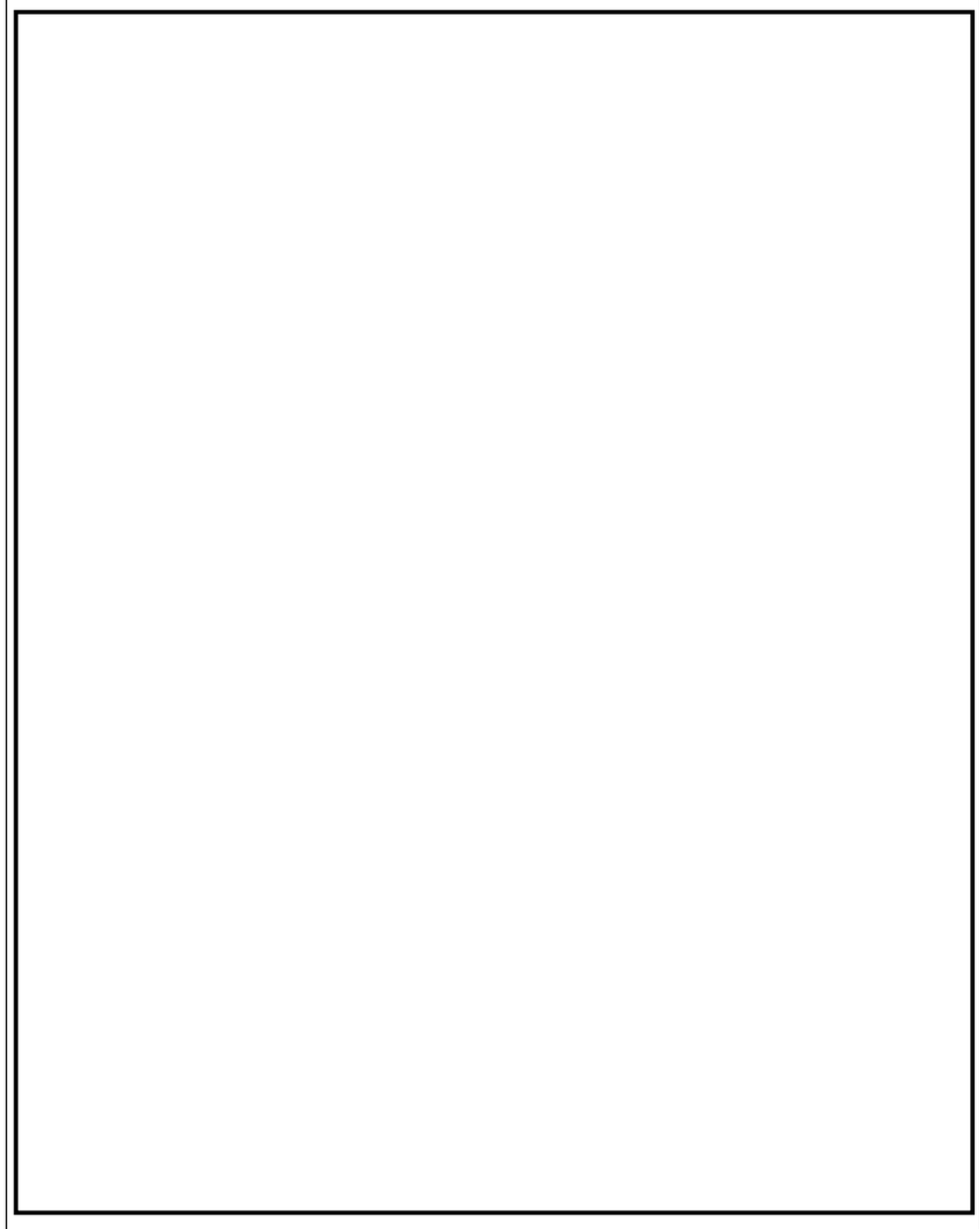


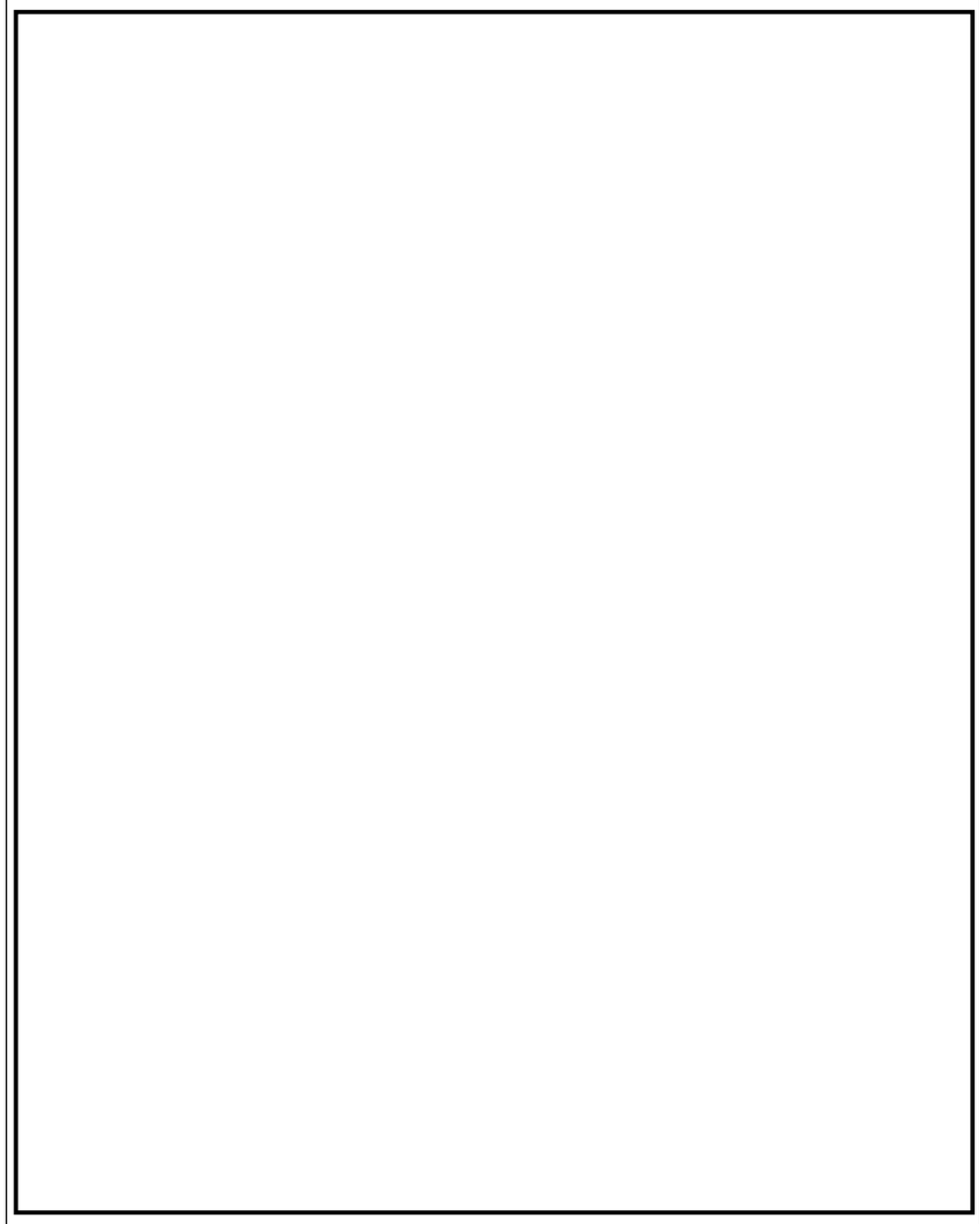
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図２　保管場所図（機器配置）	図２　保管場所図（機器配置）	

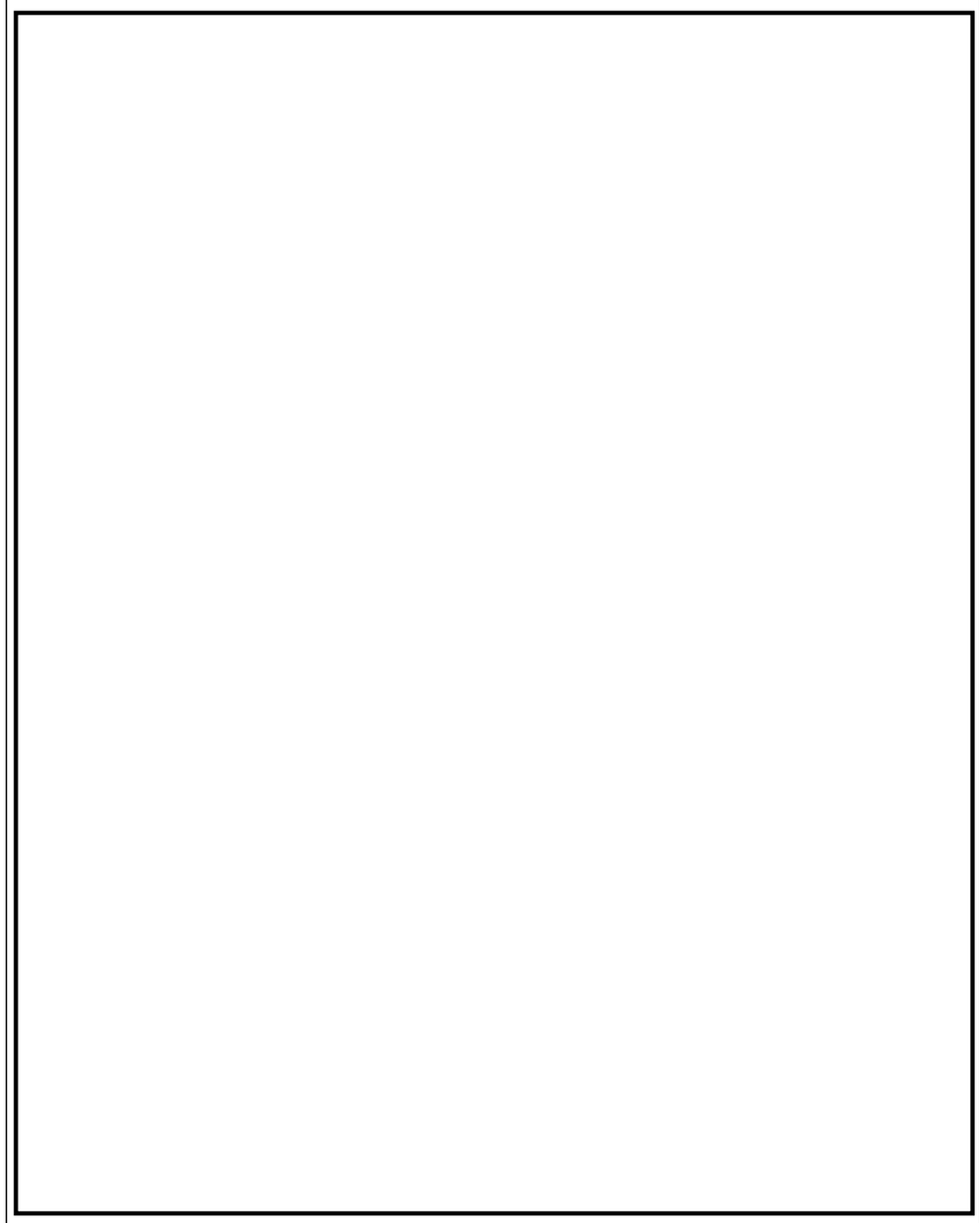


柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
51-9 アクセスルート図	51-9 アクセスルート図	

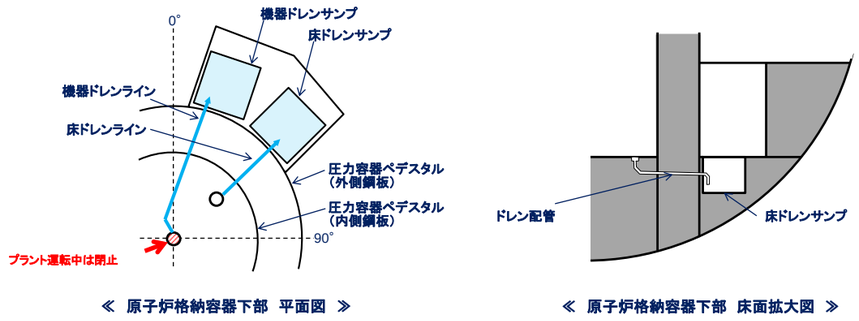
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋 図１　保管場所及びアクセスルート図	島根原子力発電所２号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋  ※　サブルートは，地震及び津波時には期待しない。 ※　各設備の保管場所・数量については，今後の検討結果等により変更となる可能性がある。 図１　保管場所及びアクセスルート	

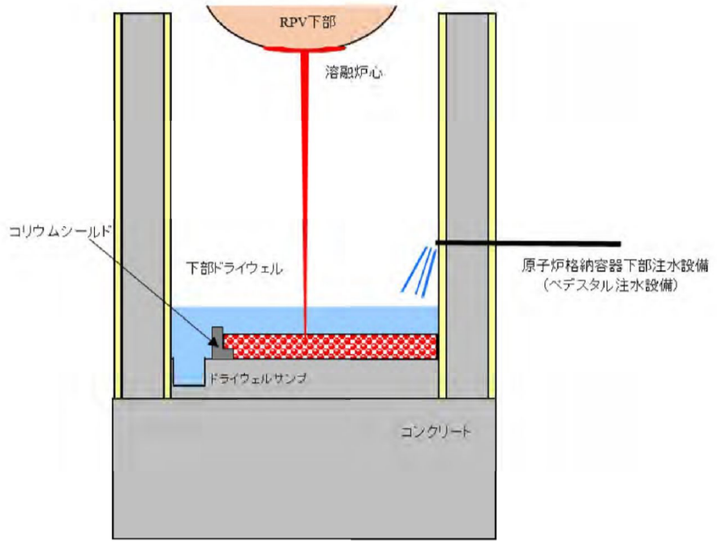
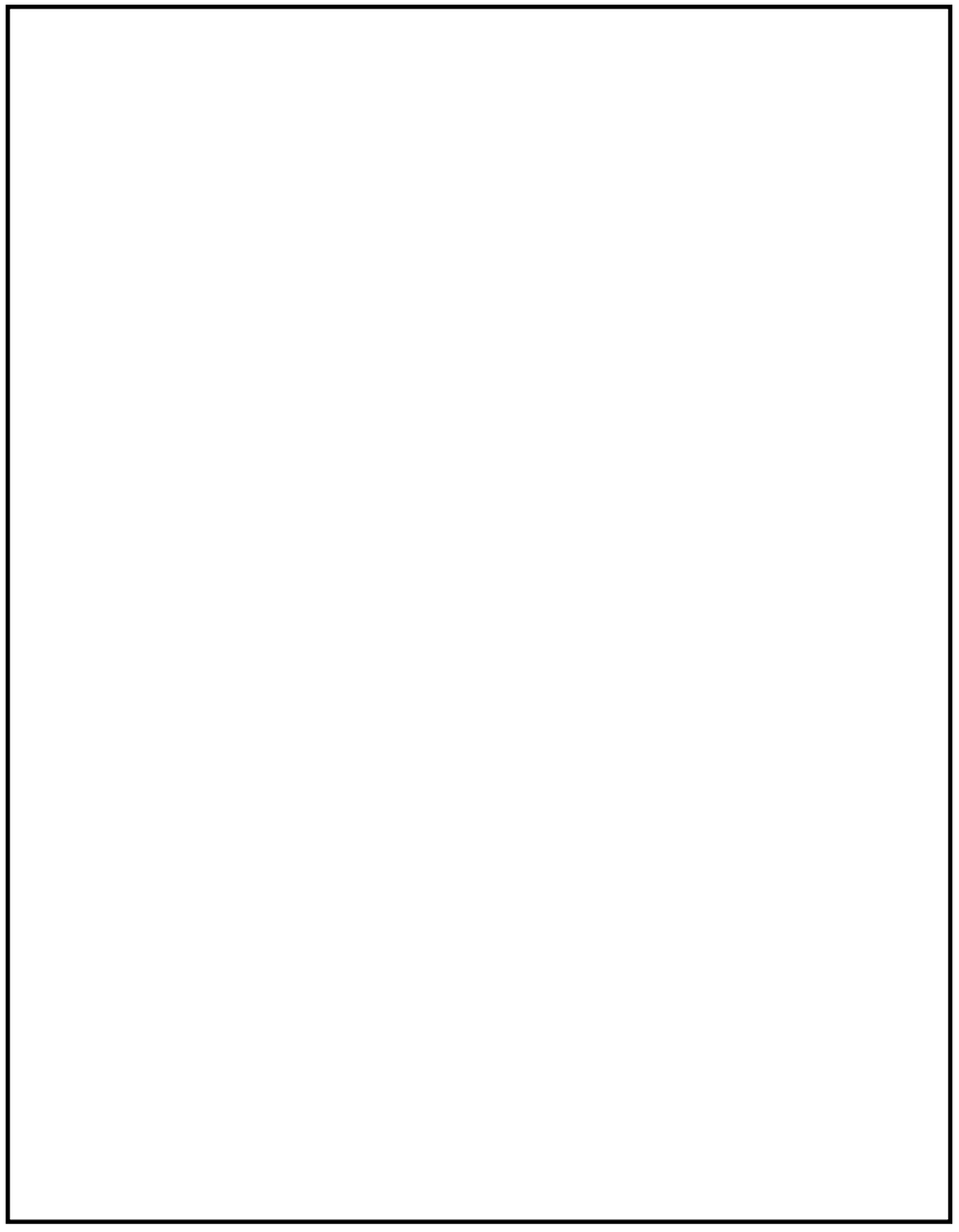
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図２　地震・津波発生時のアクセスルート図		

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
 図３　森林火災発生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
 図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
51-10 コリウムシールド設備概要	51-10 コリウムシールド設備概要	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1．設備概要 炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し，原子炉格納容器下部ドライウェルへの溶融炉心の落下に至り，落下してきた溶融炉心がドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）内に流入する場合，ドライウェルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離が小さいことから，サンプ底面コンクリートの浸食により溶融炉心が鋼製ライナに接触し，原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。ドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を防ぎ，かつ原子炉格納容器下部注水設備と合わせて，サンプ底面のコンクリートの浸食を抑制し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために，原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。	１．　設備概要 炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し，原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に至り，落下してきた溶融炉心が原子炉格納容器下部の床ファンネルからドレン配管を経て，ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）内に流入する場合，ドライウェルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼板までの距離が短いことから，ドライウェルサンプ底面コンクリートの浸食により溶融炉心が鋼板に接触し，原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれる恐れがある。ドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を抑制し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために，原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。	・設備の相違 島根２号炉は，原子炉格納容器下部のドレン配管がサンプにつながっているため，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心がドレン配管を通じてサンプへ流出しないようコリウムシールドを設置している。このため，サンプに直接溶融炉心が流出することはない（以下，①の相違）
図１にコリウムシールド概要図を，表１にコリウムシールド仕様を示す。 コリウムシールドの耐熱材には，高い融点（約2700℃）を有するジルコニアを用い，またコリウムシールドの形状については，全溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下したとしても，コリウムシールドが破損することなく，かつコリウムシールドを乗り越えて溶融炉心がサンプへ流入することがない設計としている。 さらに，次項以降に示すとおり，原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することによって，原子炉格納容器並びに原子炉格納容器下部注水設備の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。	図１に原子炉格納容器下部のドライウェルサンプ概要図，図２にコリウムシールド概要図，表１にコリウムシールド仕様を示す。 コリウムシールドの耐熱材には，高い融点（約 2,700℃）を有するジルコニアを用い，またコリウムシールドの形状については，全溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下したとしても，コリウムシールドが破損することなく，溶融炉心がドライウェルサンプへ流入することが無い設計としている。 さらに，次項以降に示す通り，原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することによって，原子炉格納容器及びペデスタル代替注水系の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。  ≪ 原子炉格納容器下部　平面図 ≫　≪ 原子炉格納容器下部　床面拡大図 ≫ 図１　ドレンサンプ概要図	・資料構成の相違 ・設備の相違 ①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１　コリウムシールド概要図（７号炉を例示）	図２　コリウムシールド概要図	

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

表１　コリウムシールド仕様

	6 号炉	7 号炉
耐熱材主成分	ジルコニア（ZrO_2）	ジルコニア（ZrO_2）
高さ	850mm	650mm
厚さ	130mm	130mm

2. コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無について

コリウムシールドの設置により設計基準事故対処設備並びに重大事故等対処設備に対し悪影響を及ぼす可能性があることから，コリウムシールドの設置による悪影響の有無について確認を行った。

2.1　設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

2.1.1　原子炉格納容器機能への悪影響の有無について

原子炉格納容器機能への影響評価として，空間容積，耐震性，強度，フランジ部開口量の４つの観点から検討を行い，原子炉格納容器機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表２に示す。

表２　原子炉格納容器機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
空間容積	悪影響なし	
耐震性	悪影響なし	
強度	悪影響なし	コリウムシールドは原子炉格納容器の閉じ込め機能に係る箇所に設置される設備ではなく，かつ事故時の原子炉格納容器内温度，圧力を増大させる設備ではないことから，原子炉格納容器強度への悪影響なし。
フランジ部開口量	悪影響なし	コリウムシールドは事故時の原子炉格納容器フランジ部の開口量を増大させる設備ではないことから，原子炉格納容器フランジ部開口量への悪影響なし。

表１　コリウムシールド仕様

耐熱材主成分	ジルコニア（ZrO_2）
厚さ	約 130mm 以上

２．　コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無について

コリウムシールドの設置により設計基準事故対処設備並びに重大事故等対処設備に対し悪影響を及ぼす可能性があることから，コリウムシールドの設置による悪影響の有無について確認を行った。

２．１　設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

２．１．１　原子炉格納容器機能への悪影響の有無について

原子炉格納容器機能への影響評価として，空間容積，耐震性，強度，フランジ部開口量の４つの観点から検討を行い，原子炉格納容器機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表２に示す。

表２　原子炉格納容器機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
空間容積	悪影響なし	
耐震性	悪影響なし	
強度	悪影響なし	コリウムシールドは原子炉格納容器の閉じ込め機能に係る箇所に設置される設備ではなく，かつ事故時の原子炉格納容器内温度，圧力を増大させる設備ではないことから，原子炉格納容器強度への悪影響なし。
フランジ部開口量	悪影響なし	コリウムシールドは事故時の原子炉格納容器フランジ部の開口量を増大させる設備ではないことから，原子炉格納容器フランジ部開口量への悪影響なし。

・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
2.1.2　原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について コリウムシールドは，原子炉冷却材漏えい検出機能を有するドライウェル高電導度廃液サンプを囲うように設置され，原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，コリウムシールド設置による漏えい検出機能への影響について検討を行い，原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表３に示す。	２．１．２ 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について コリウムシールドは，原子炉冷却材漏えい検出機能を有するドライウェル床ドレンサンプへの流入元である原子炉格納容器下部の床ドレンファンネルを覆うように設置され，原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，コリウムシールド設置による漏えい検出機能への影響について検討を行い，原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表３に示す。	・設備の相違
表３　原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果	表３　原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果	・設備の相違

	確認結果	確認内容
原子炉冷却材漏えい検出機能	悪影響なし	コリウムシールドは，コリウムシールド下部に，漏えいした原子炉冷却材をドライウェル高電導度廃液サンプへ導くためのスリットを複数設ける設計となっていることから，原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響なし。

	確認結果	確認内容
原子炉冷却材漏えい検出機能	悪影響なし	コリウムシールドは，漏えいした原子炉冷却材をドライウェル床ドレンサンプに通じる床ドレンファンネルへ導くためのスリットを複数設ける設計となっていることから，原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響なし

ドライウェル高電導度廃液サンプへの漏えい水の流入量が１gpm（0.23 m³/h）以上となった場合に，原子炉冷却材の漏えいが検出される※設計となっていることから，コリウムシールド下部に設置したスリットを通過する漏えい水の流量が，スリット一箇所あたりで１gpm以上となるよう，スリットの幅，高さを設定した。スリットは床面高さに□箇所（幅×高さ：□）設置し，かつ，何らかの原因により床面高さのスリットが全て閉塞する場合を鑑み，床面から□上に更に□箇所（幅×高さ：□）を設置する。なお，床面高さのスリッドが閉塞し，床面から□上に設置するスリットにて漏えい検出を行う場合の検出遅れ時間は下部ドライウェルへの漏えい水の流入量が漏えい検出限界の１gpmの場合でも約３時間程度であり，プラントの安全性に影響はない。	ドライウェル床ドレンサンプへの漏えい水の流入量が 1gpm(0.23m³/h)以上となった場合に，原子炉冷却材の漏えいが検出される※設計となっていることから，コリウムシールド下部に設置したスリットを通過する漏えい水の流量が，スリット一箇所あたりで 1gpm 以上となるよう，スリットの幅，高さを設定した。スリットは床面に 4 箇所（幅×高さ：□）を設置する。	・設備の相違
※LBB(Leak Before Brake) の概念より	※LBB(Leak Before Break)の概念より	
加えて，スリットが溶融炉心のドライウェル高電導度廃液サンプへの有意な流入経路となることがないよう，スリットに溶融炉心が侵入したとしても，スリット内で溶融炉心が凝固しドライウェル高電導度廃液サンプへ流入しないスリット長さを設定した。なお，溶融炉心のスリット内での凝固評価に当たっては，実際に溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから，純金属の凝固評価を行う□モデル及び□モデル，また合金の凝固評価を行う□モデルを用いて凝固距離評価を行い，各々の評価結果を包絡するようにスリット長さを設定した。（６号炉：□，7号炉：□）	加えて，スリットが溶融炉心のドライウェル床ドレンサンプへの有意な流入経路となることがないよう，スリットに溶融炉心が侵入したとしても，スリット内で溶融炉心が凝固しドライウェル床ドレンサンプへ流入しないスリット長さを設定した。なお，溶融炉心のスリット内での凝固評価に当たっては実際に溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから，純金属の凝固を行う□モデル及び□モデル，また合金の凝固評価を行う□モデルを用いて凝固距離評価を行い，各々の評価結果を包絡するようにスリット長さを設定した。□	

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

2.3　重大事故等対処設備への悪影響の有無について

2.3.1　原子炉格納容器下部注水設備への悪影響の有無について

コリウムシールドが設置される原子炉格納容器下部には原子炉格納容器下部注水設備の放水口が設置されており，コリウムシールド設置により，原子炉格納容器下部注水設備の機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，コリウムシールド設置による注水機能への影響について検討を行い，原子炉格納容器下部注水設備への悪影響がないことを確認した。確認結果を表４に示す。

表４　原子炉格納容器下部注水設備機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉格納容器下部注水設備機能	悪影響なし	コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水設備放水口の設置位置は水平方向で約□ 鉛直方向で約□離れており，コリウムシールドが注水を妨げることはないことから，原子炉格納容器下部注水設備機能への悪影響なし。

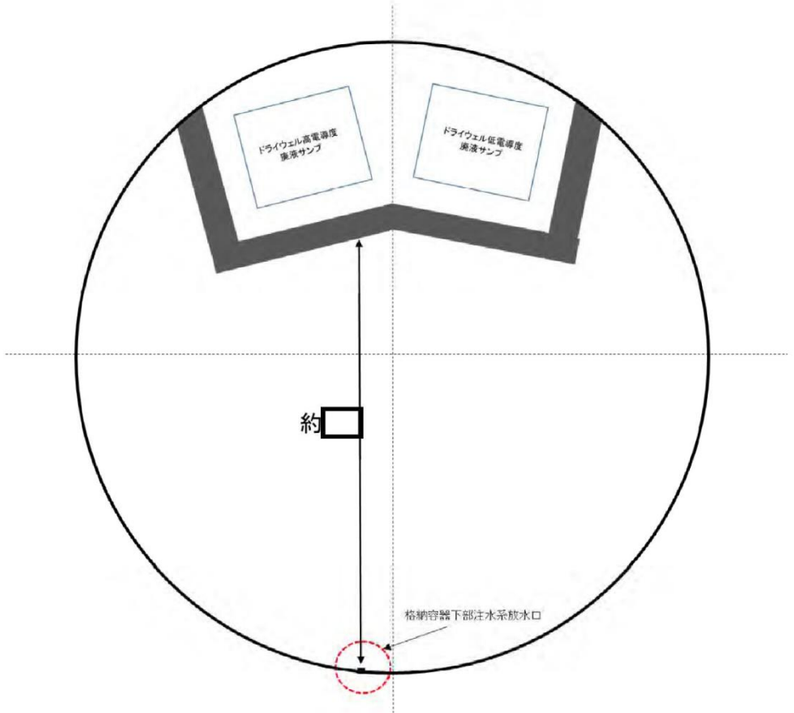


図２　コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水設備放水口との設置位置概要図

２．３　重大事故等対処設備への悪影響の有無について

２．３．１　ペデスタル代替注水系への悪影響の有無について

コリウムシールドが設置される原子炉格納容器下部にはペデスタル代替注水系の放水口が設置されており，コリウムシールド設置により，ペデスタル代替注水系の機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，コリウムシールド設置による注水機能への影響について検討を行い，ペデスタル代替注水系への悪影響がないことを確認した。確認結果を表４に示す。

表４　ペデスタル代替注水系への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
ペデスタル代替注水系機能	悪影響なし	コリウムシールドとペデスタル代替注水系放水口の設置位置は垂直方向で約□ｍ離れており，コリウムシールドが注水を妨げることはないことから，ペデスタル代替注水系機能への悪影響なし。

・設備の相違

・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
	51-11　格納容器スプレイ時の原子炉格納容器下部への流入経路について	・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

格納容器スプレイ時の原子炉格納容器下部への流入経路について

格納容器スプレイを行った場合，スプレイ水は以下の経路により原子炉格納容器下部に流入する。図１に流入経路の概要を示す。

①の経路について

スプレイ水は，各フロアに滞留するような機器や堰が無いことから，各フロアの床の開口部（グレーチング）より原子炉格納容器最下階のドライウェル床に流下する。ドライウェル床に流下したスプレイ水は，ドライウェル床面を流れ，ドライウェルサンプに流れ込む。その後ドライウェルサンプ水位が上昇し，満水になるとドライウェル床面に水が溜まる。

②の経路について

ドライウェル床面に溜まった水の水位が上昇すると，図２に示すとおり，ベント管入口下端の高さより制御棒駆動機構搬出入口下端の高さの方が低いため，サプレッション・チェンバ側に流出することはなく，制御棒駆動機構搬出入口より原子炉格納容器下部に流入する。

以上より，確実に原子炉格納容器下部に水張りすることが可能である。

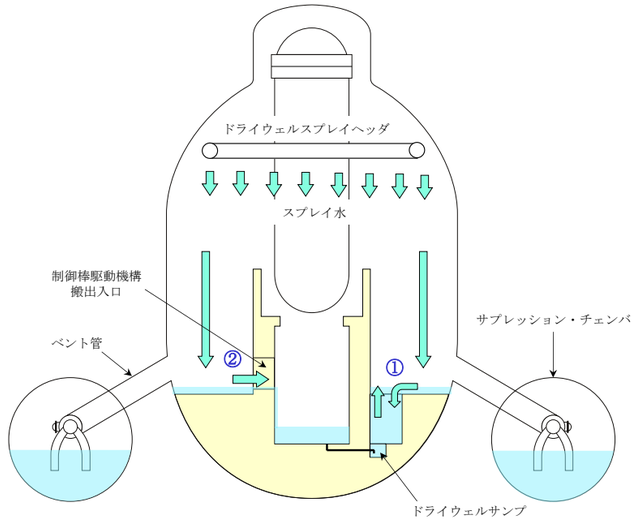


図１　格納容器スプレイの原子炉格納容器下部への流入経路の概要図

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

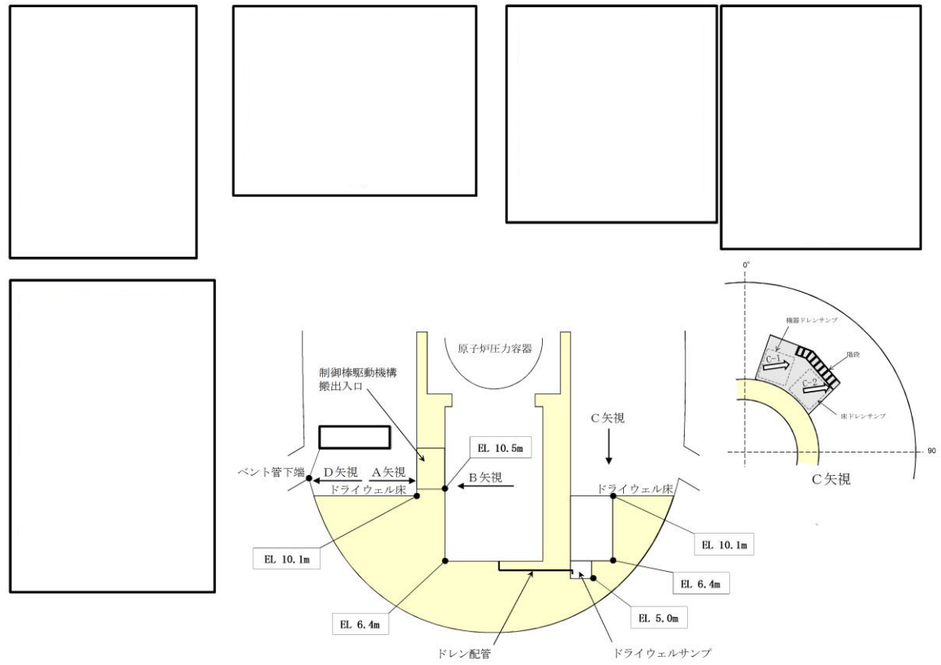
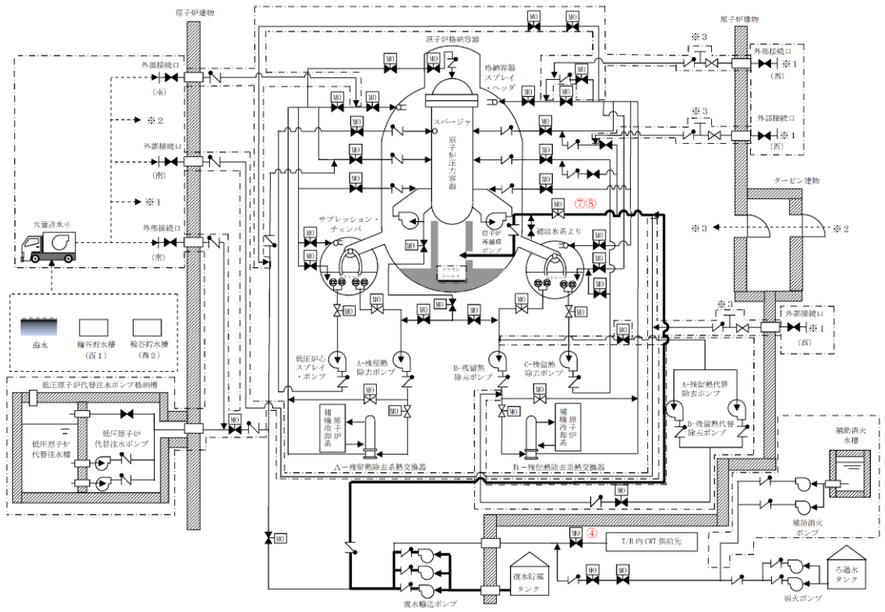
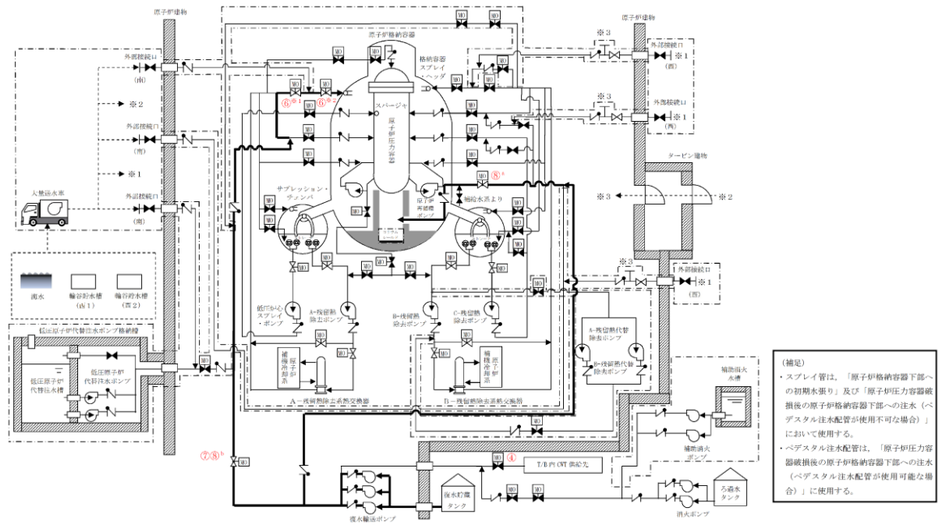


図２　原子炉格納容器　断面図

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
51-11 その他設備	51-12 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
原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための自主対策設備として，以下を整備する。	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための自主対策設備の概要について以下に示す。 （１）復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，復水輸送ポンプを用い，中央制御室から遠隔で弁操作し，復水貯蔵タンクを水源として，復水輸送系配管，補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し，溶融炉心を冷却する機能を有する。  記載例 ○　：操作手順番号を示す。 | No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
---	---	---	---	---
④	ＣＷＴ　Ｔ／Ｂ供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦⑧	ＭＵＷ　ＰＣＶ代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室 | 図１　復水輸送系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水　概略系統図	・設備の相違 島根２号炉は，既設の復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水（ペデスタル注水配管（補給水系）及び PCV スプレイ管（残留熱除去系）による注水）を自主対策設備とする ・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



（補足）
・スプレイ管は，「原子炉格納容器下部への初期水張り」及び「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ペデスタル注水配管が使用不可な場合）」において使用する。
・ペデスタル注水配管は，「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ペデスタル注水配管が使用可能な場合）」に使用する。

記載例　○　：操作手順番号を示す。
○ a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
○ ※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	ＣＷＴ　Ｔ／Ｂ供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥※1	Ａ－ＲＨＲドライウェル第１スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥※2	Ａ－ＲＨＲドライウェル第２スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦⑧b	Ａ－ＲＨＲ　ＲＰＶ代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧a	ＭＵＷ　ＰＣＶ代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図２　復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水　概略系統図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(1) 消火系による原子炉格納容器下部注水 消火系により原子炉格納容器下部へ注水する設備概要を図１に示す。 消火系による原子炉格納容器下部への注水は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い，全交流動力電源が喪失した場合でも，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，消火系及び復水補給水系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し，溶融炉心を冷却する機能を有する。	（２） 消火系による原子炉格納容器下部への注水 消火系による原子炉格納容器下部への注水は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い，中央制御室から遠隔で弁操作し，ろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として，消火系配管，復水輸送系配管，補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し，溶融炉心を冷却する機能を有する。	・設備の相違 島根２号炉は，補助消火ポンプ及び補助消火水槽を有しており，当該設備による原子炉格納容器下部への注水も可能である ・設備の相違 系統構成の相違 ・設備の相違 島根２号炉は，既設の復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水（ペデスタル注水配管（補給水系）及びPCV スプレイ管（残留熱除去系）による注水）を自主対策設備とする

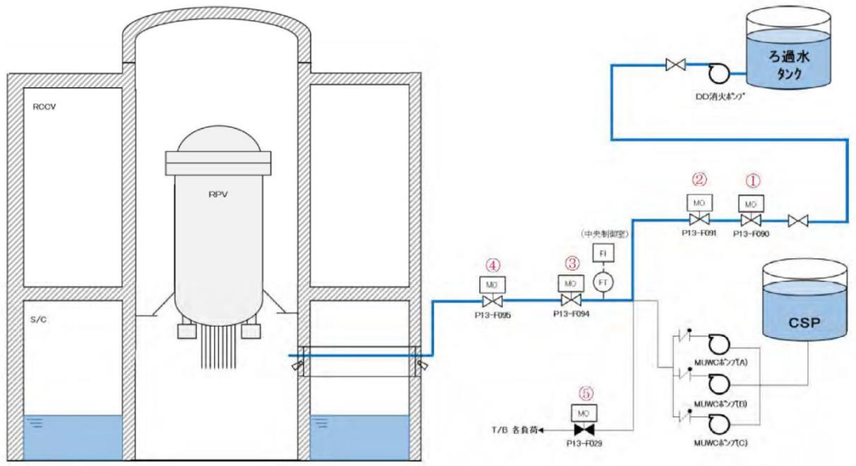
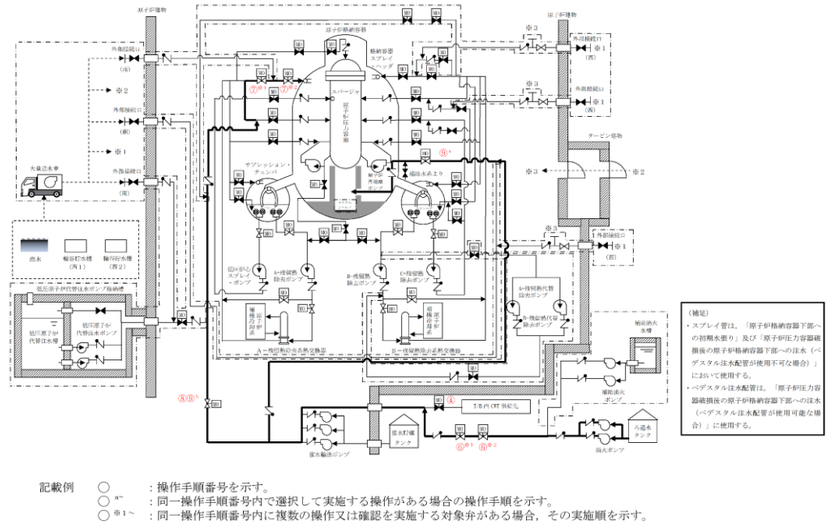


図１　消火系による原子炉格納容器下部への注水手順の概要図（７号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	復水補給水系消火系第１連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
②	復水補給水系消火系第２連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
③	下部ドライウェル注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	タービン建屋負荷遮断弁	全開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室

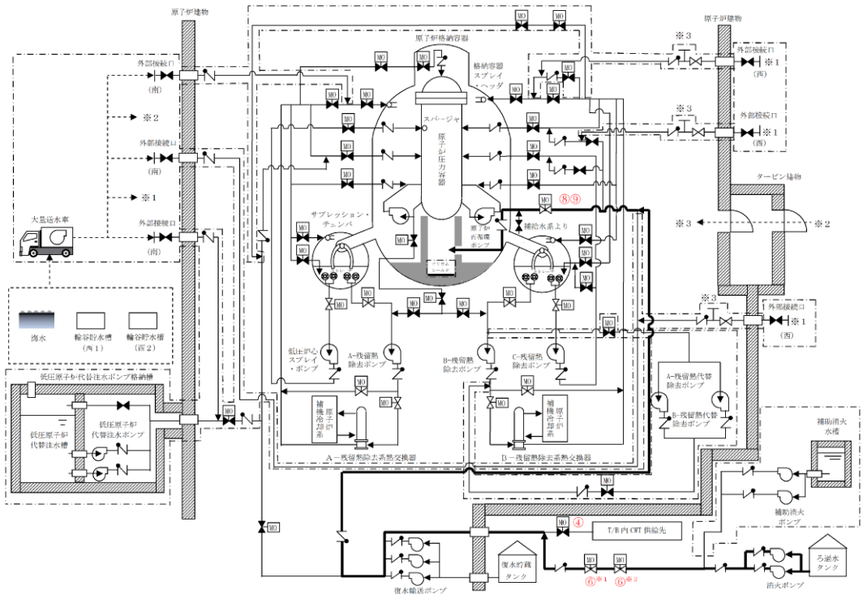


No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	ＣＷＴ　Ｔ／Ｂ供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥※1	ＣＷＴ系・消火系連絡止め弁（消火系）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥※2	ＣＷＴ系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦※1	Ａ－ＲＨＲドライウェル第１スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦※2	Ａ－ＲＨＲドライウェル第２スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨b	Ａ－ＲＨＲ　ＲＰＶ代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨a	ＭＵＷ　ＰＣＶ代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図３　消火系による原子炉格納容器下部への注水　概略系統図
（消火ポンプを使用した場合）

・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



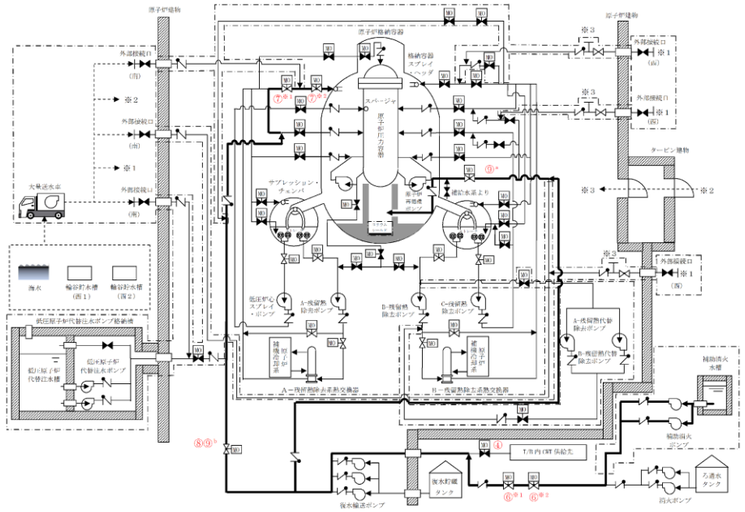
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	ＣＷＴ　Ｔ／Ｂ供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥※1	ＣＷＴ系・消火系連絡止め弁（消火系）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥※2	ＣＷＴ系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨	ＭＵＷ　ＰＣＶ代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図４　消火系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水概略系統図
（消火ポンプを使用した場合）

・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



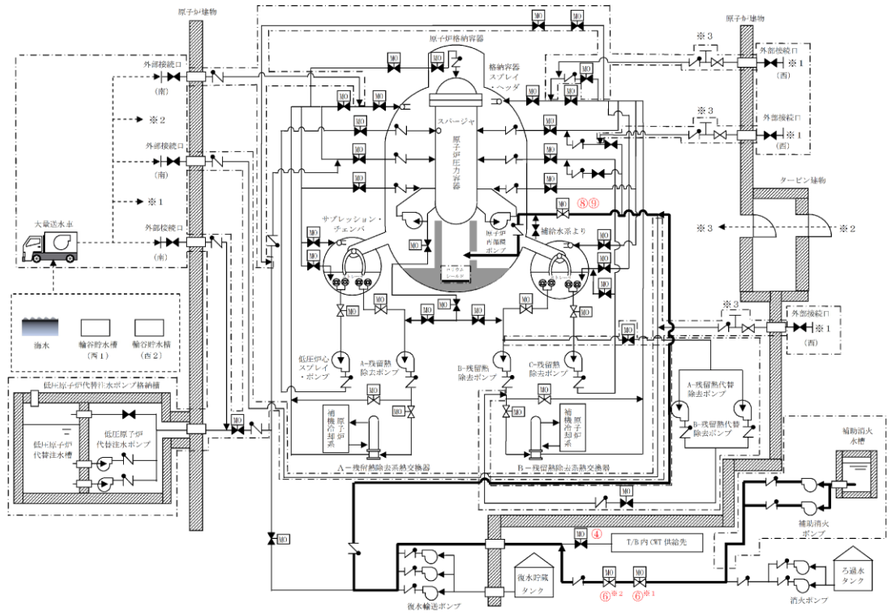
記載例　○　：操作手順番号を示す。
○ a~　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
○ ※1~　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	ＣＷＴ　Ｔ／Ｂ供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥※1	ＣＷＴ系・消火系連絡止め弁（消火系）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥※2	ＣＷＴ系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦※1	Ａ－ＲＨＲドライウェル第１スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦※2	Ａ－ＲＨＲドライウェル第２スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨b	Ａ－ＲＨＲ　ＲＰＶ代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨a	ＭＵＷ　ＰＣＶ代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図５　消火系による原子炉格納容器下部への注水　概略系統図
（補助消火ポンプを使用した場合）

・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



記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	ＣＷＴ　Ｔ／Ｂ供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥※1	ＣＷＴ系・消火系連絡止め弁（消火系）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥※2	ＣＷＴ系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨	ＭＵＷ　ＰＣＶ代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図６　消火系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水概略系統図
（補助消火ポンプを使用した場合）

・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
	51-13 送水ヘッダについて	・設備の相違 島根２号炉は，可搬型代替注水設備による注水及び水の補給において，可搬の送水ヘッダを使用する

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

送水ヘッダについて

１．系統及び送水ヘッダの概要

大量送水車は，設置作業の効率化，被ばく低減を図ることを目的に，送水ヘッダを経由して，重大事故等対処設備として「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペデスタル代替注水系（可搬型），④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル），⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」の各系統における注水設備及び水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は，全てを同時に使用することはないものの，格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は同時に注水することを考慮し，大量送水車は各系統へ注水するために必要な流量及び同時注水に必要な流量を１台で確保可能な容量を有する設計とする。

また，上記の重大事故等対処設備と同時に，自主対策設備である「⑦原子炉ウェル代替注水系，⑧第１ベントフィルタスクラバ容器への補給」における注水設備として使用することも考慮し，大量送水車は重大事故等対処設備としての必要容量に加え，自主対策設備としての必要容量も１台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実かつ容易に分岐できるよう，送水ヘッダ又は接続口に隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図１に示す。

送水ヘッダはクロス媒介金具を組合わせて構成され，注水においては送水ヘッダを使用せずとも，資機材のホース分岐管のみで同時注水も可能であるが，送水ヘッダを用いることで，作業の効率化および被ばく量の低減が図れるため，資機材として位置付けている。

なお，送水ヘッダの最高使用圧力は，接続するホースと同様 1.6MPa であり，クロス媒介金具はホースの保有数に合わせ，２セット分に相当する８個以上を保管する設計とする。

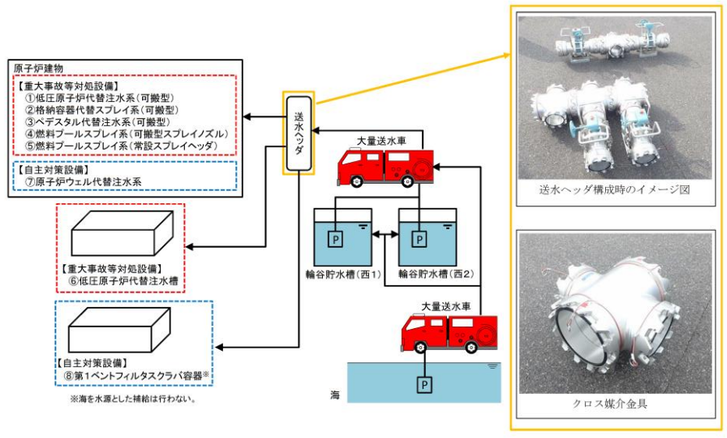


図１　全体系統概要図

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

２．送水ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて，送水ヘッダは「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型）」の組合せ，及び「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペデスタル代替注水系（可搬型），④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル），⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」単独にて使用する。送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表１に示す。

表１　送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統※1，2							
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故								
高圧・低圧注水機能喪失	－	22h	－	－	－	2h30m	－	－
高圧注水・減圧機能喪失	－	－	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	8h	19h	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（ＴＢＵ）	8.3h	19h	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）	8.3h	19h	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	2h20m	21h	－	－	－	－	－	－
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	－	－	－	－	－	－	－	－
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	－	19h	－	－	－	8h	－	－
原子炉停止機能喪失	－	－	－	－	－	－	－	－
ＬＯＣＡ時注水機能喪失	－	21h	－	－	－	2h30m	－	－
格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－
運転中の原子炉における重大事故								
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	－	27h※3	－	－	－	2h30m	－	－
水素燃焼	－	－	－	－	－	2h30m	－	－
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	－	3.1h	5.4h	－	－	－	－	－
燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故								
想定事故１	－	－	－	－	7.9h	－	－	－
想定事故２	－	－	－	－	7.6h	－	－	－
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故								
崩壊熱除去機能喪失	－	－	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失	－	－	－	－	－	2h30m	－	－
原子炉冷却材の流出	－	－	－	－	－	－	－	－
反応度の誤投入	－	－	－	－	－	－	－	－

※１：①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペデスタル代替注水系（可搬型），④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給，⑦原子炉ウェル代替注水系，⑧第１ベントフィルタスクラバ容器への補給

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

※３：残留熱代替除去系を使用できない場合。

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

３．操作性

3.1 送水ヘッダの接続

送水ヘッダの接続部及び接続先の接続口は一対一の関係とし，ホースの接続を行い系統構成する。

送水ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の，送水ヘッダの接続部と接続する接続先の接続口の関係を表２に示す。

また，有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））の接続状態の概要図を図２に示す。

表２　送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

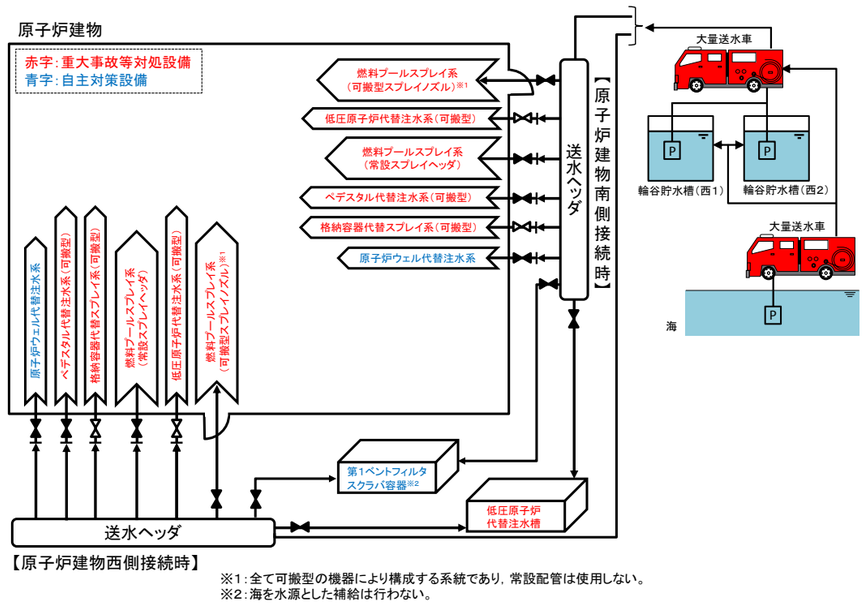
使用系統※1	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	ＦＬＳＲ可搬式設備 注水ライン流量調整弁	接続口	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口
②	ＡＣＳＳ注水ライン 流量調整弁	接続口	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口
③	ＡＰＦＳ注水ライン 流量調整弁	接続口	ペデスタル代替注水系（可搬型）接続口
④	ＳＦＰＳ注水ライン 流量調整弁	接続口	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）接続口
⑤	可搬型バルブ	送水ヘッダ	－※2
⑥	可搬型バルブ	送水ヘッダ	－※3
⑦	ＡＲＷＦ注水ライン 流量調整弁	接続口	原子炉ウェル代替注水系接続口
⑧	ＦＣＶＳ補給止め弁	接続口	スクラバ容器補給用接続口
	可搬型バルブ	送水ヘッダ	

※１：①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペデスタル代替注水系（可搬型），④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル），⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給，⑦原子炉ウェル代替注水系，⑧第１ベントフィルタスクラバ容器への補給

※２：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口を使用しない。

※３：ホースから直接水を供給するため，接続口を使用しない。

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



※1：全て可搬型の機器により構成する系統であり，常設配管は使用しない。
※2：海を水源とした補給は行わない。

図２　送水ヘッダの接続状態概要図

3.2 操作性及び切り替えの容易性

送水ヘッダを使用する各系統における送水ヘッダの流路構成は，送水ヘッダ付属の隔離弁又は接続口の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし，設置場所にて確実に操作及び切り替えが可能な設計とする。

送水ヘッダとホースの接続作業は，特殊な工具及び技量を必要とせず，簡便な結合金具による接続方式により，確実に接続が可能な設計とする。

また，誤操作の防止のため，送水ヘッダ付属の隔離弁は系統構成時にそれぞれ送水先を識別するタグを設置するとともに，接続口の隔離弁はそれぞれ銘板により識別可能な設計とする。

有効性評価の事故シーケンスにおいては，最大で二つの系統（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））を同時に系統構成するが，上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。

４．悪影響の防止

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

送水ヘッダから各系統及び機器への流路は，それぞれ送水ヘッダ付属の隔離弁又は接続口の隔離弁により隔離可能な設計とすることで，互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
51-12 機器名称覧に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について		・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１　機器名称覧に記載の弁名称と，正式名称・弁番号の関係について

統一名称	６号炉		７号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
下部ドライウェル注水流量調節弁	下部ドライウェル注水流量調節弁	P13-MO-F028	復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁	P13-MO-F094
下部ドライウェル注水ライン隔離弁	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	P13-MO-F031	復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁	P13-MO-F095
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F029
復水補給水系　常／非常用連絡管一次止め弁	復水貯蔵槽常用，非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系常／非常用連絡管１次止め弁	P13-F019
復水補給水系　常／非常用連絡管二次止め弁	復水貯蔵槽常用，非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	復水補給水系常／非常用連絡管２次止め弁	P13-F020
MUWC 接続口内側隔離弁(A)	RHR（A）経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F131	MUWC 建屋内北側外部送水ライン止め弁１	P13-F133
MUWC 接続口外側隔離弁１(A)	RHR（A）経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	P13-F130	MUWC 建屋外北側外部送水ライン止め弁１	P13-F132
MUWC 接続口外側隔離弁２(A)	RHR（A）経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	P13-F138	MUWC 建屋外北側外部送水ライン止め弁２	P13-F140
MUWC 接続口内側隔離弁(B)	RHR（B）経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F135	MUWC 建屋内南側外部送水ライン止め弁１	P13-F137
MUWC 接続口外側隔離弁１(B)	RHR（B）経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	P13-F134	MUWC 建屋外南側外部送水ライン止め弁１	P13-F136
MUWC 接続口外側隔離弁２(B)	RHR（B）経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	P13-F139	MUWC 建屋外南側外部送水ライン止め弁２	P13-F141
MUWC 可搬式接続口隔離弁２	外部注水入口弁	P13-F190	MUWC 建屋内北側外部送水ライン元弁	P13-F124
MUWC 可搬式接続口隔離弁３	R/B 外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F193	MUWC 建屋内東側貫通接続口元弁	P13-F131
MUWC 可搬式接続口隔離弁１	R/B 外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F192	MUWC 建屋外東側貫通接続口元弁	P13-F129

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　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	・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
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	

・設備の相違

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（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	

柏崎刈羽原子力発電所　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 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	－	

・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（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	

柏崎刈羽原子力発電所　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 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	

・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 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　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	原子炉建物原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	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	

・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）

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	原子炉建物原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	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	

・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（Ｂ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	原子炉建物原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	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

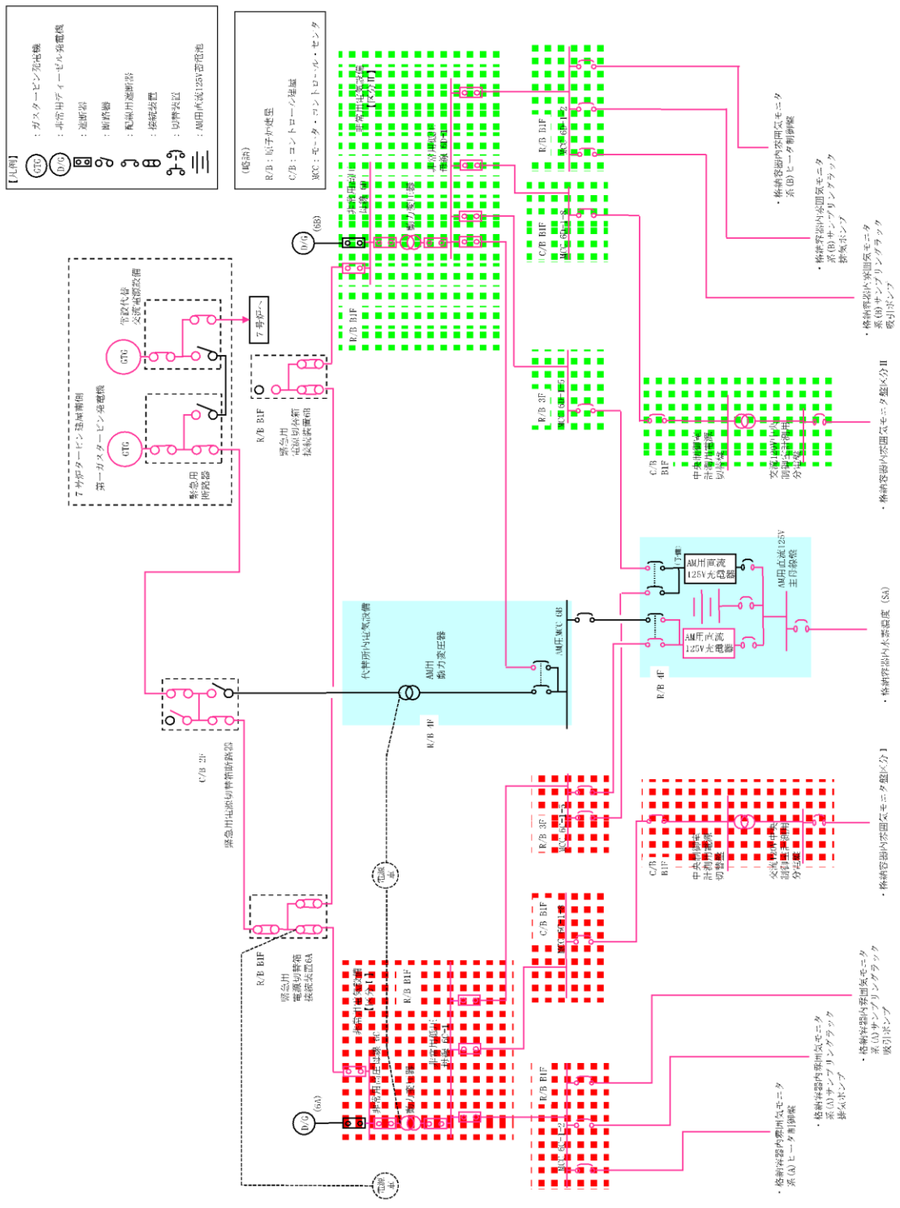
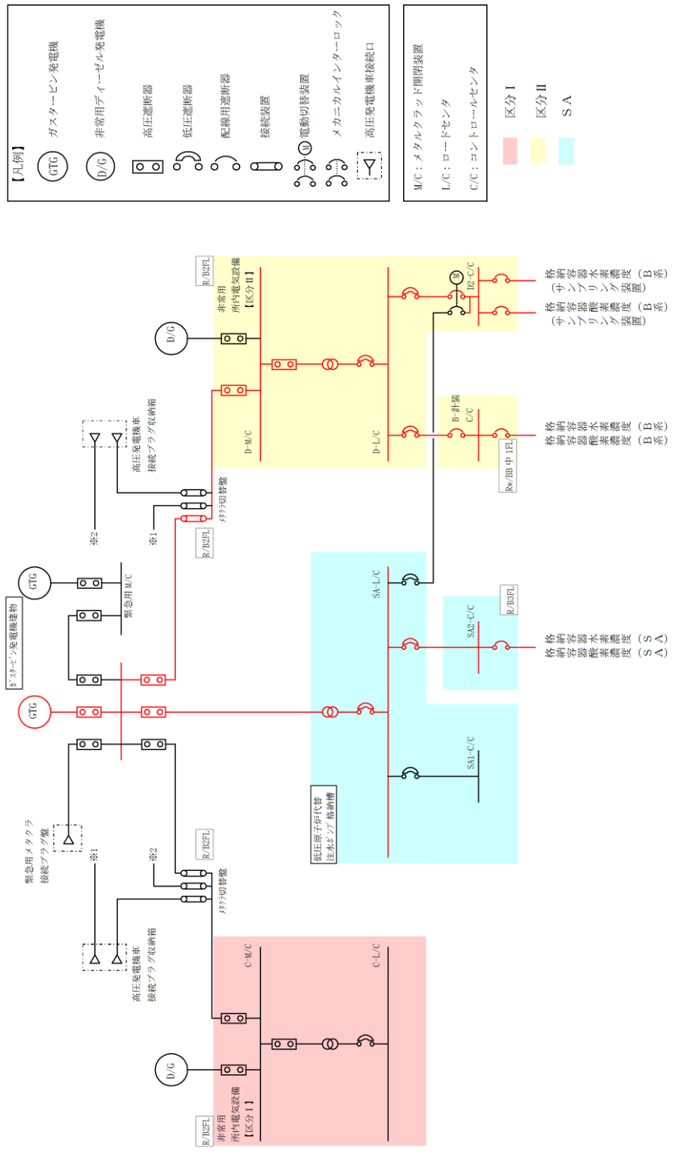
島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

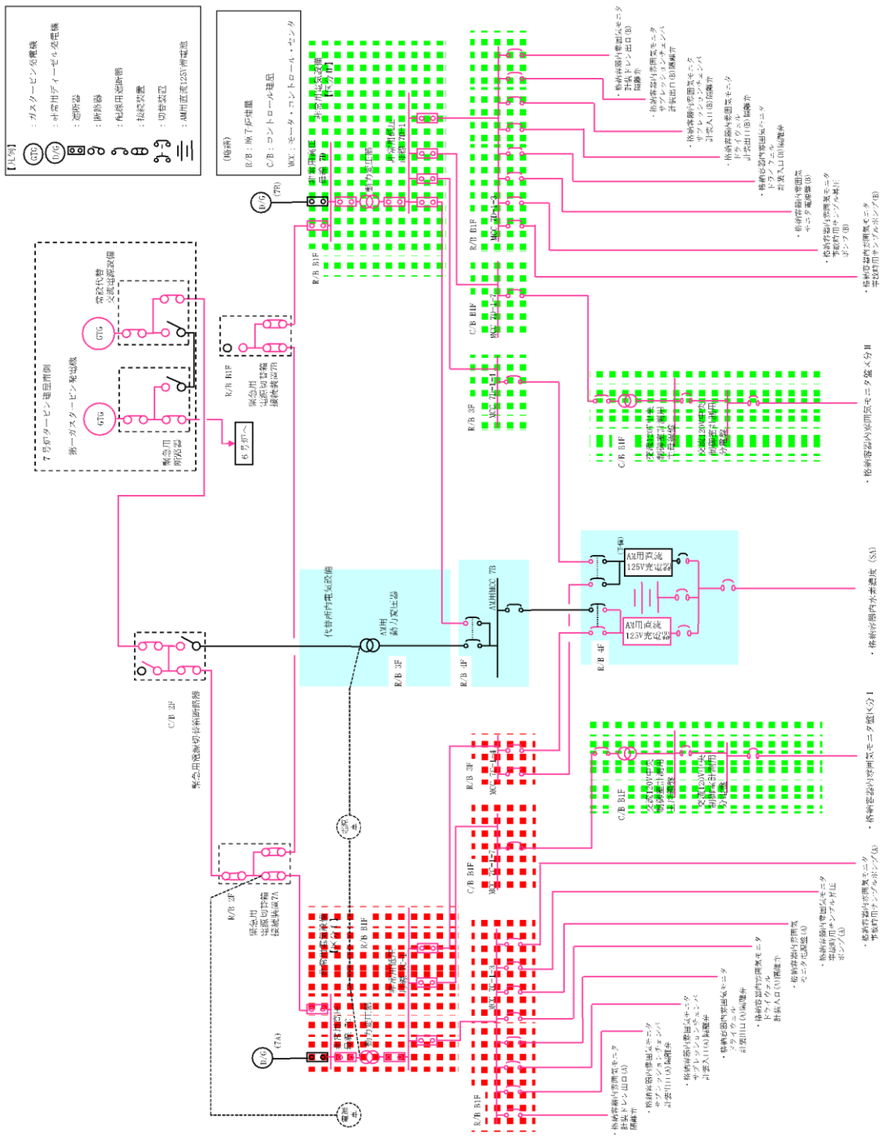
52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器酸素濃度（Ｂ系）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		58-3　配置図	
		第3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	

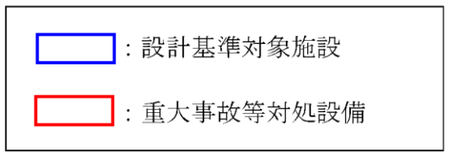
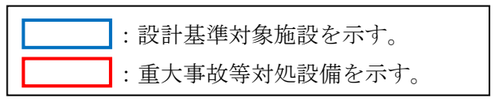
備考

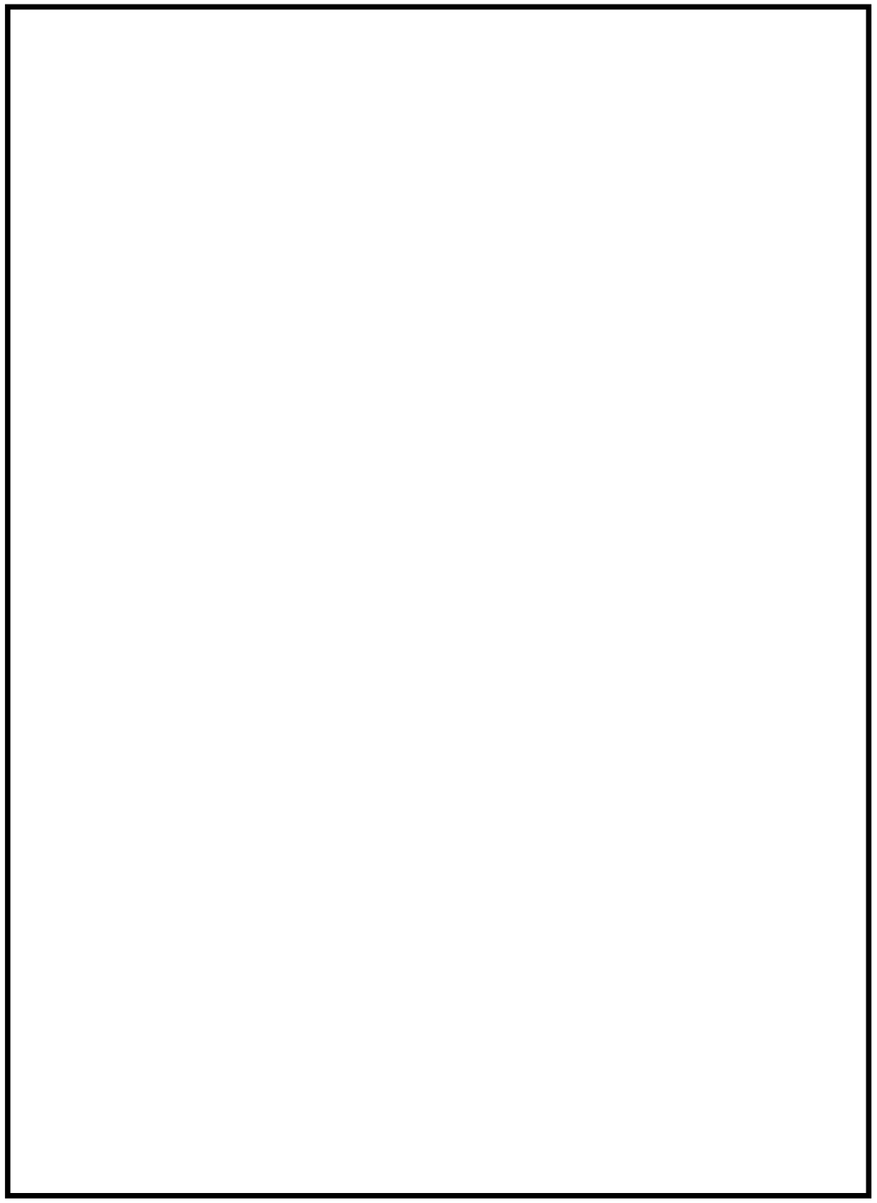
・設備の相違

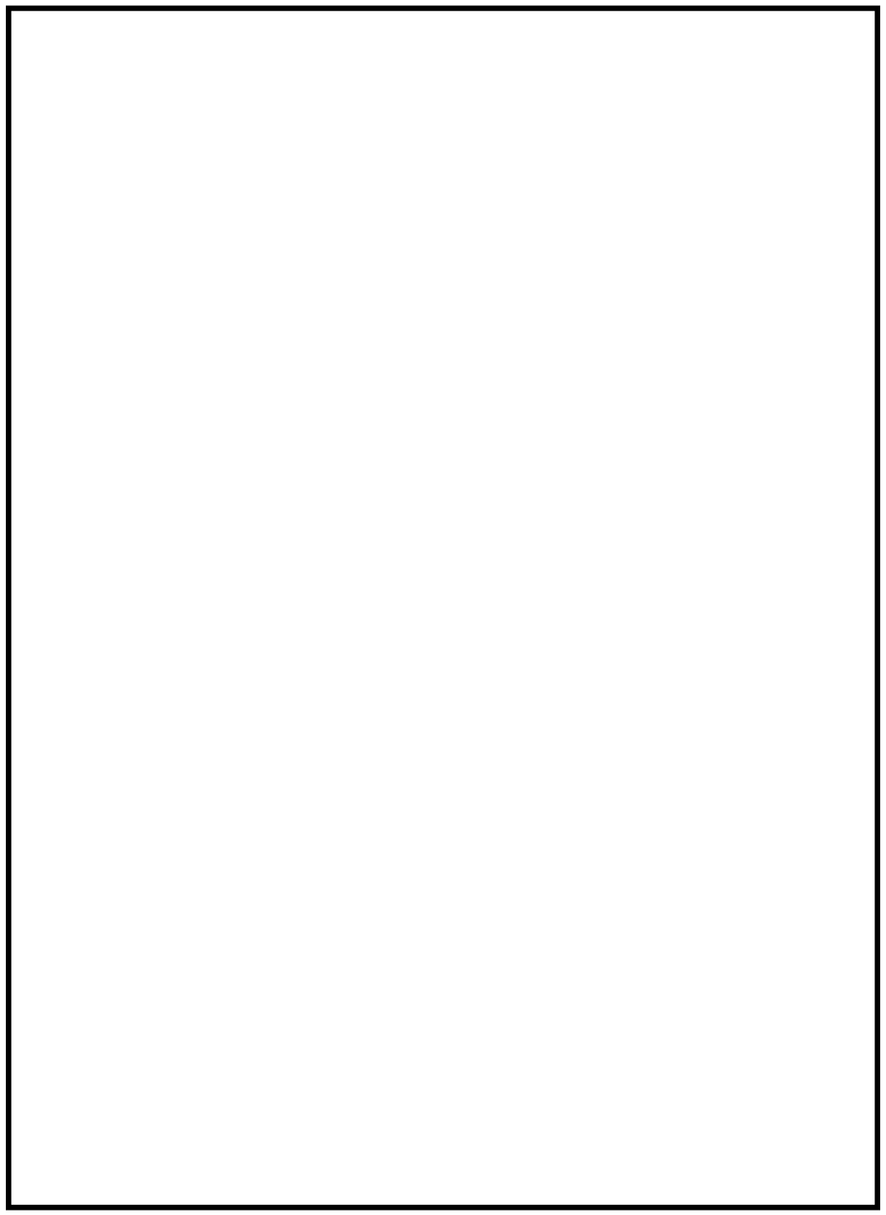
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
52-2 単線結線図	52-2　単線結線図	

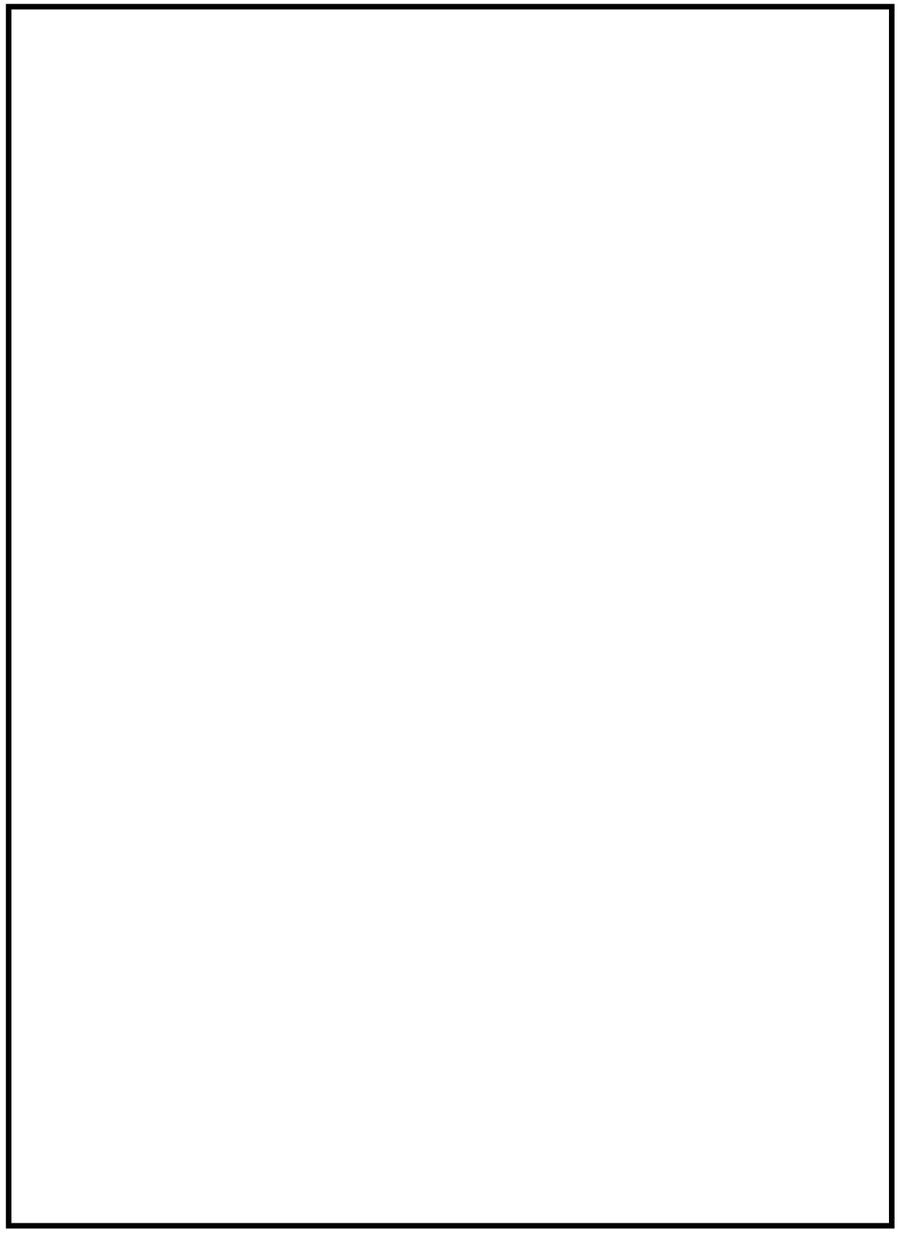
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		・設備の相違
図 52-2-1 計装設備 単線結線図（6 号炉）	図１　単線結線図	

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

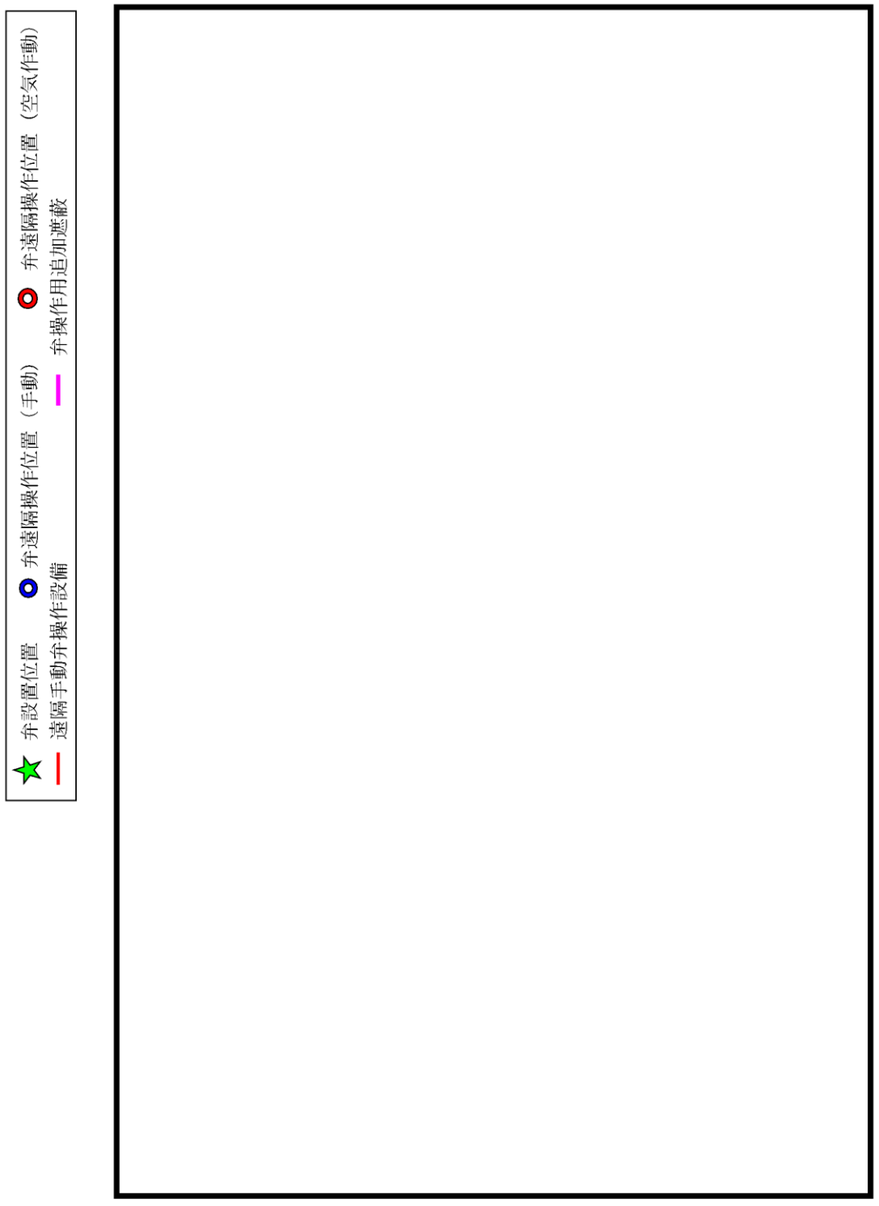
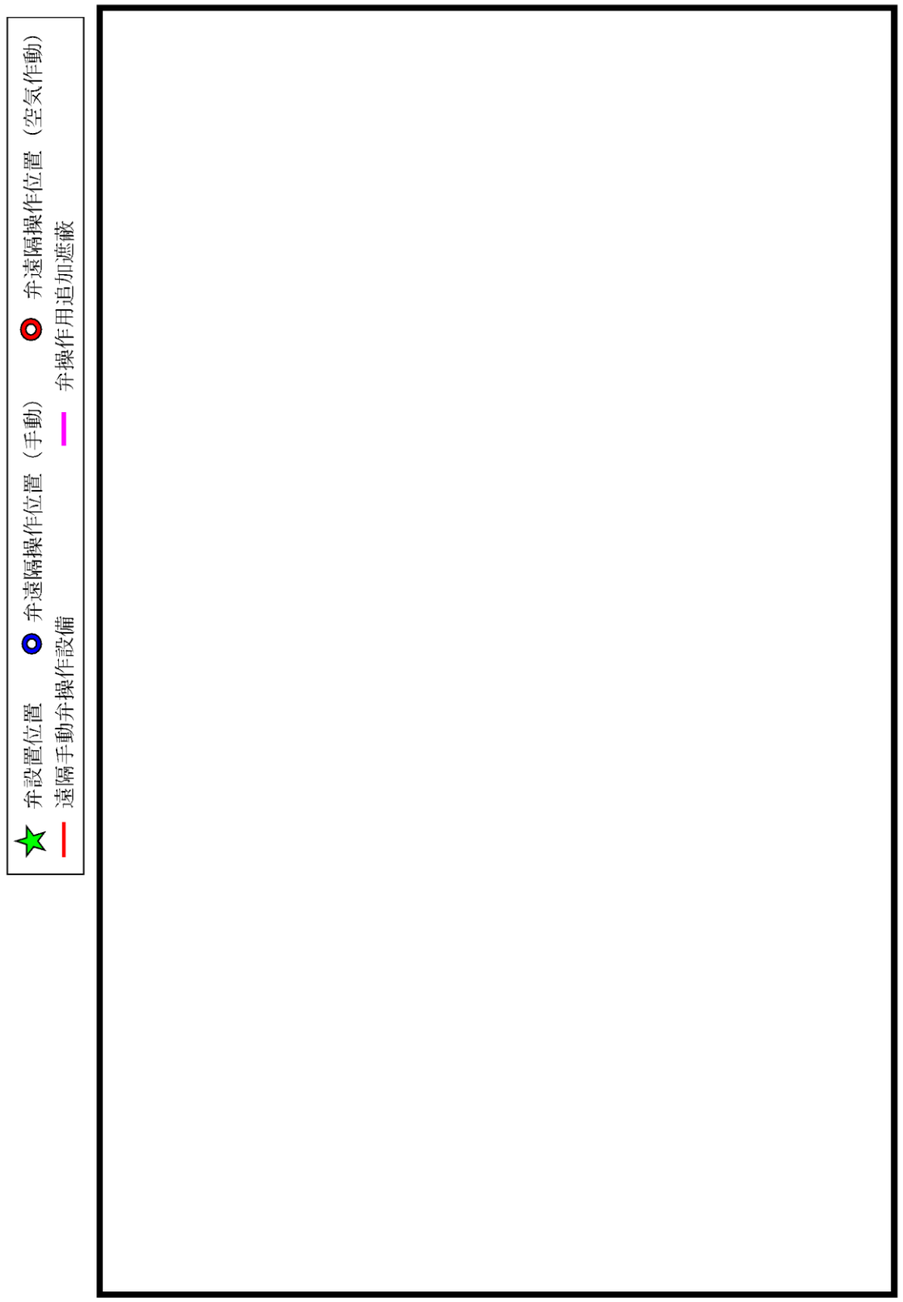


図 52-3-4 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋 地上 3 階/地上中 3 階）

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

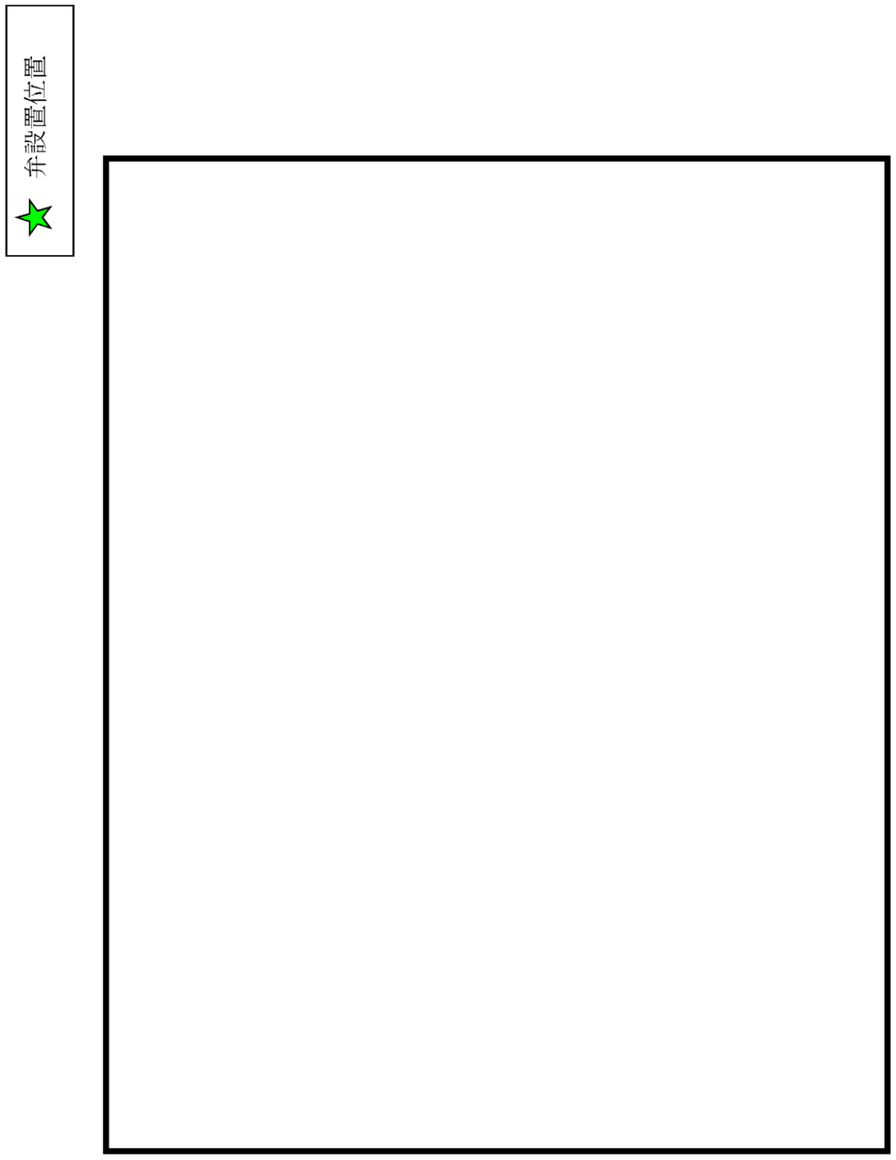


図 52-3-6 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋 地上 3 階）

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

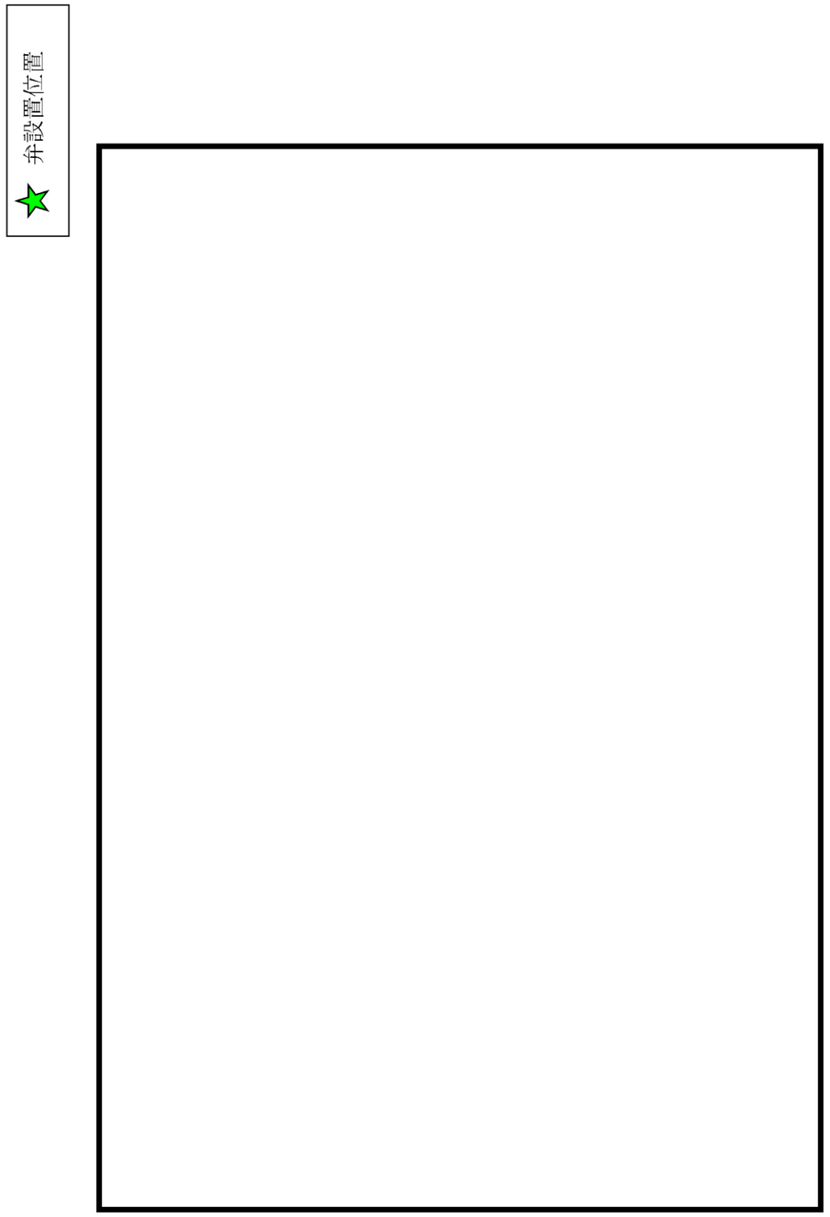
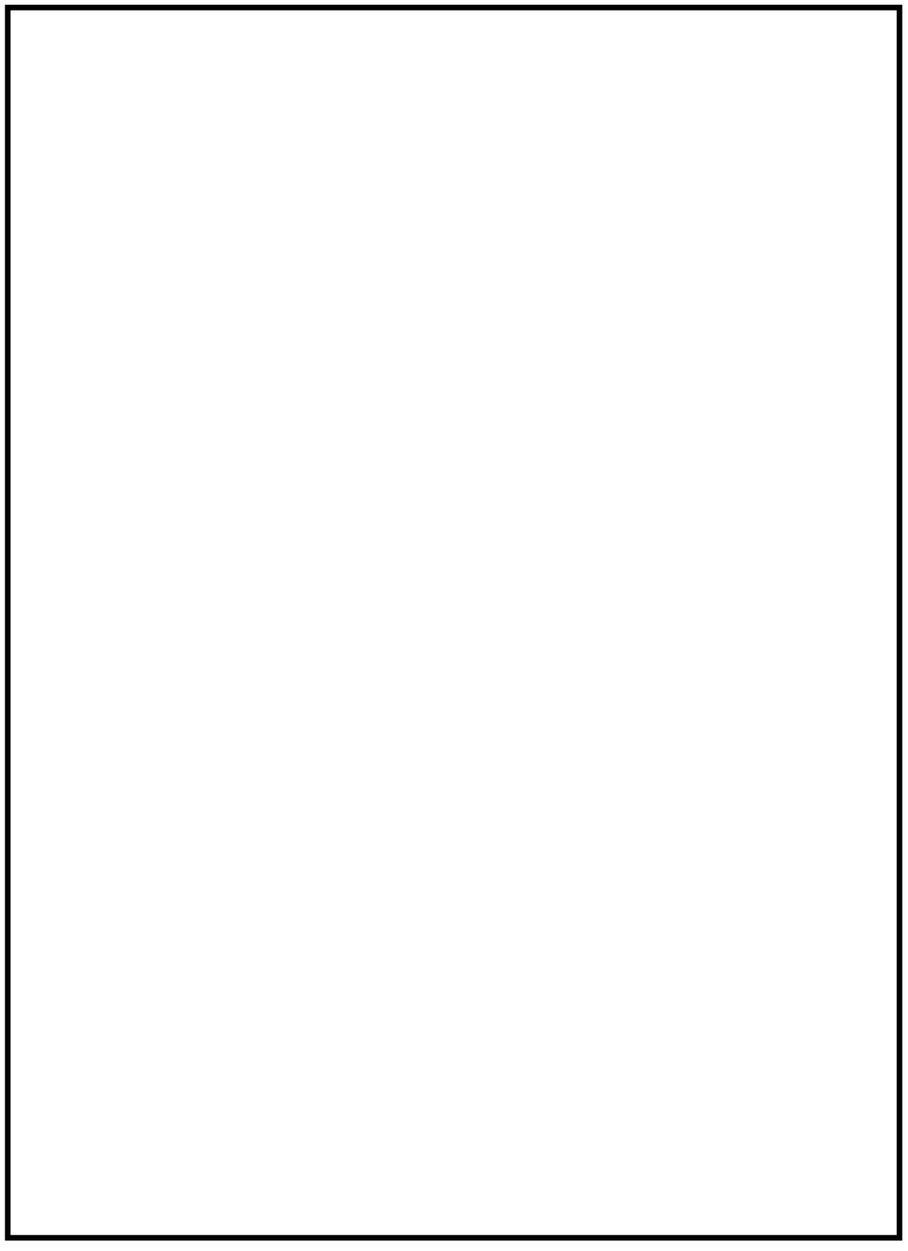
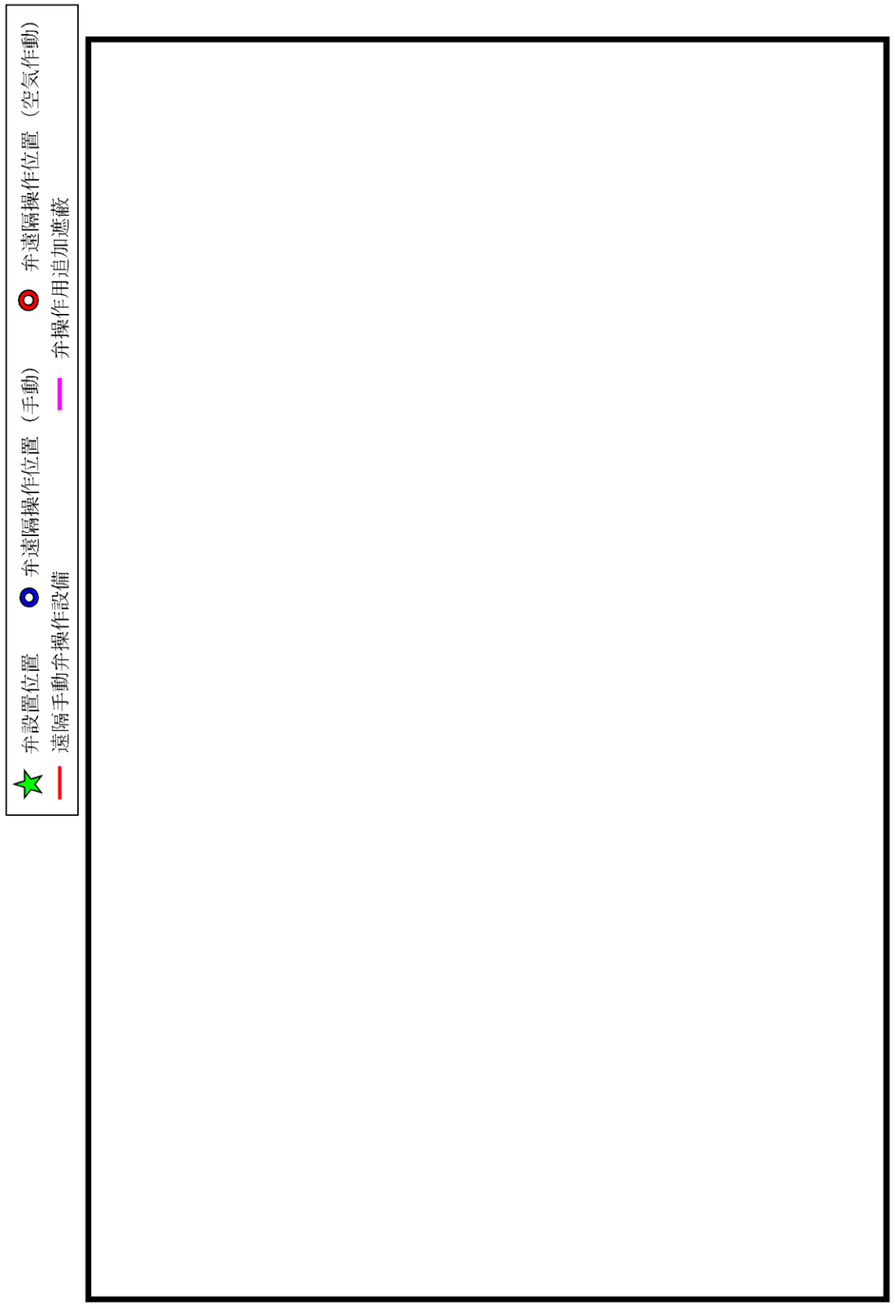


図 52-3-7 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋 屋上）

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

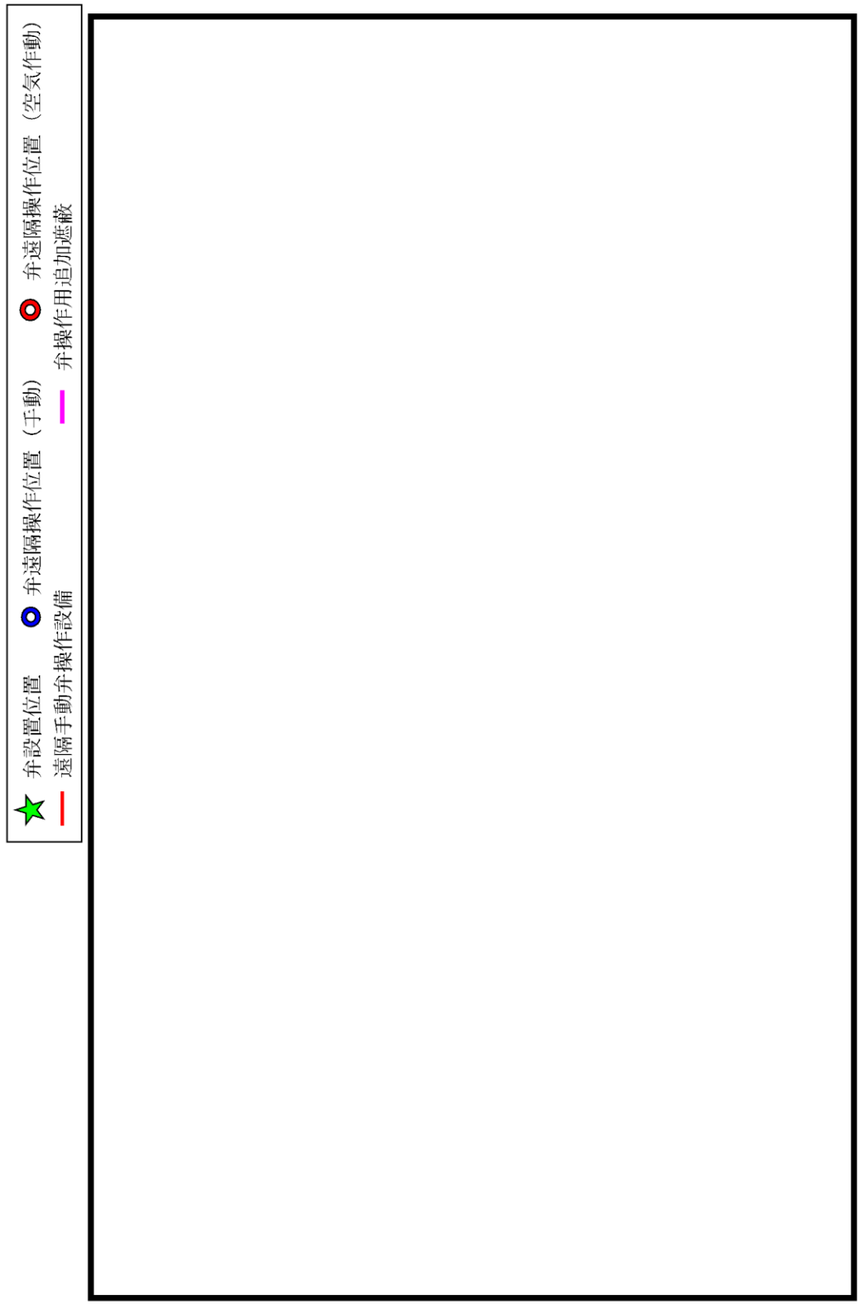
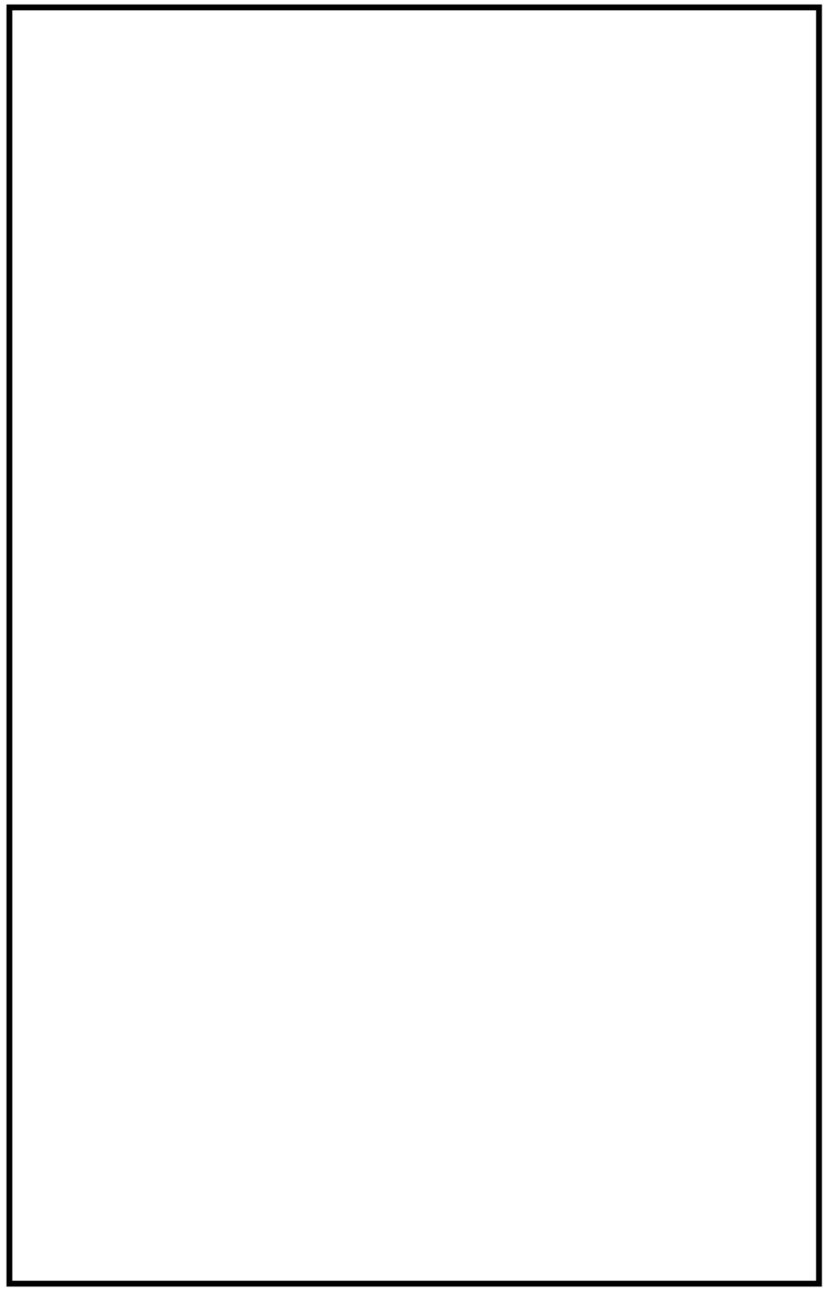
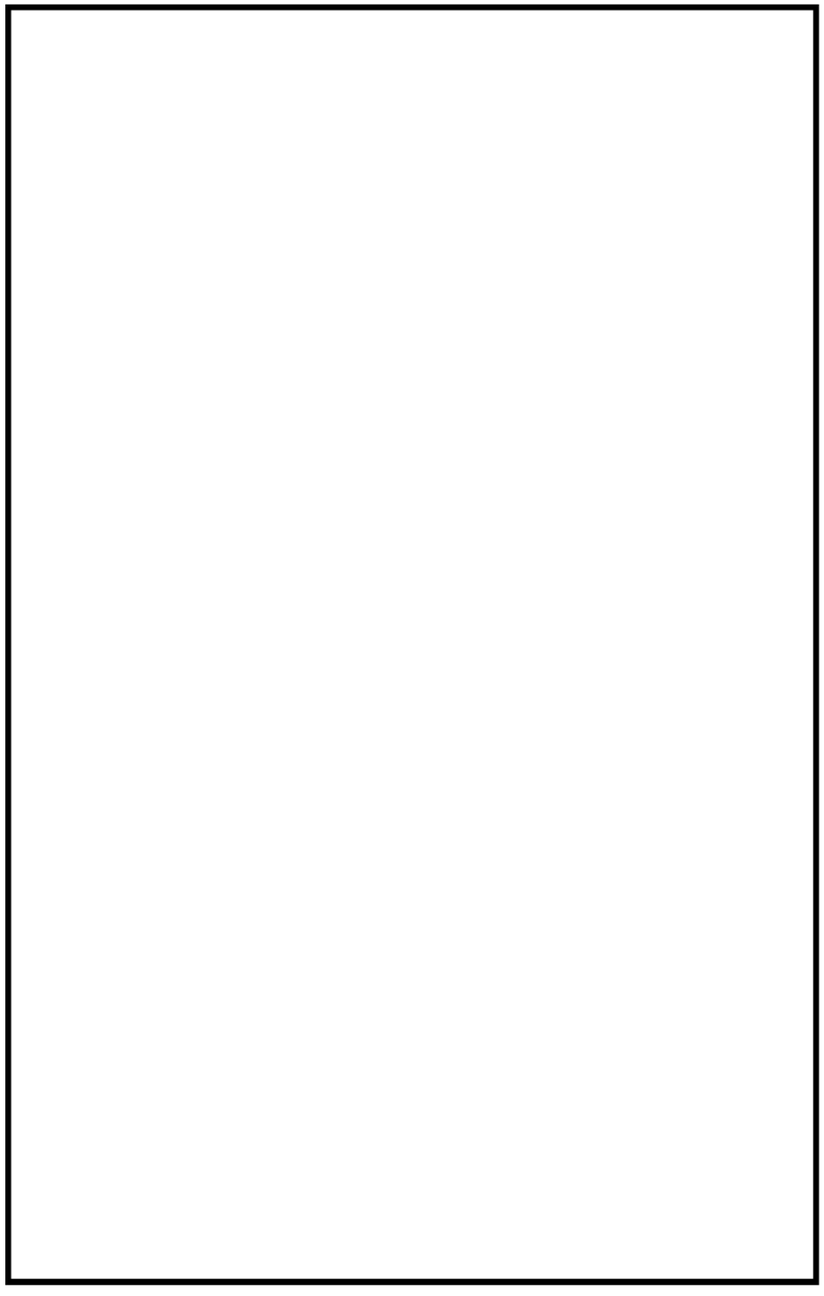
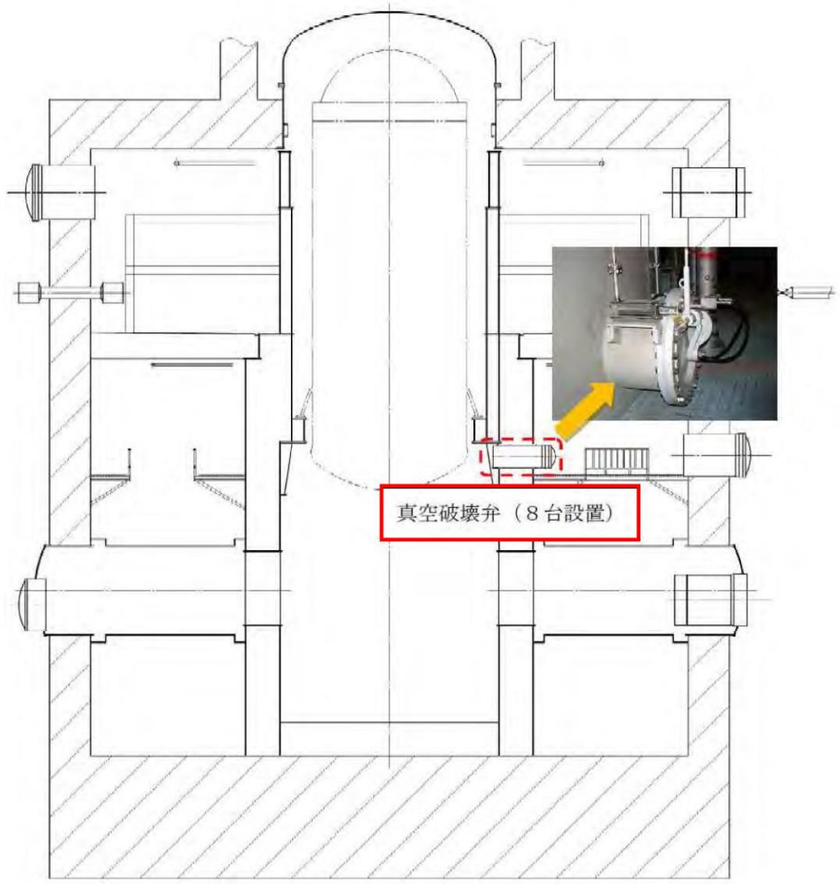
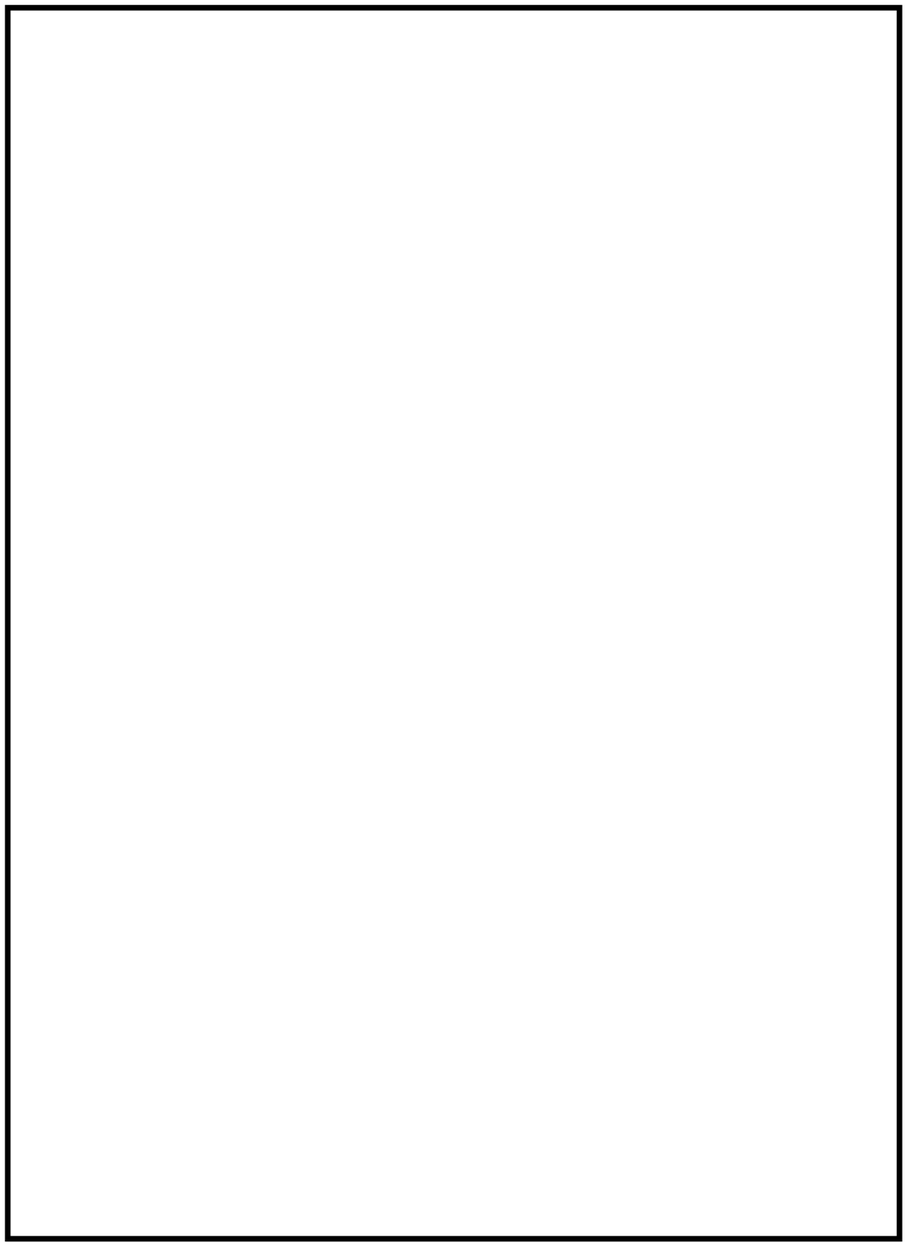


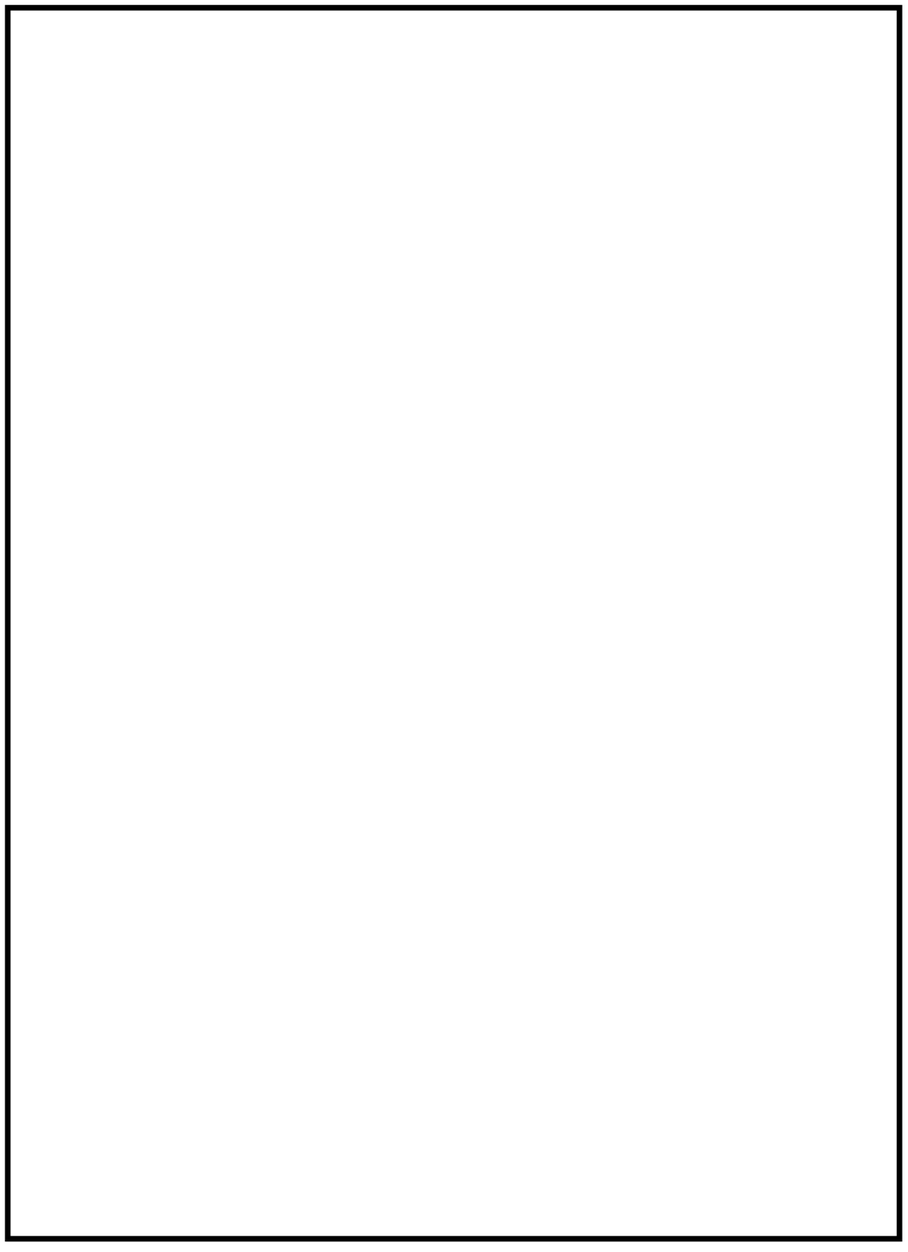
図 52-3-10 機器配置図（7 号炉 原子炉建屋 地下 1 階/地下中 1 階）

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
★ 弁設置位置  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

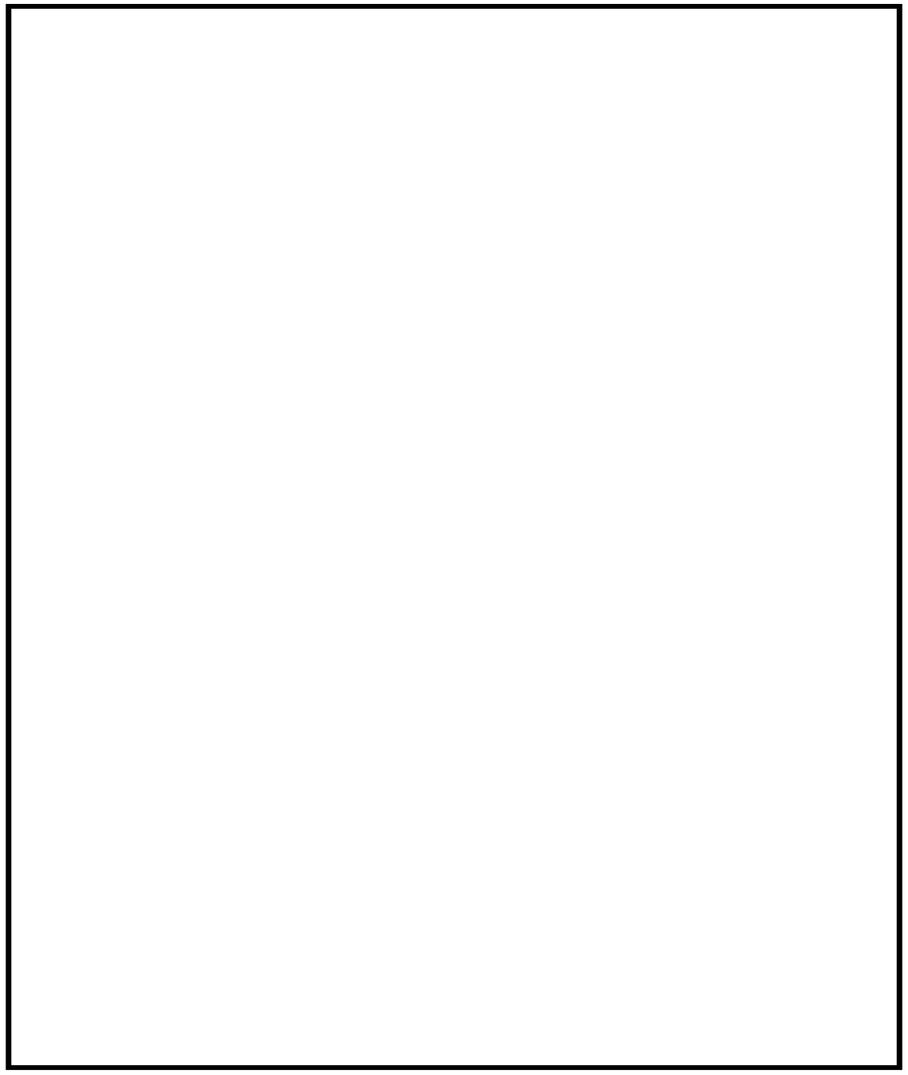


図 52-3-16 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋地上 2 階）

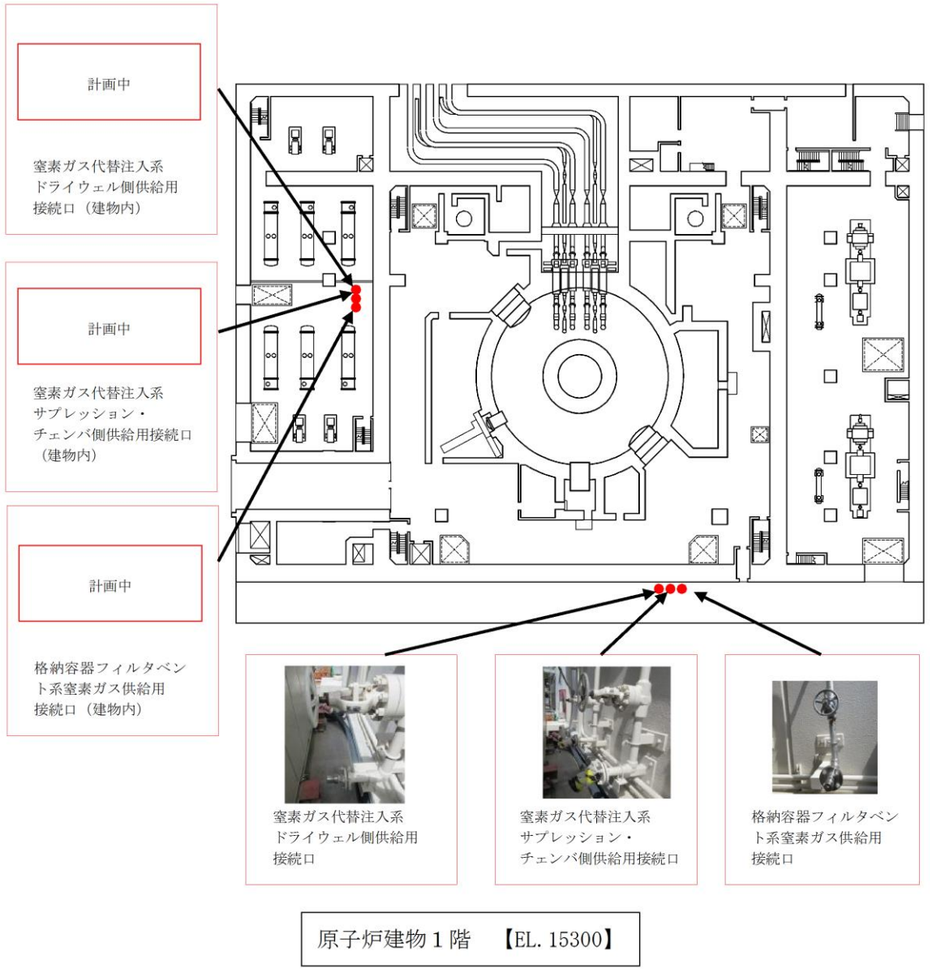
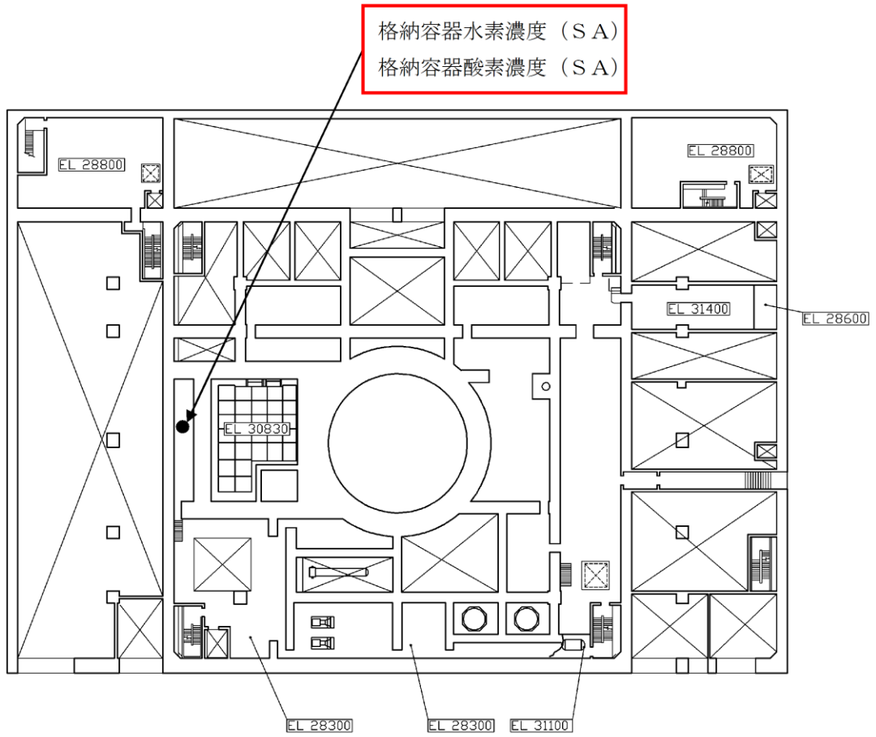
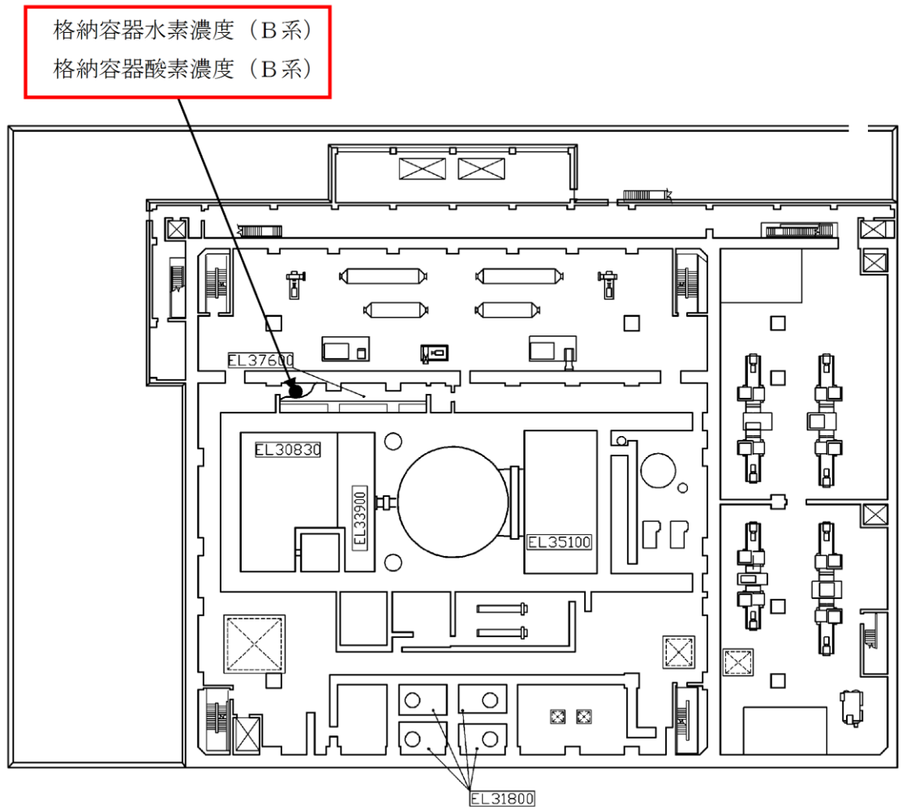
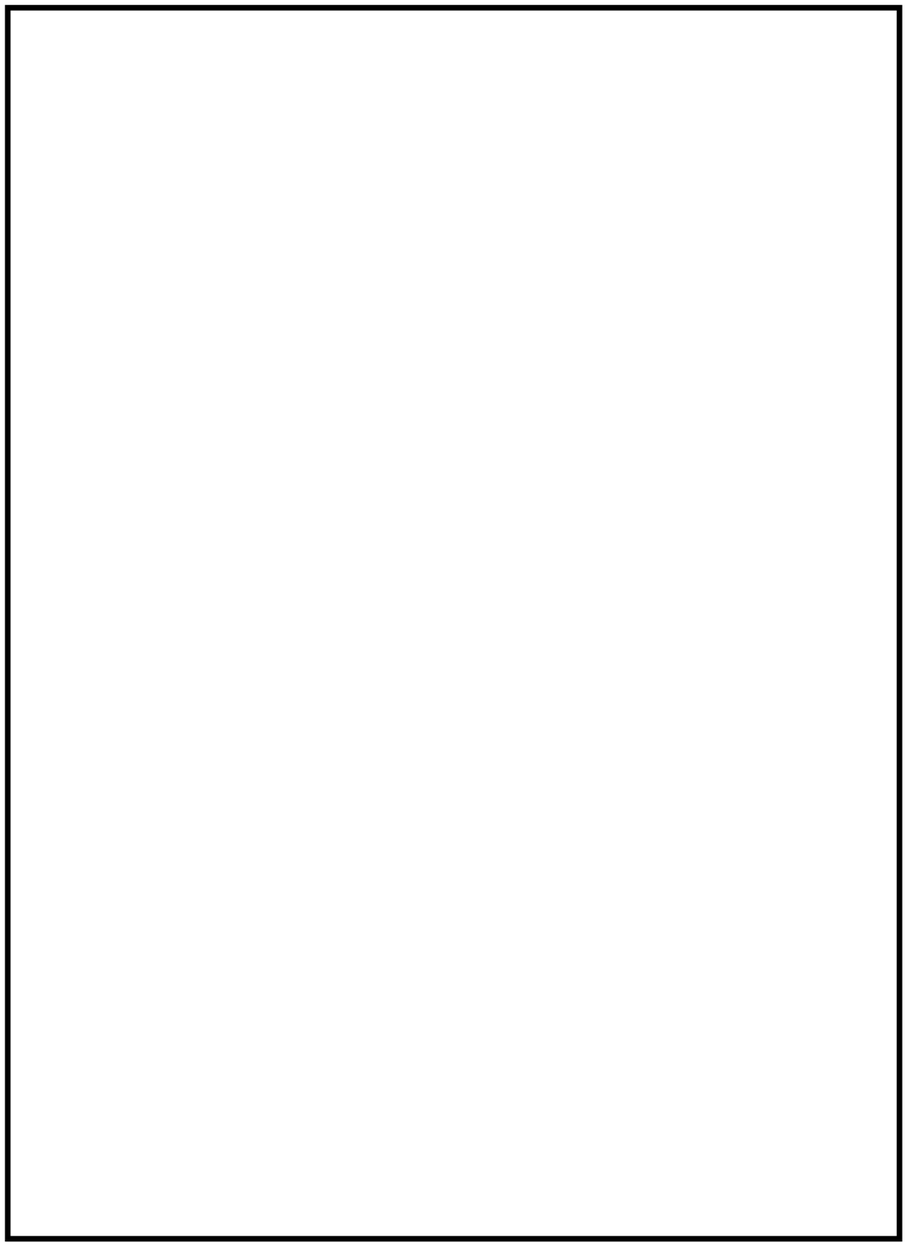
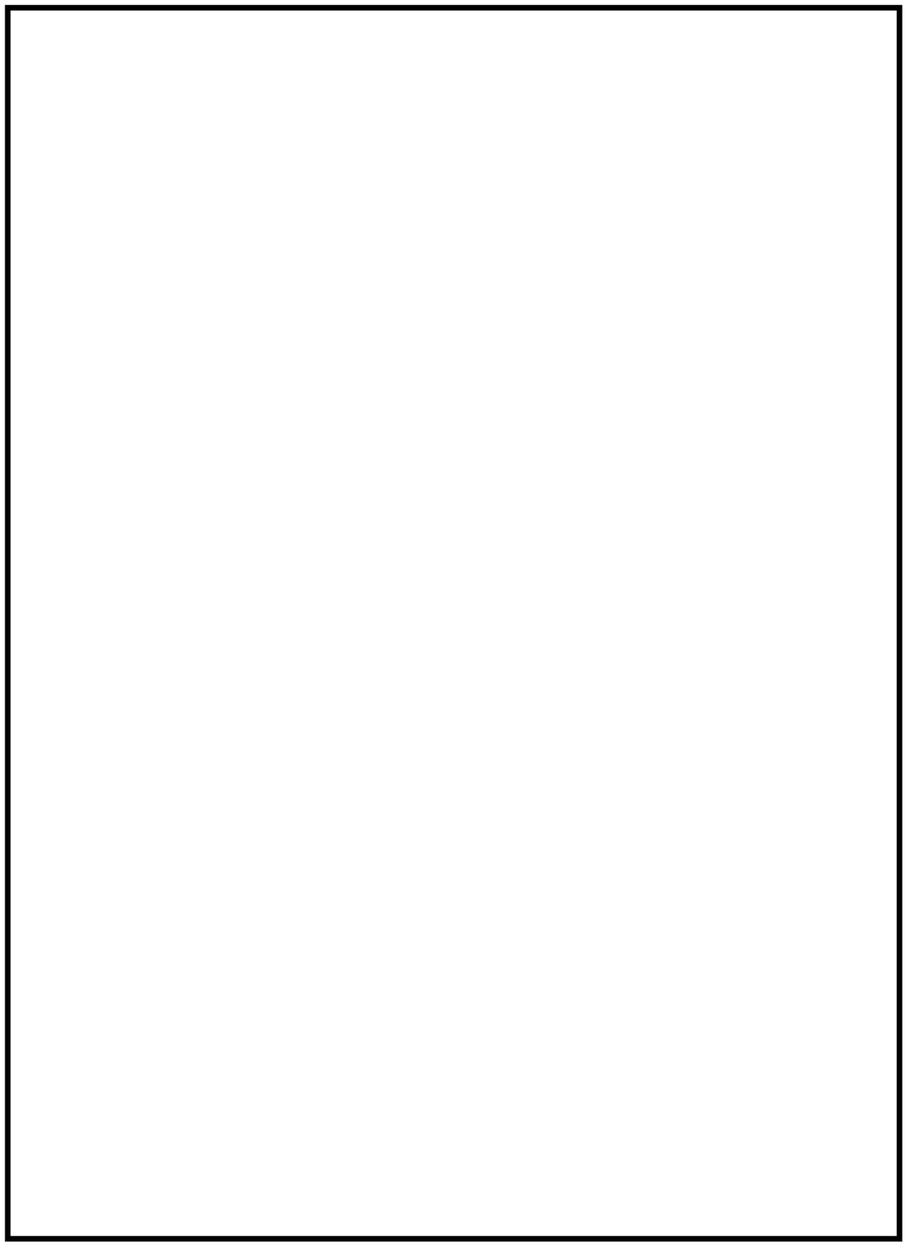


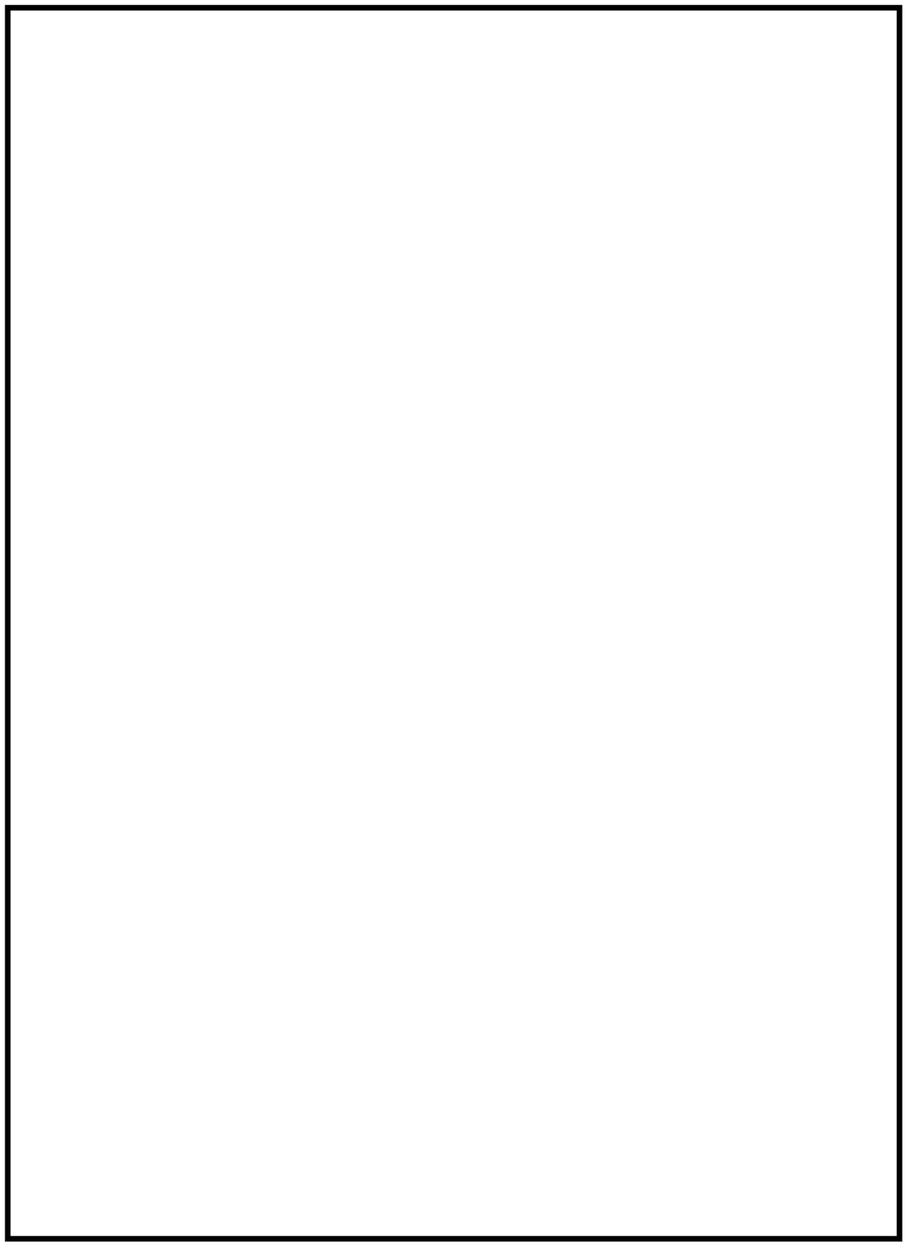
図１　機器配置図（原子炉建物１階）

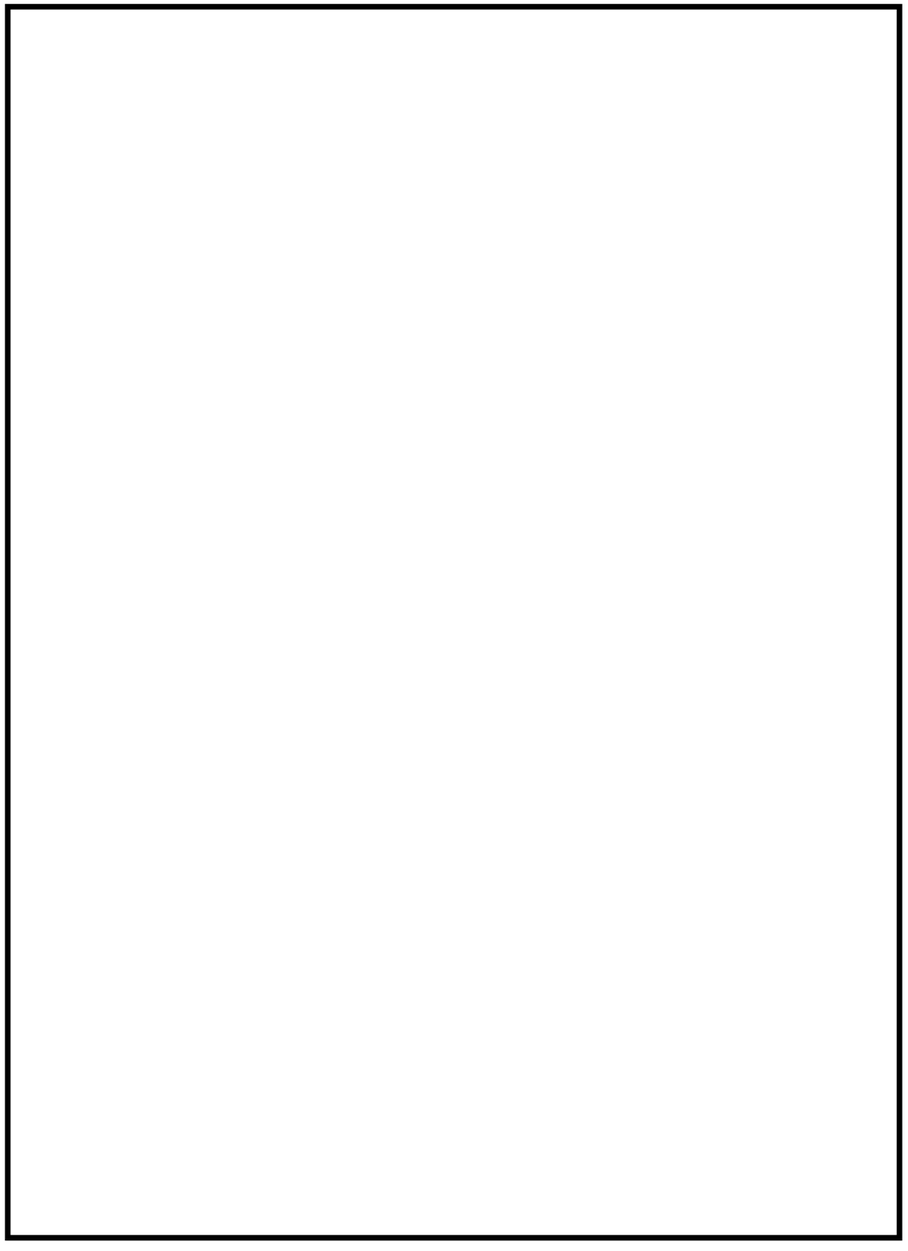
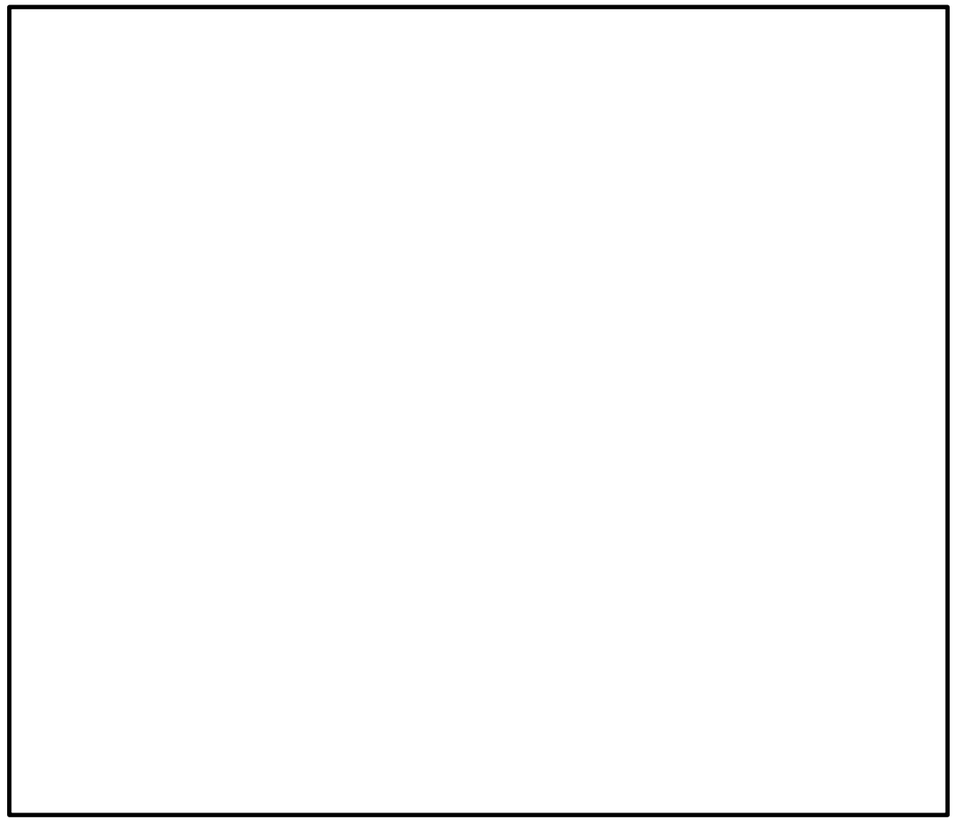
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図 52-3-17 機器配置図（6 号炉 原子炉建屋地上 3 階）	 原子炉建物中２階　【EL. 30500】 図２　機器配置図（原子炉建物中２階）	

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）	 原子炉建物３階　【EL. 34800】 図３　機器配置図（原子炉建物３階）	

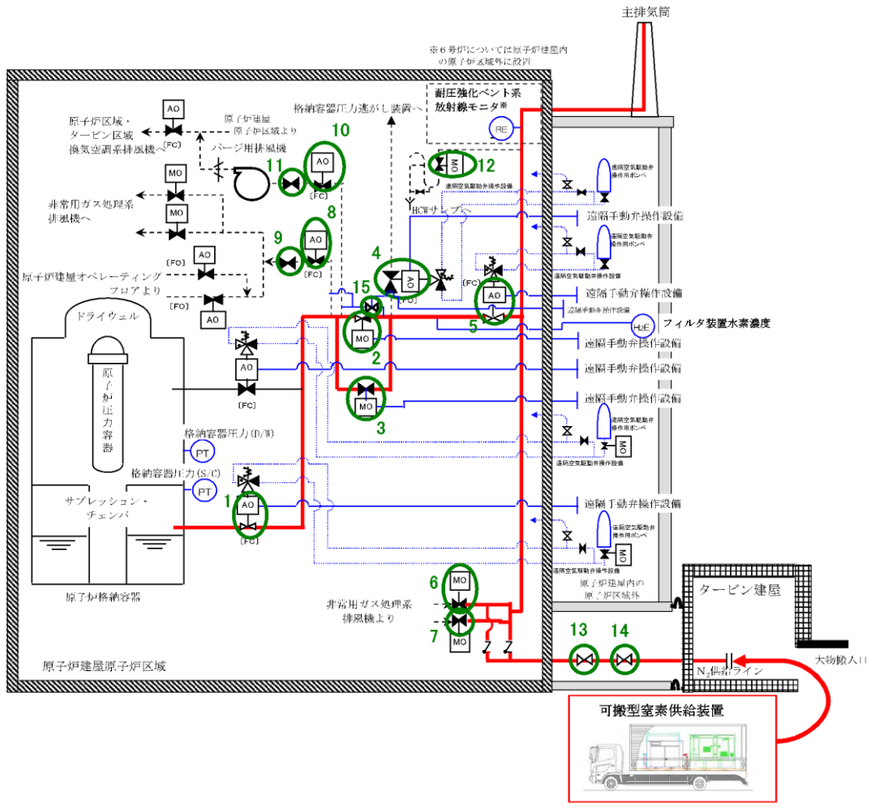
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 52-3-19 機器配置図（7 号炉 原子炉建屋地下 1 階）		

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４　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

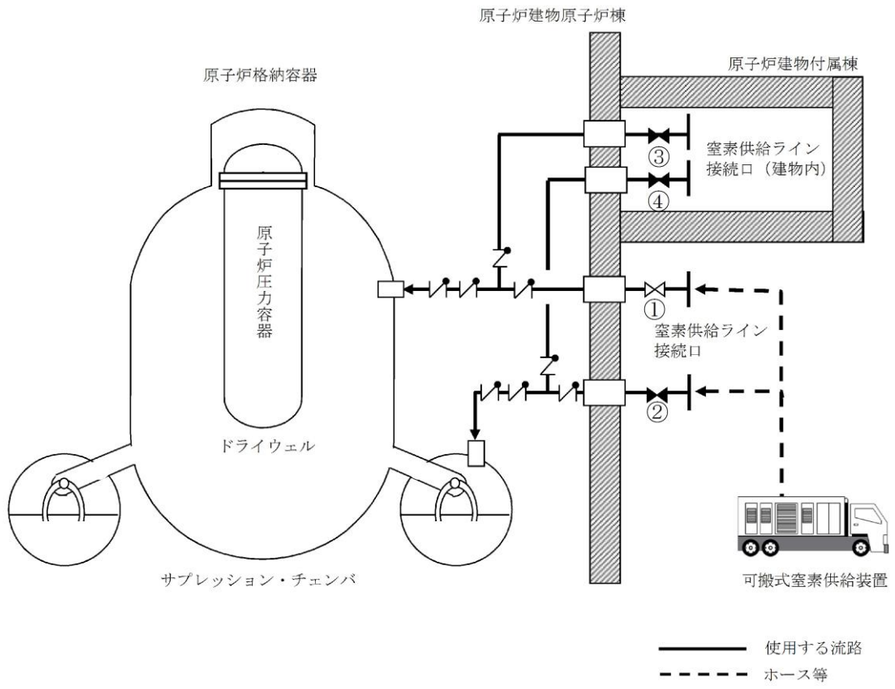


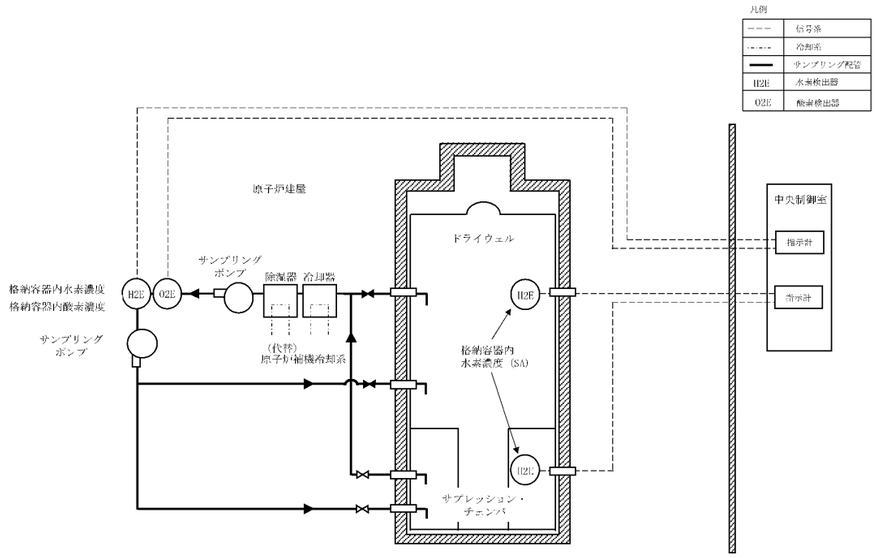
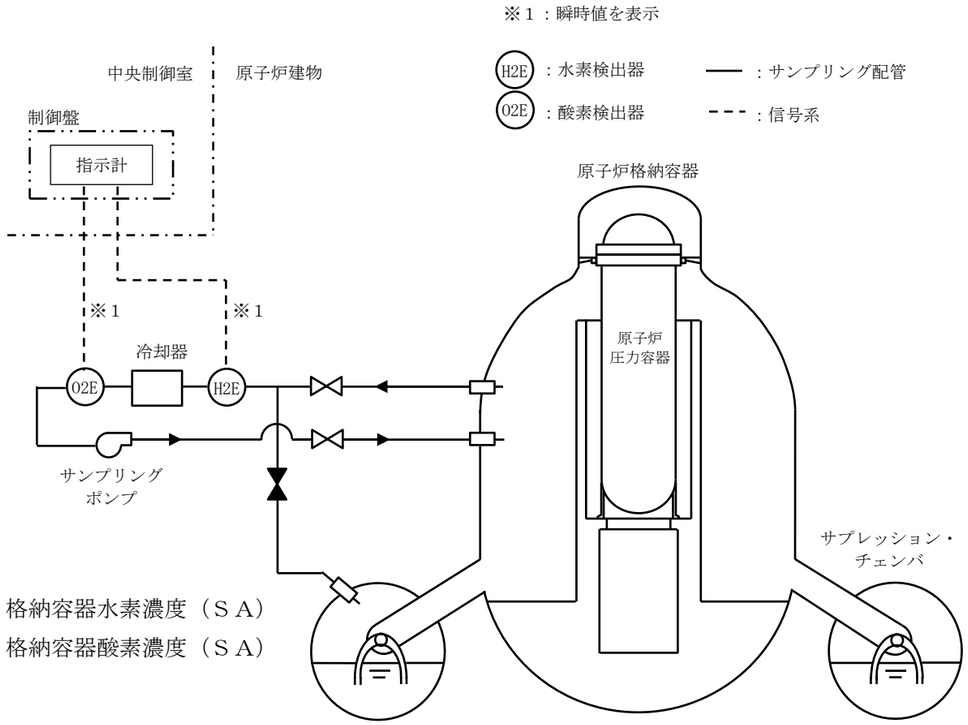
図１　窒素ガス代替注入系　系統概要図

表１　弁リスト

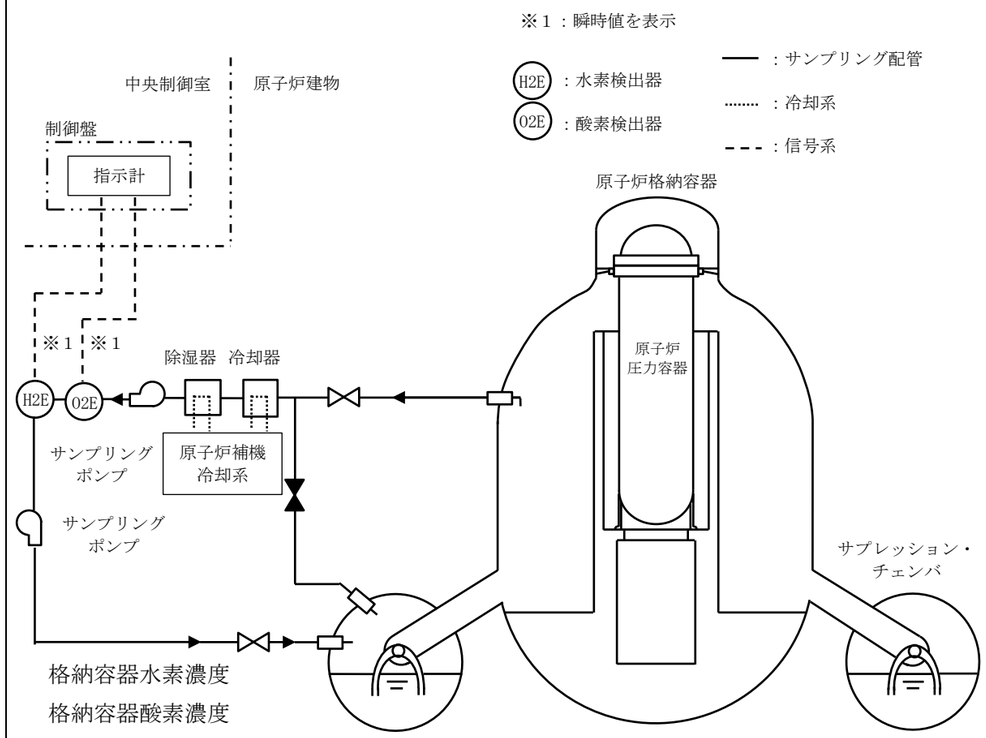
No.	弁名称
1	ＡＮＩ　代替窒素供給ライン元弁（Ｄ／Ｗ側）
2	ＡＮＩ　代替窒素供給ライン元弁（Ｓ／Ｃ側）
3	ＡＮＩ　建物内代替窒素供給ライン元弁（Ｄ／Ｗ側）
4	ＡＮＩ　建物内代替窒素供給ライン元弁（Ｓ／Ｃ側）

・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（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）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（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）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

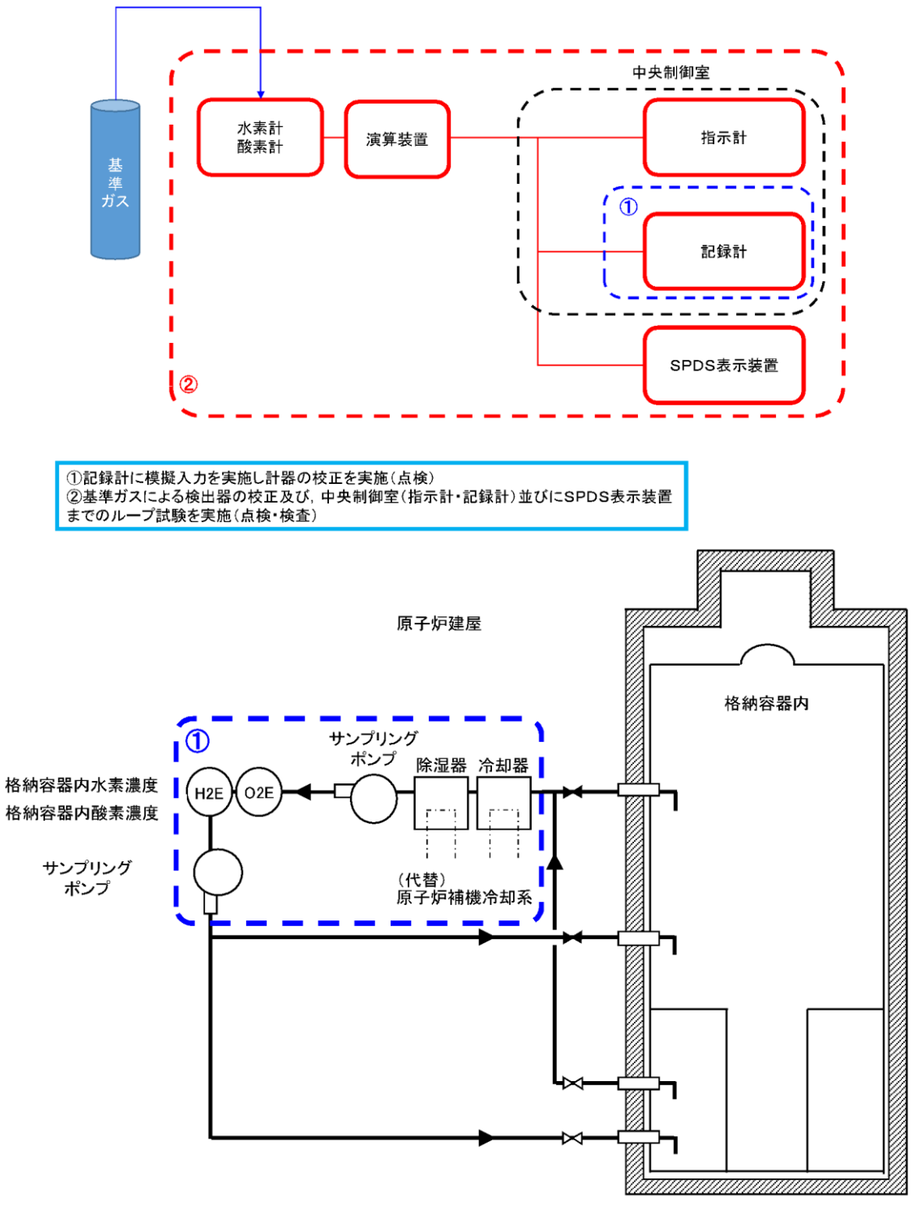
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考



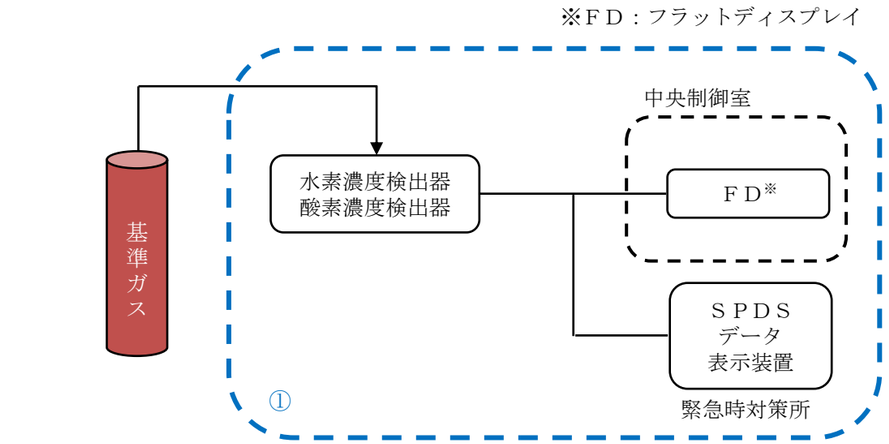
※２系列のうちＢ系を示す。

図３　格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）に関する系統概要図

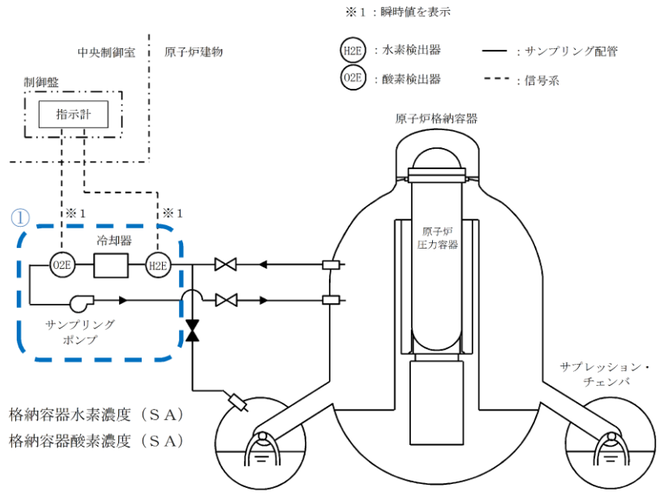
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
52-5 試験及び検査	52-5　試験及び検査	

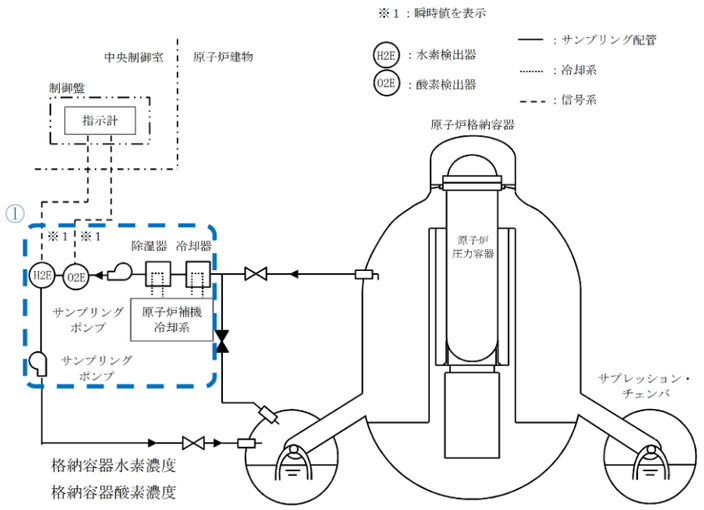
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 52-5-1 計装設備の試験及び検査		・資料構成及び設備の相違 島根２号炉は，図２及び図３に記載

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



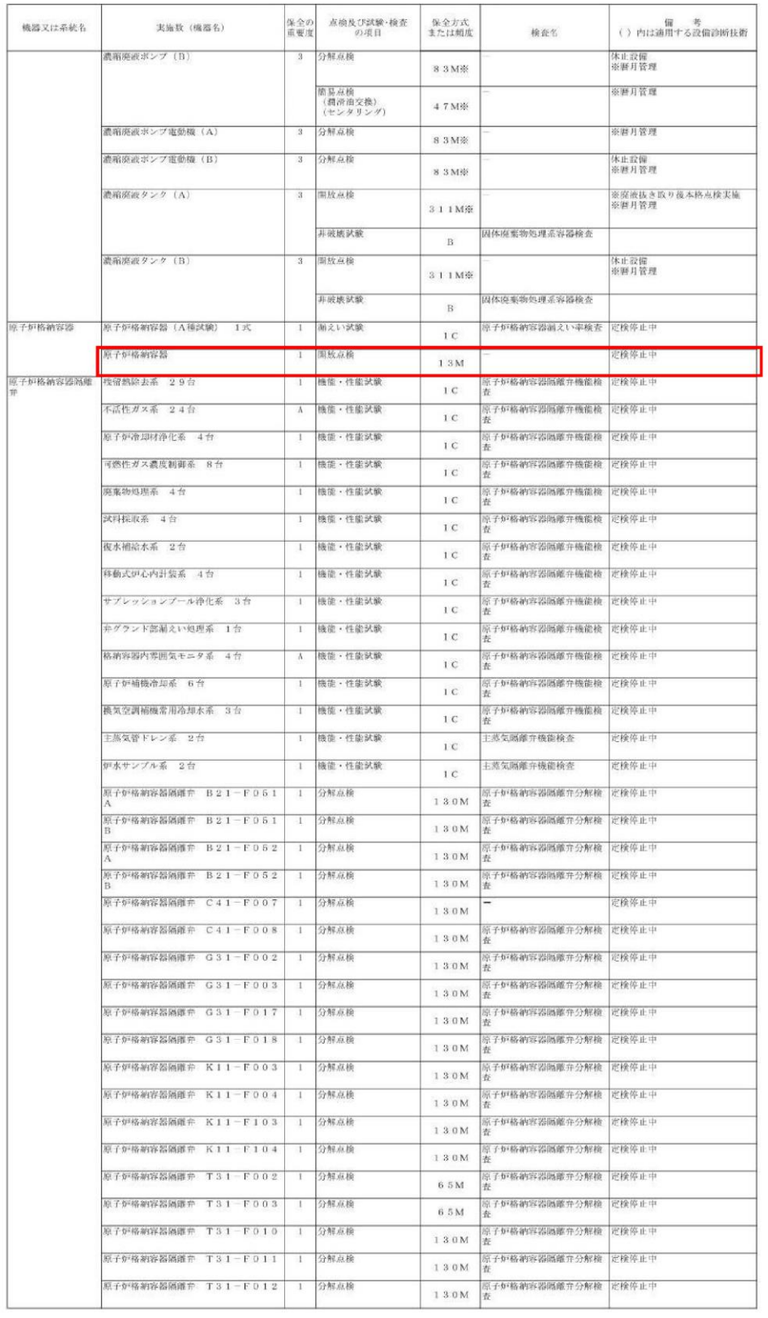


※２系列のうちＢ系を示す。

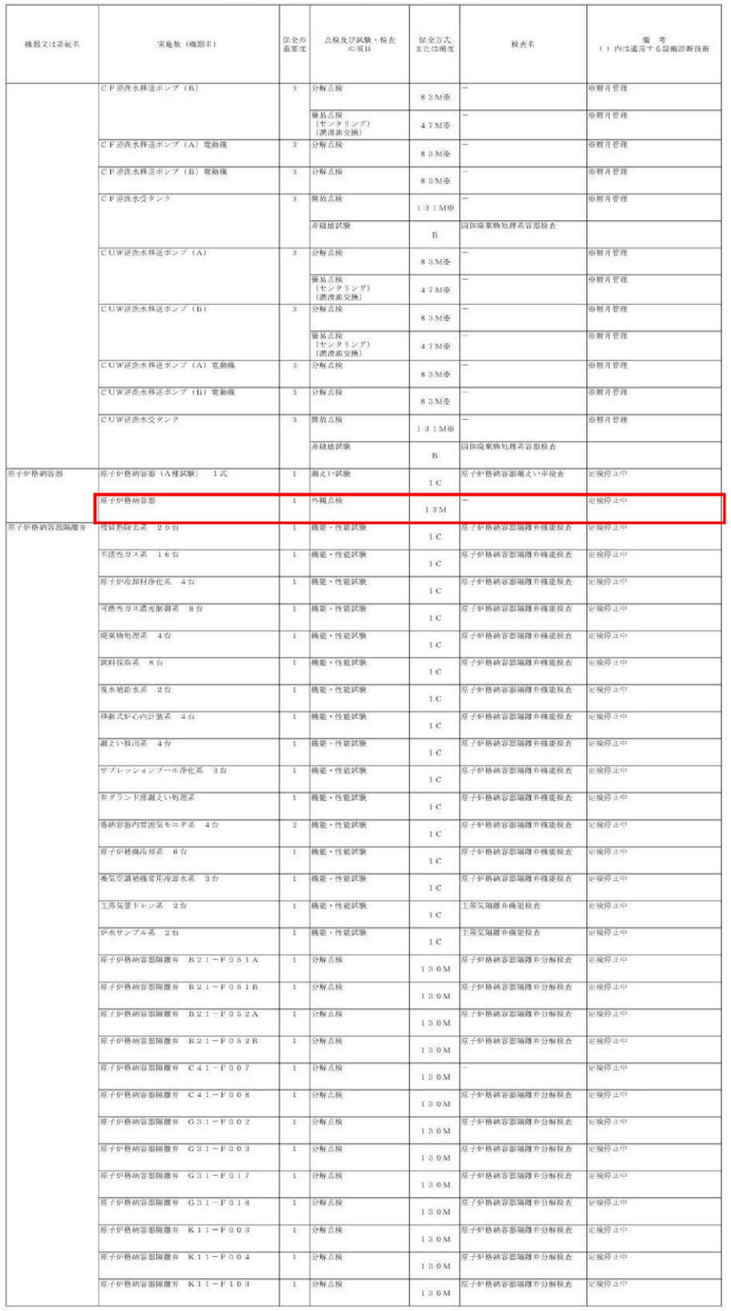
①サンプリング装置の運転性能，漏えいの確認を実施（点検・検査）

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
	主タービン軸封蒸気系　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　Ｔ３１－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）	区分の重要度	点検及び試験・検査の項目	頻度又は概要	検査名	備　考 （ ）内は適用する設備診断技術
	ＣＰ浄洗水移送ポンプ（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浄洗水移送ポンプ（Ａ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暫月管理
	ＣＰ浄洗水移送ポンプ（Ｂ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暫月管理
	ＣＰ浄洗水受タンク	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浄浴水移送ポンプ（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浄浴水移送ポンプ（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浄浴水移送ポンプ（Ａ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暫月管理
	ＣＵＷ浄浴水移送ポンプ（Ｂ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暫月管理
	ＣＵＷ浄浴水受タンク	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　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
	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
	海水補給水系　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
	ボタンドライ漏えい検出系	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
	換気空調給機室用冷温水系　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
		・設備の相違

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。

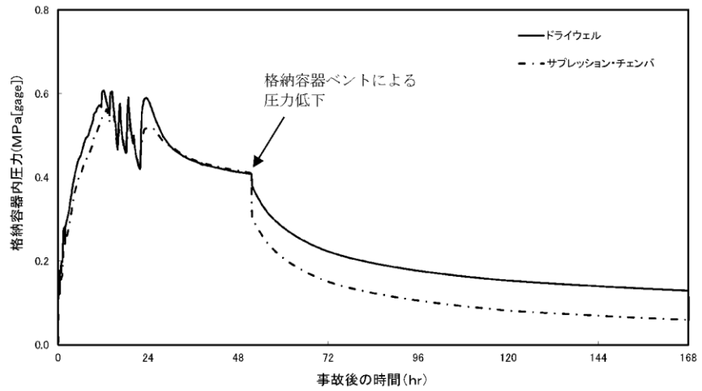


図 52-6-1　原子炉格納容器圧力推移
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

柏崎刈羽原子力発電所　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。

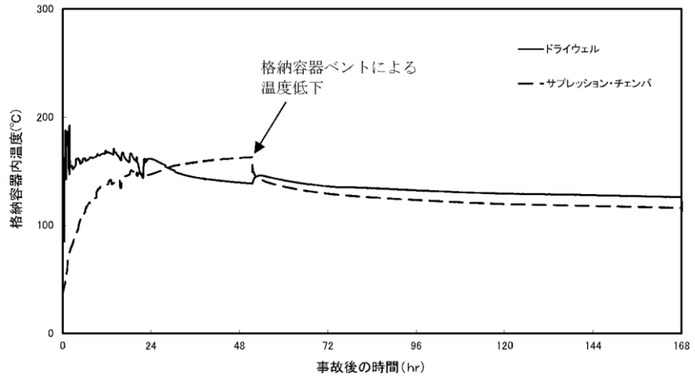


図 52-6-2　原子炉格納容器温度推移
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

(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

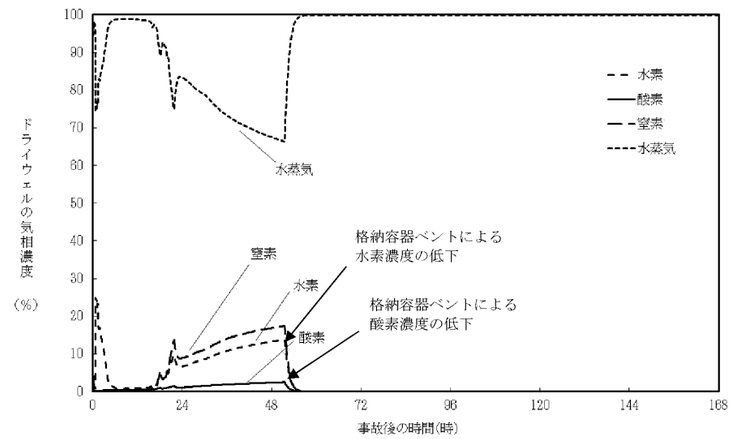


図 52-6-3　原子炉格納容器（ドライウェル）気相濃度
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

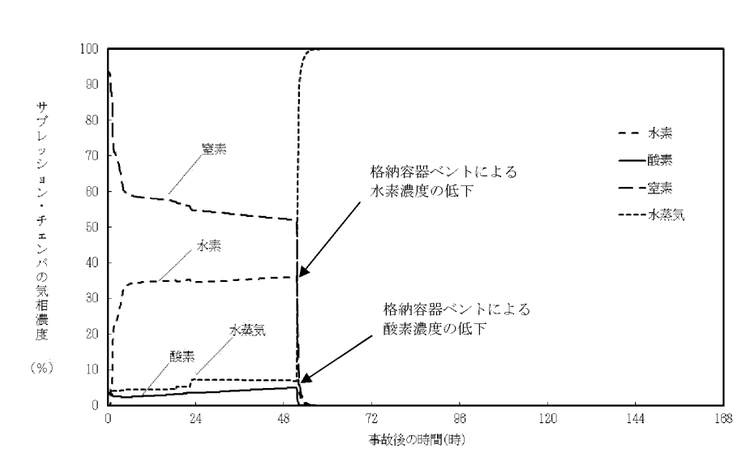


図 52-6-4　原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ）気相濃度
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

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

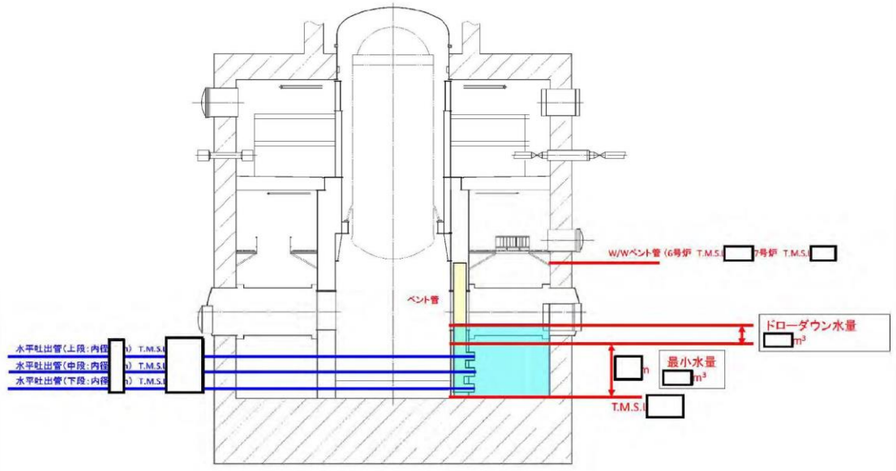


図 52-6-5　サプレッション・チェンバ・プール水量について

(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

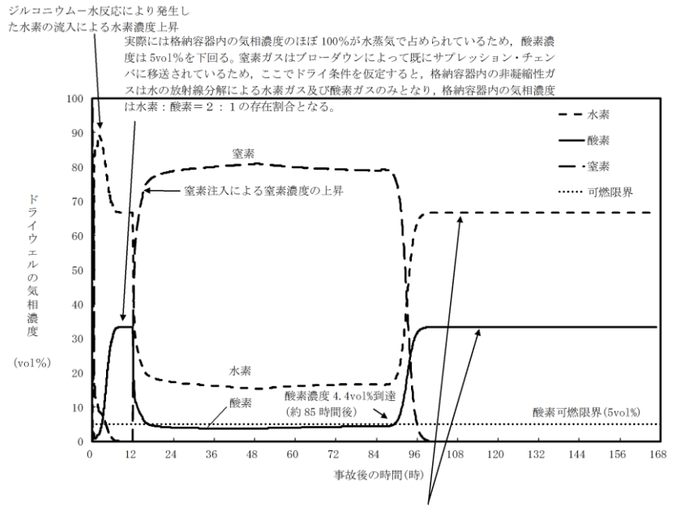
名　　称		可搬式窒素供給装置
容　　量	m^3/h[normal]	約 100
窒　素　純　度	Vol％	約 99.9
供　給　圧　力	MPa	0.6 以上

【設　定　根　拠】

(1) 容量及び窒素純度

可搬式窒素供給装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし，残留熱代替除去系又は残留熱除去系による除熱を開始した時点で原子炉格納容器内への窒素供給を実施する。

有効性評価シナリオ「水素燃焼」において，設計基準事故等対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているＧ値を採用した場合のドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相濃度の推移を図１及び図２に示す。事象発生 12 時間後にドライウェルへの窒素供給を開始し，100m^3/h[normal]にて窒素供給を実施する。事象発生約 85 時間後にドライウェルの酸素濃度がドライ条件で 4.4vol％にと達すれば，格納容器フィルタベント系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することによって，原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し，事象発生から 168 時間後においても，原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol％に到達することはない。



約 85 時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が 4.4vol％に到達するため，ウェットウェルベントラインを開放。これに伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後，現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ 100％を占め続けるが，ここでドライ条件を仮定すると，格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため，格納容器内の気相濃度は水素：酸素＝２：１の存在割合となる。

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

・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

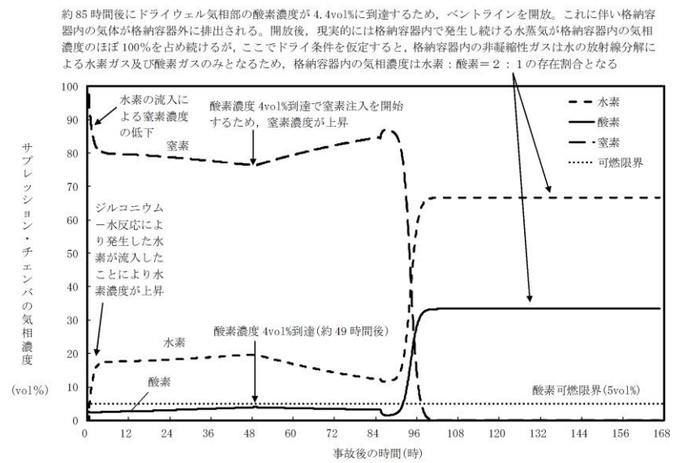
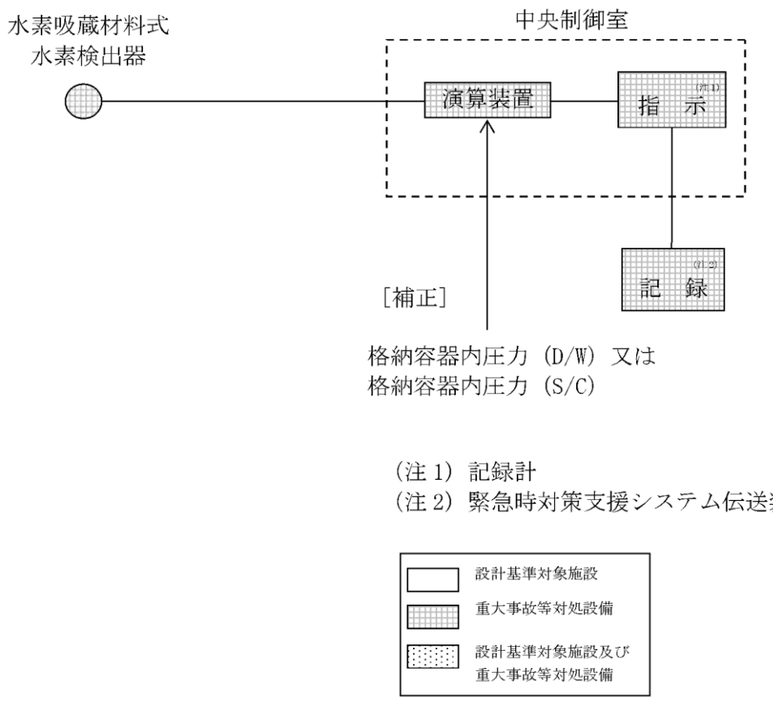
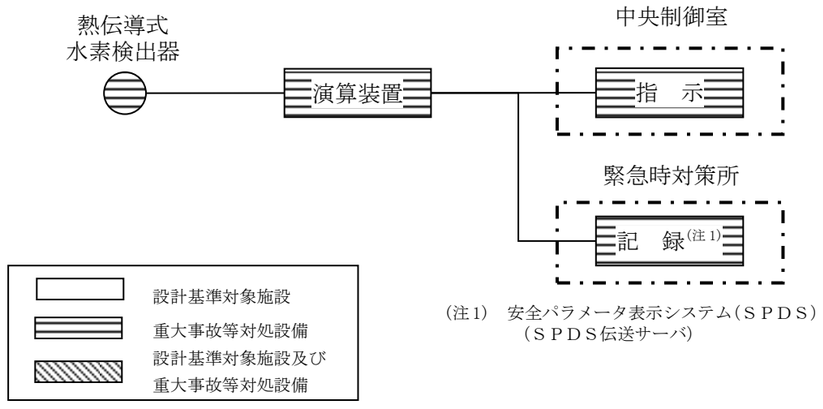


図２　「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している
Ｇ値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 供給圧力

可搬式窒素供給装置は，0.6MPa 以上の供給圧力を有しており，重大事故等時においても原子炉格納容器への窒素供給が可能な設計としている。

原子炉格納容器への窒素供給は格納容器圧力が 427kPa[gage]到達により停止する手順としており，その時点での格納容器圧力は供給圧力を下回っていることから十分な供給圧力を有している。

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
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
 （注 1）記録計 （注 2）緊急時対策支援システム伝送装置 図 52-6-6 格納容器内水素濃度（SA）の概略構成図	 （注1）　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） （ＳＰＤＳ伝送サーバ） 図１　格納容器水素濃度（ＳＡ）の概略構成図	・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>

(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。

</td>
<td>

(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	０～100vol％	1	原子炉建物原子炉棟中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）	０～100vol％	０vol％	０～2.0vol％	０vol％	０～90.4vol％	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（０～90.4vol％※2）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。

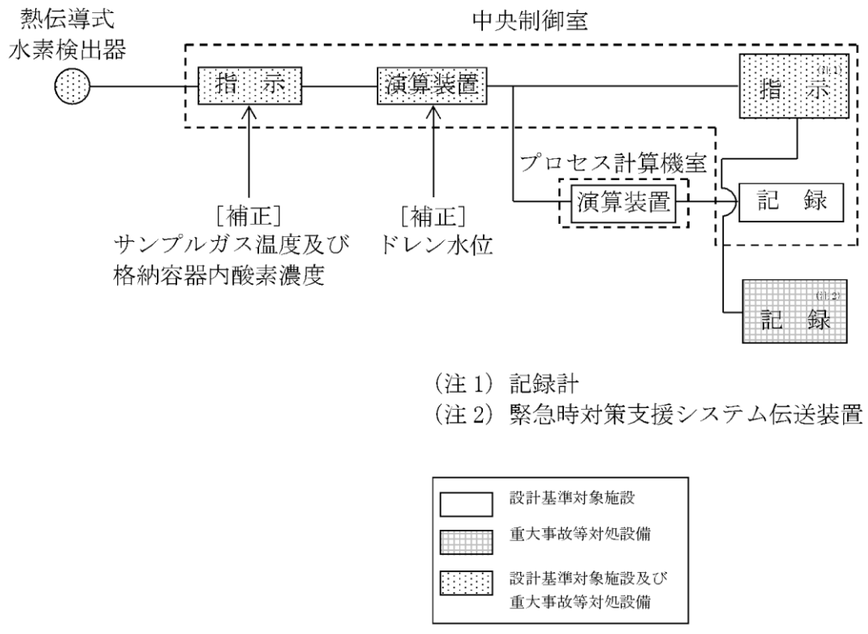
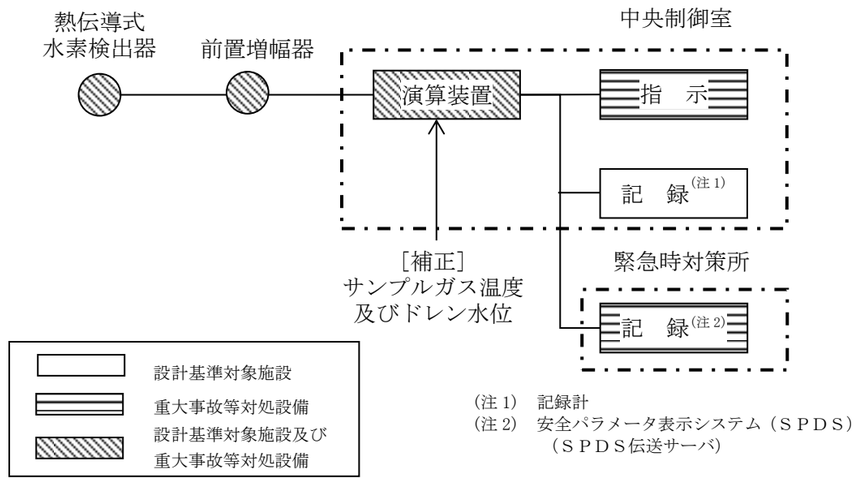
※２：有効性評価「水素燃焼」シナリオにおける解析値を記載。

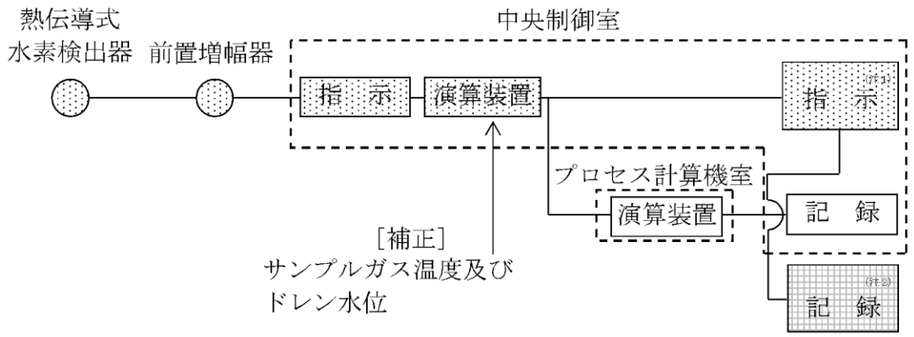
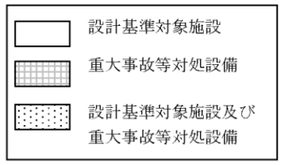
</td>
<td>

・設備の相違

・設備の相違

</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
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（Ｂ系） (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（Ｂ系）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（Ｂ系）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（Ｂ系）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（Ｂ系）の概略構成図」参照。）  図２　格納容器水素濃度（Ｂ系）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）	島根原子力発電所　２号炉	備考

（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。

（3） 計測範囲

格納容器水素濃度（Ｂ系）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（Ｂ系）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（Ｂ系）	熱伝導式 水素検出器	０～５vol%／ ０～100vol%	1	原子炉建物原子炉棟３階

・設備の相違

表４　格納容器水素濃度（Ｂ系）の計測範囲

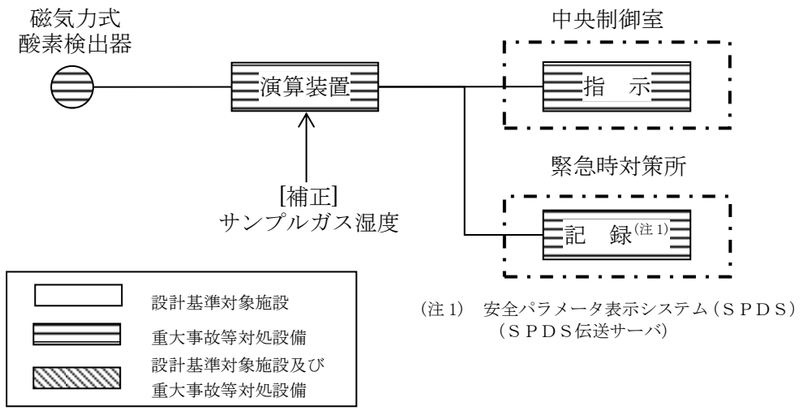
名称	計測範囲	プラント状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器水素濃度（Ｂ系）	０～５vol%／ ０～100vol%	０vol%	０～2.0vol%	０vol%	０～90.4vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（０～90.4vol%※2）を監視可能である。

・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：有効性評価「水素燃焼」シナリオにおける解析値を記載。

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。）  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	０～25vol％	1	原子炉建物原子炉棟中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）	０～25vol％	2.5vol％以下	4.3vol％以下	2.5vol％以下	4.4vol％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（０～4.4vol％※2）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。

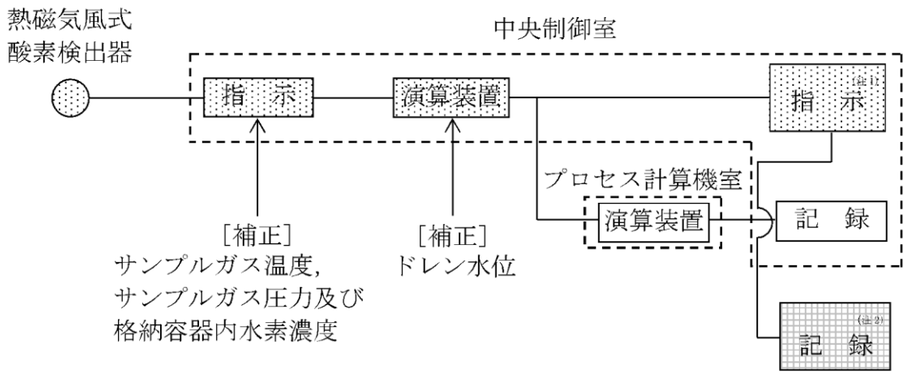
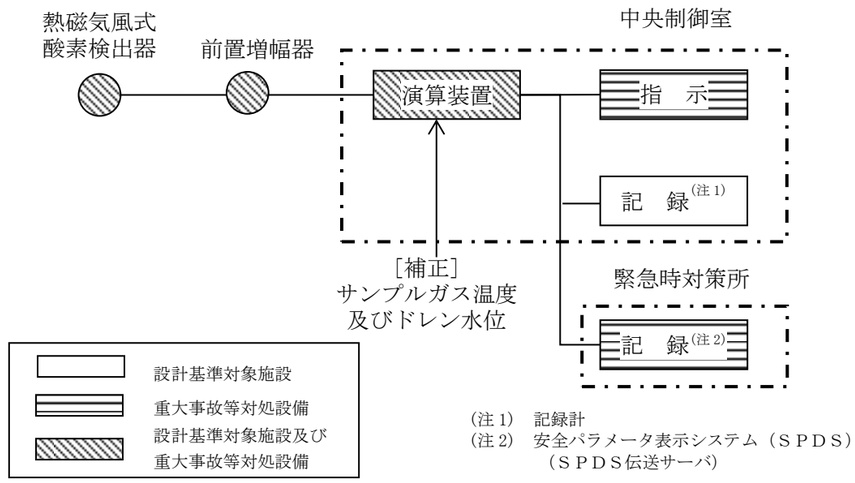
・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

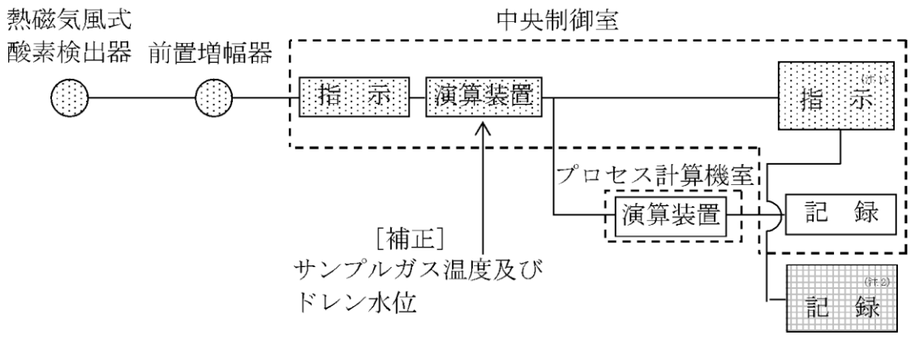
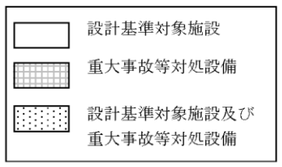
・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

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

※２：格納容器ベント実施の判断基準を記載。

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。）  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（Ｂ系） （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（Ｂ系）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（Ｂ系）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（Ｂ系）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（Ｂ系）の概略構成図」参照。）  図４　格納容器酸素濃度（Ｂ系）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）	島根原子力発電所　２号炉	備考

(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。

(3)　計測範囲

格納容器酸素濃度（Ｂ系）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（Ｂ系）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 （Ｂ系）	熱磁気風式 酸素検出器	０～５vol％／ ０～25vol％	1	原子炉建物原子炉棟３階

・設備の相違

表８　格納容器酸素濃度（Ｂ系）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（Ｂ系）	０～５vol％／ ０～25vol％	2.5vol％以下	4.3vol％以下	2.5vol％以下	4.4vol％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（０～4.4vol％※2）を監視可能である。

・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。

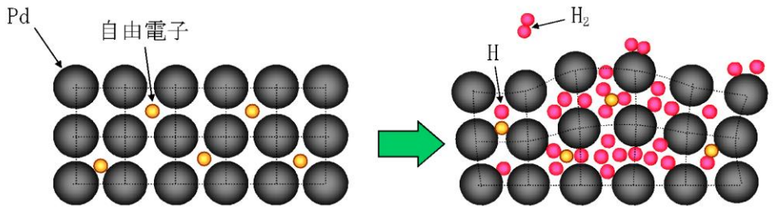
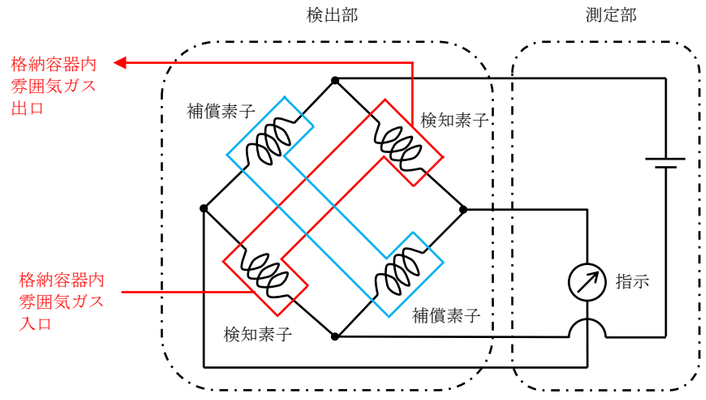
・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

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

※２：格納容器ベント実施の判断基準を記載。

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
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	備考
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 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	備考
(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。	(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。	・設備の相違 ・設備の相違

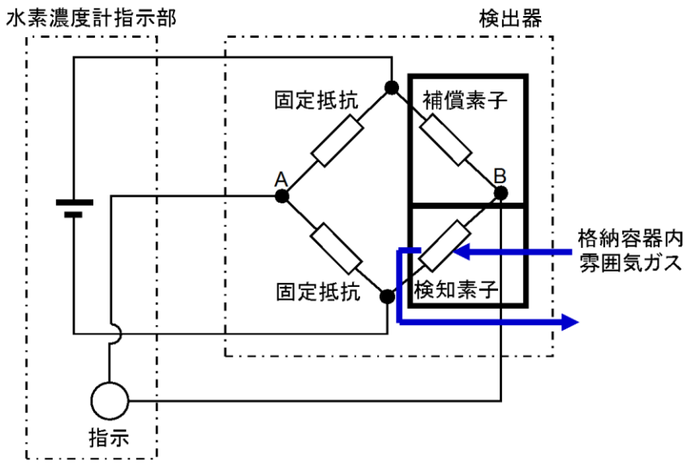


図52-7-2 水素濃度計検出回路の概要図

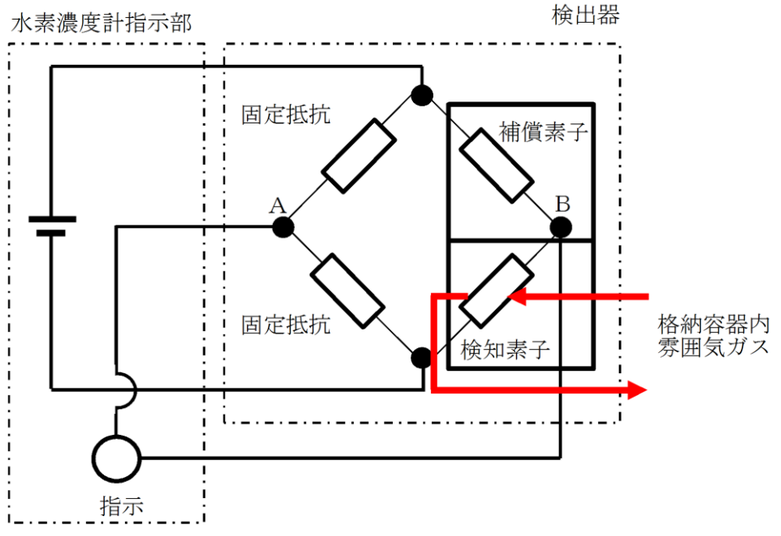
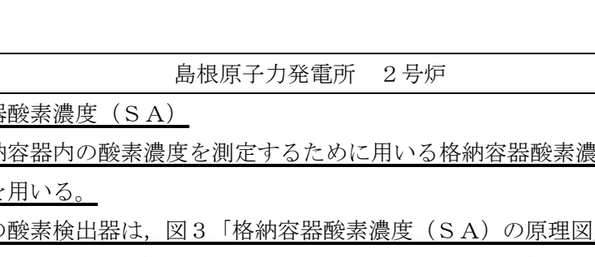
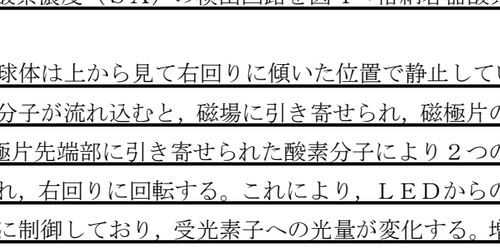
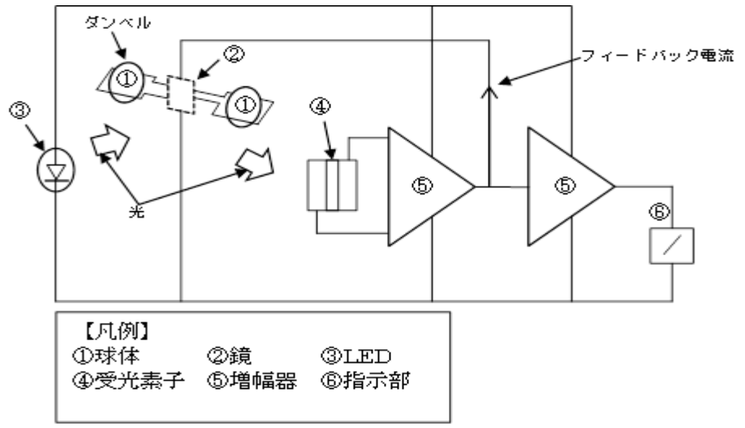
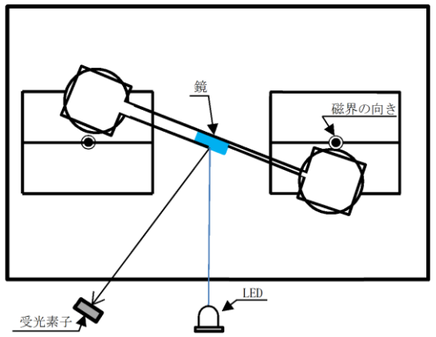
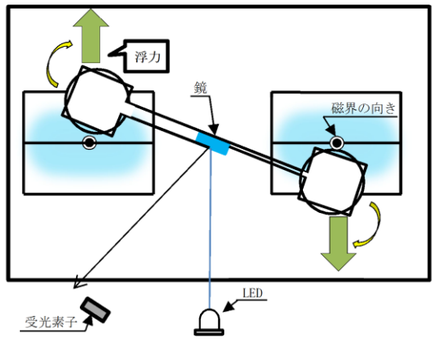
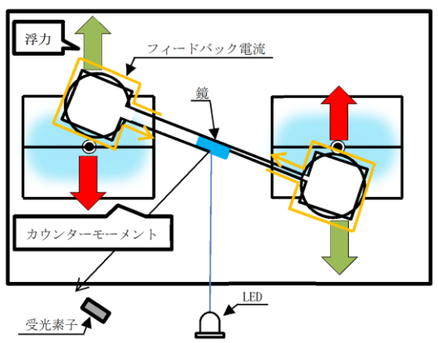
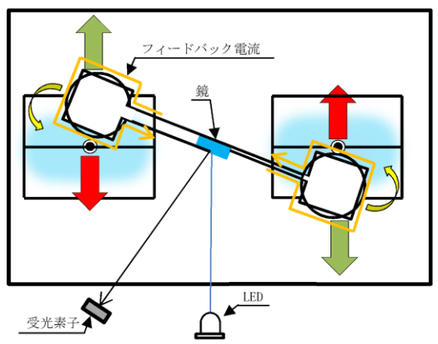
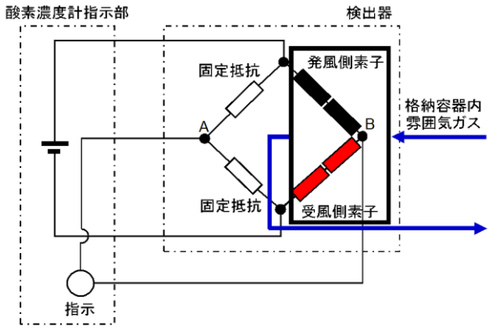
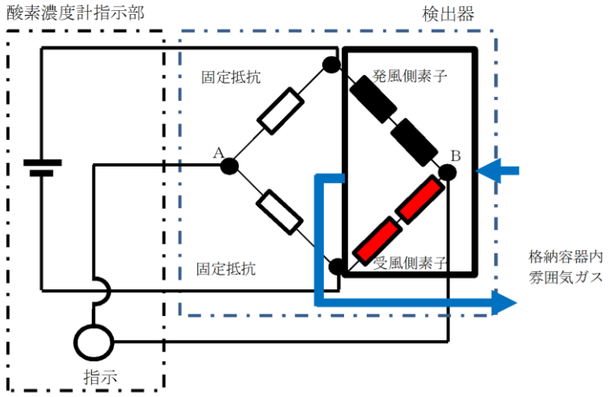
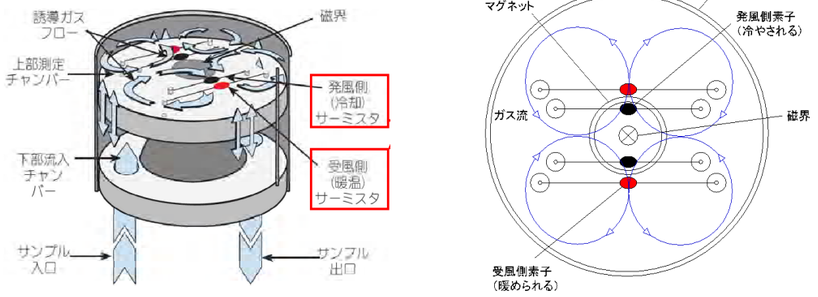
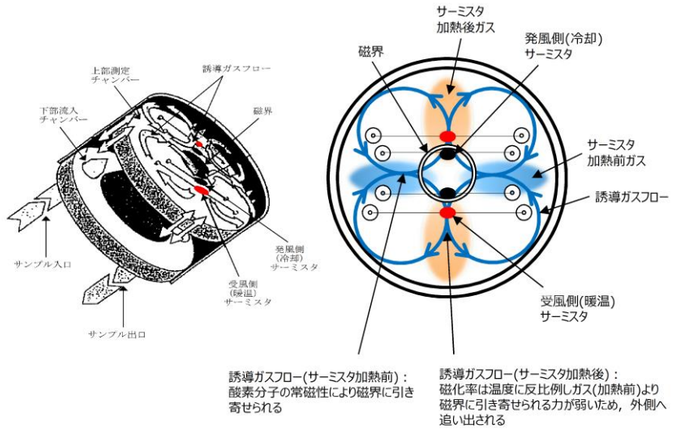


図２　格納容器水素濃度検出回路の概要図

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)　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）の原理図」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）の原理図	・設備の相違 島根２号炉は，磁気力式 柏崎 6/7 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	備考
	 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	備考
(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。  図52-7-3 酸素濃度計検出回路の概要図 酸素含有ガスの流れを図52-7-4 に示す。酸素濃度計は2層構造のチャンバーで構成されており，サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが，少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから，上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ，加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから，後から流入してくる低温のサンプルガスにより，高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり，磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り，暖められることとなる。	(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６　酸素濃度検出回路の概要図 格納容器酸素濃度の原理を図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	備考
 図52-7-4 酸素含有ガスの流れ	 （立体図）　（平面図） 図７　格納容器酸素濃度の原理図	
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。	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0～30vol%（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。	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	備考
	(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

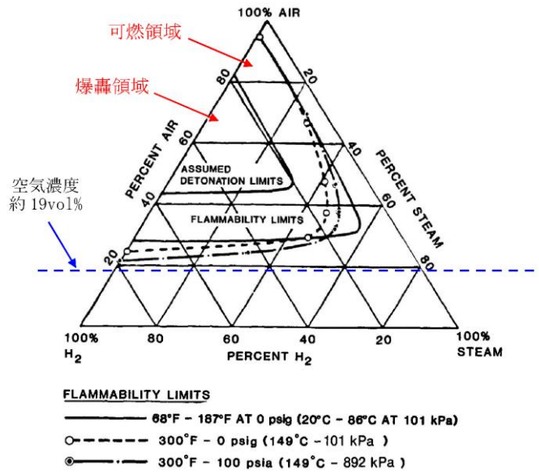
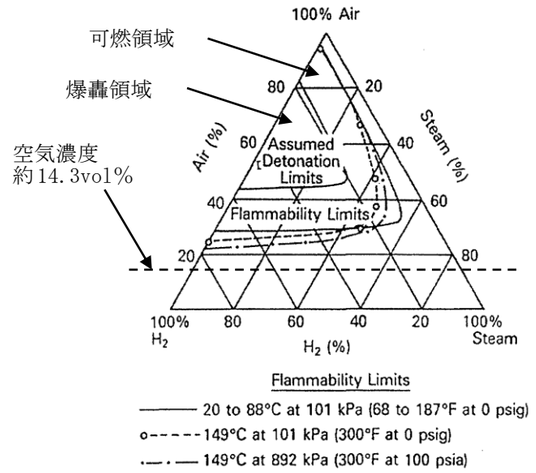
設備	計測原理	構造及び原理	特徴		対策等
			長所	短所	
格納容器内酸素濃度（Ｂ系）：既設（CAMS）	熱磁気風式	下部と上部の２層構造のチャンバーで構成されている。上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは，酸素分子の常磁性により磁界中心部に引き寄せられ，発風側サーミスタにより温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから，後から流入してくる低温のサンプルガスにより，高温のサンプルガスは磁界中心部から追い出される。発風側サーミスタは低温のサンプルガスに冷やされ，磁界外の受風側サーミスタは発風側サーミスタが奪われた熱により暖められたサンプルガスにさらされることになり，その温度勾配による抵抗値の変化を利用している。	・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追い出され回転する力に対して，受光素子の光量を一定とするため球体の回転を戻す力を発生させ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	備考
	(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。島根原子力発電所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，設計基準事故ベースの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
	(7)　格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の重大事故等対処設備の選定について 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は，電源を優先して給電する非常用所内電源系（区分Ⅱ）の負荷であるＢ系を重大事故等対処設備として選定する。	・設備の相違

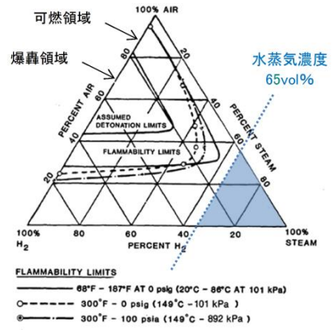
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙１ 1．サンプリング装置について	別紙１ １．　サンプリング装置について (1) 測定ガス条件の格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）計測精度への影響評価 a.　温度 サンプリングされた原子炉格納容器内のガスは，水素濃度検出器までの配管をヒーターにより加熱することで，ほぼ一定温度に保たれている。水素濃度の計測は，ヒーターによって約 120℃に加熱されたキャビネット内で行われる。水素濃度検出器は，基準気体が密封された補償素子の周囲にもサンプリングガスが流れることで，基準気体の温度がサン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１～５L/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，上記のとお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	備考
(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	備考
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 2.0vol％以下，酸素濃度は 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が約 3.0vol％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 3.0vol％以下に対応する空気の濃度を考えると約 14.3vol％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	備考
 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	・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	備考
・冷却水流量：400kg/h	・冷却水流量：3200kg/h	・設備の相違
（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。	（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。	・設備の相違
(3)冷却性能の評価	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0.20m² を上回る冷却器伝熱面積0.53m² を有することを確認した。	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。	・設備の相違
	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。	・設備の相違
	(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。	・設備の相違
	※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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
4. サンプリング装置からの水素漏えい防止対策	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。	・設備の相違

表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。
2	冷却器	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。
3	真空ポンプ	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。
4	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。
5	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。

<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>
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

<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。</td></tr>
<tr><td>2</td><td>冷却器</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>3</td><td>除湿器</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>4</td><td>サンプリングポンプ</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>5</td><td>減圧弁</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>6</td><td>水素濃度及び酸素濃度検出器（既設）</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。</td></tr>
<tr><td>7</td><td>サンプリングラック</td><td>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。</td></tr>
</table>
</td>
<td>
(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２　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。</td></tr>
<tr><td>2</td><td>冷却器</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>3</td><td>除湿器</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>4</td><td>サンプリングポンプ</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>5</td><td>減圧弁</td><td>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。</td></tr>
<tr><td>6</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。</td></tr>
<tr><td>7</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。</td></tr>
</table>
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

<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>5. サンプリング装置の計測時間遅れについて

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。

・サンプリング配管長（サンプリング点～検出器）：　6 号炉：約75m
7 号炉：約86m
・サンプリング配管の断面積：　6 号炉：127mm^2(1.27×10^{-4}m^2)
7 号炉：127mm^2(1.27×10^{-4}m^2)
・サンプルポンプの定格流量：　約1L/min（約1×10^{-3}m^3/min）
・サンプルガス流量（流量÷配管断面積）：　6号炉：約7.8m/min
7 号炉：約7.8m/min

表52-7-2 格納容器内水素濃度及び酸素濃度の計測時間遅れ

<table>
<tr><td>号炉</td><td>6 号炉</td><td>7 号炉</td></tr>
<tr><td>時間遅れ</td><td>約 10 分</td><td>約 11 分</td></tr>
</table>
</td>
<td>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。

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

<table>
<tr><td>時間遅れ</td><td>約３分</td></tr>
</table>

(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。

・サンプリング配管長（サンプリング点～検出器）：約 86m※
・サンプリング配管の断面積：127mm^2(1.27×10^{-4}m^2)
・サンプルポンプの定格流量：約１L/min（約１×10^{-3}m^3/min）
・サンプルガス流量（流量÷配管断面積）：約 7.8m/min
※詳細設計により，今後変更となる可能性がある

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

<table>
<tr><td>時間遅れ</td><td>約 12 分</td></tr>
</table>
</td>
<td>・設備の相違

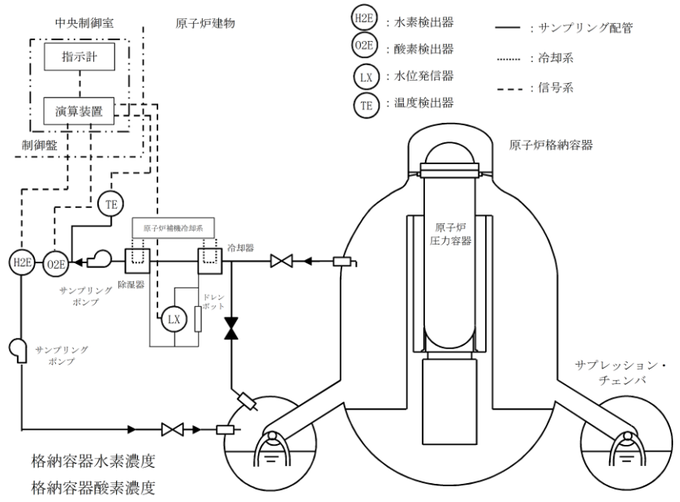
・設備の相違

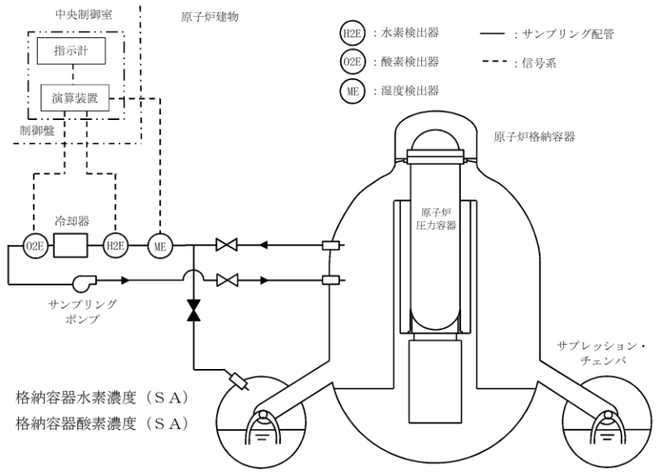
・設備の相違
・設備の相違
・設備の相違

・設備の相違
・設備の相違
・設備の相違

・設備の相違</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
	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，事故後に原子炉格納容器内に蒸気が充満し急激に湿分が上昇した場合には雰囲気に即した補正が行われるまでに時間遅れが発生するが，事故前の低湿度条件の影響が残る湿分補正値により換算したウェット値は，湿分が低く見積もられているため，実際よりもドライ値に近い高めの値となることから，水素濃度及び酸素濃度を過少に評価することはなく，影響はない。	・設備の相違

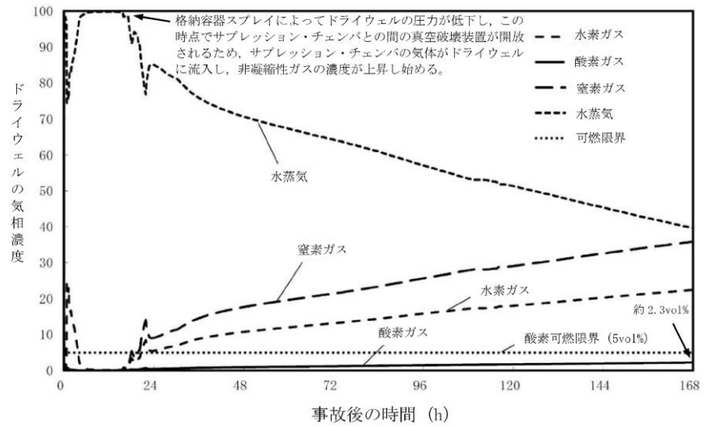
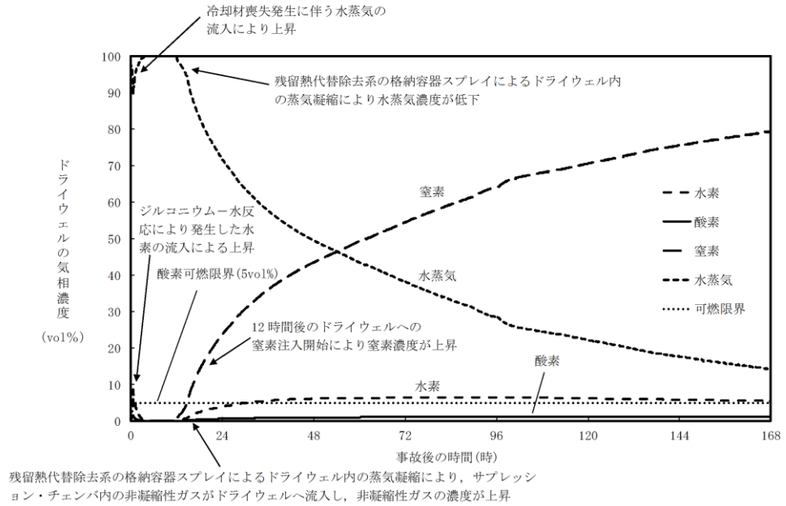
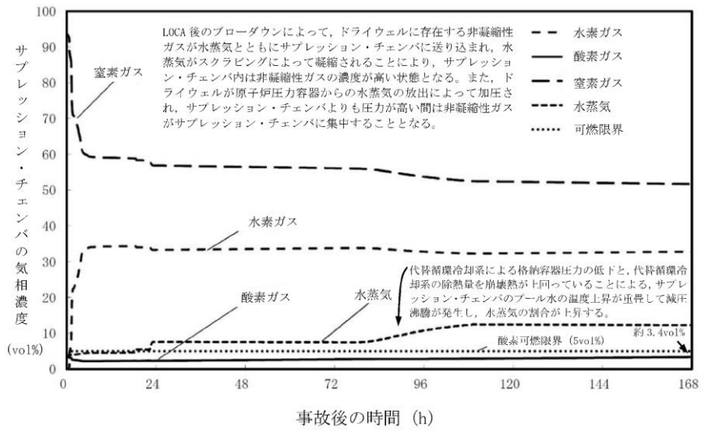
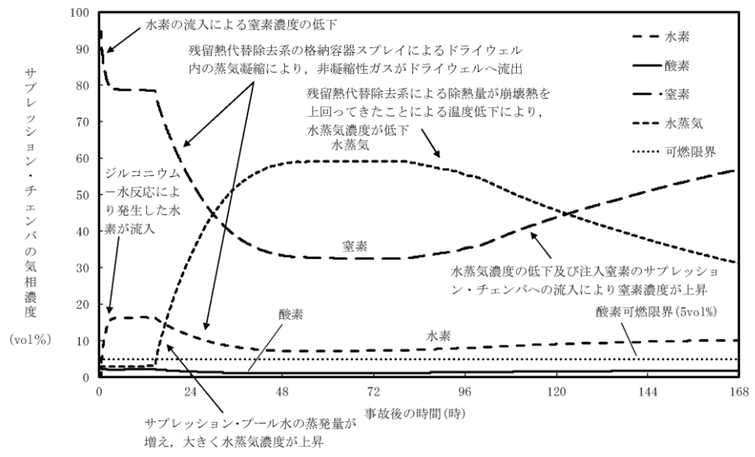
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 ※２系列のうちＢ系を示す。 図３　格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）　系統概要図	・設備の相違
	(2) 格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置 a.　概要 検出器へ流れるサンプリングガスには水蒸気が含まれており，酸素濃度の計測値へ影響するため，サンプリングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスを冷却器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としている。事故時は計測されたドライ条件の酸素濃度をウェット条件の酸素濃度に補正する必要がある。なお，水素濃度の測定は，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

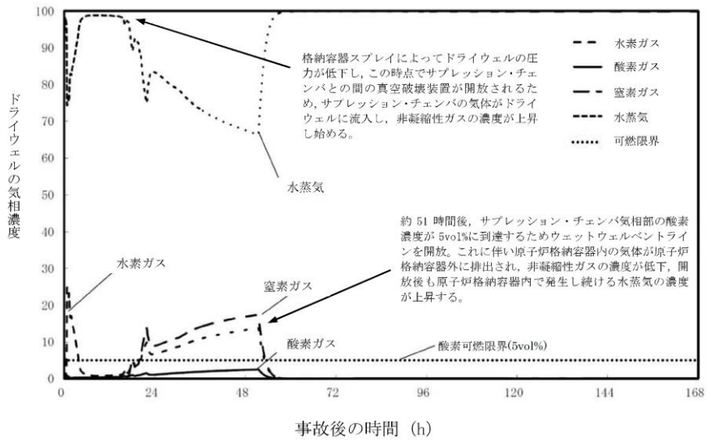
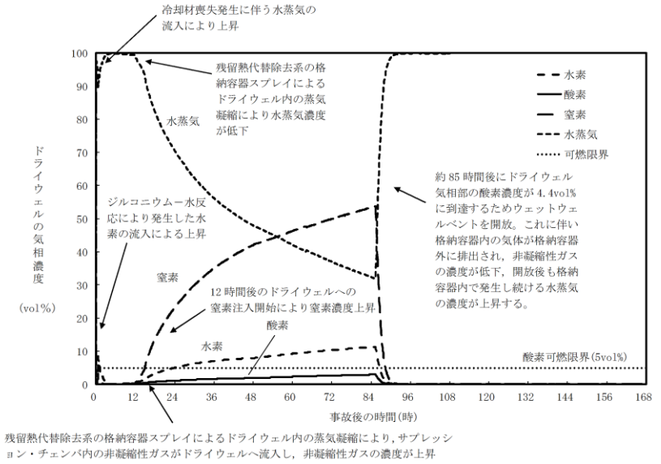
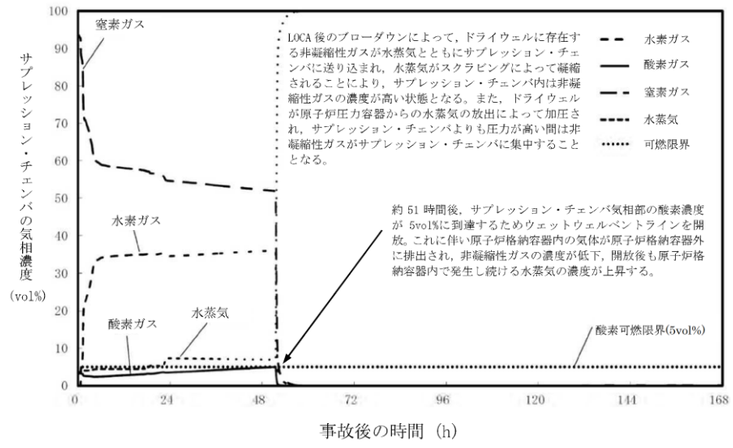
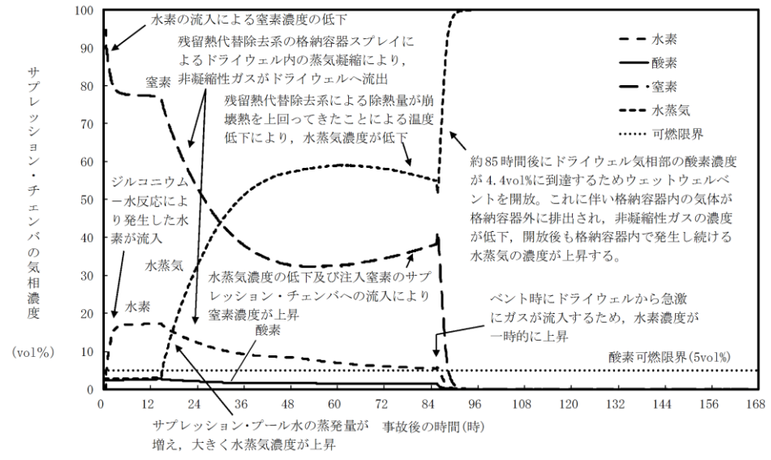
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 図４　格納容器水素濃度（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）　系統概要図	・設備の相違

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。	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。	・記載方針の相違
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。	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。	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。	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）。	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。	・運用の相違 ・設備の相違
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		・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 4.4vol％（ドライ条件）に到達するのは，事象発生から約 83 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 49 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 4.4vol％（ドライ条件）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
		
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）	・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
(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

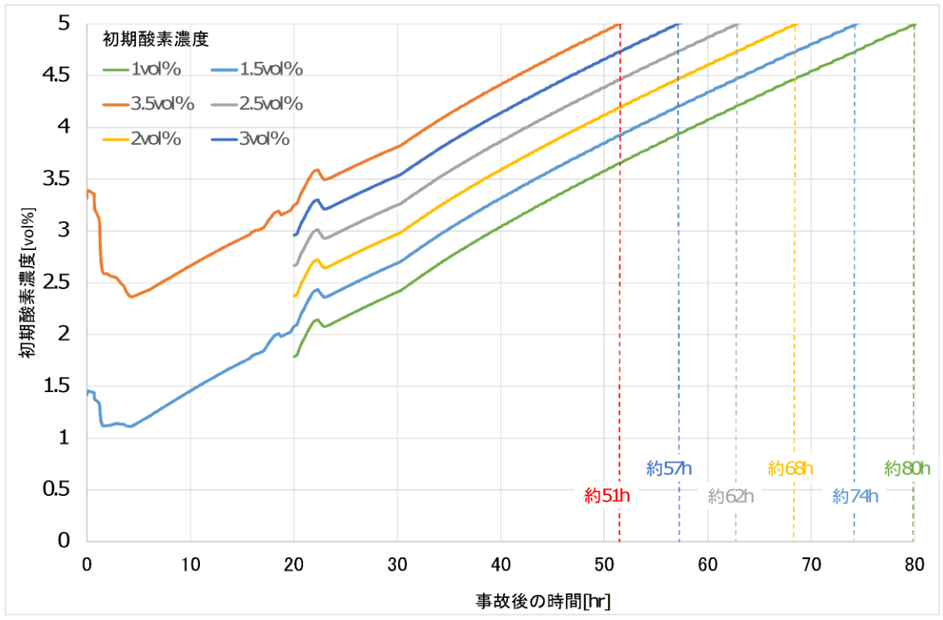
表52-8-1 計装設備の主要仕様

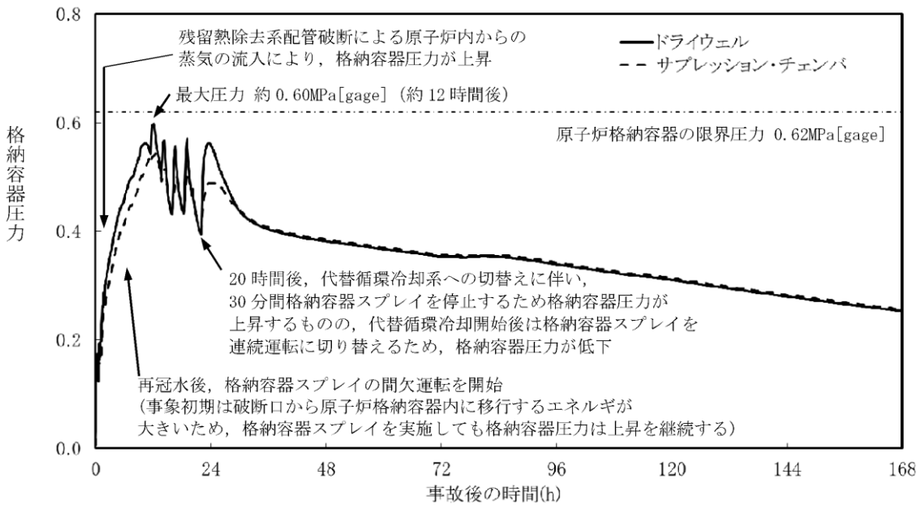
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度（SA）	水素吸蔵材料式水素検出器	0～100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～30vol%(6号炉) 0～20vol%/0～100vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3，中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階（7号炉）
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0～30vol%(6号炉) 0～10vol%/0～30vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3，中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階（7号炉）

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 原子炉棟中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 原子炉棟中２階
格納容器水素濃度（Ｂ系）	熱伝導式水素検出器	０～５vol％／ ０～100vol％	1	原子炉建物 原子炉棟３階
格納容器酸素濃度（Ｂ系）	熱磁気風式酸素検出器	０～５vol％／ ０～25vol％	1	原子炉建物 原子炉棟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。	(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	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。	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		・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

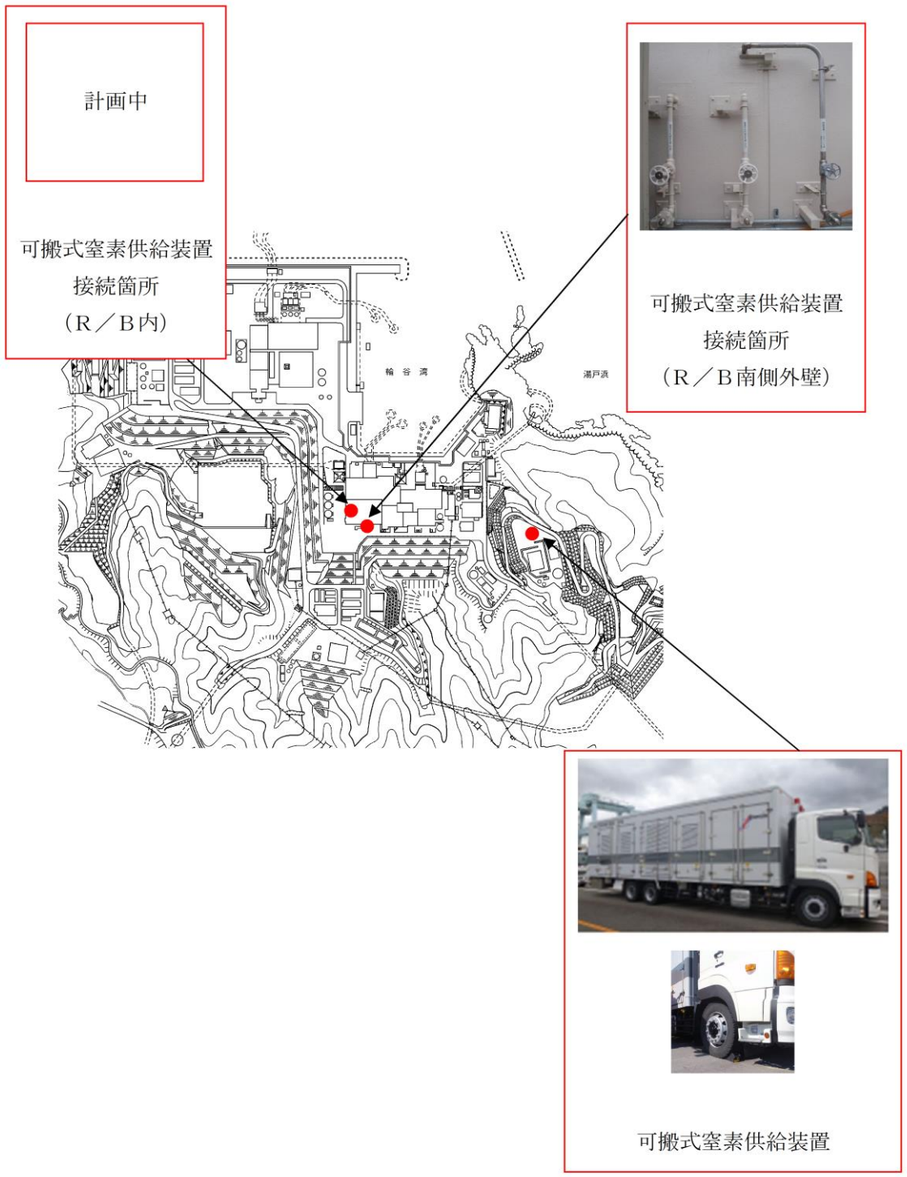
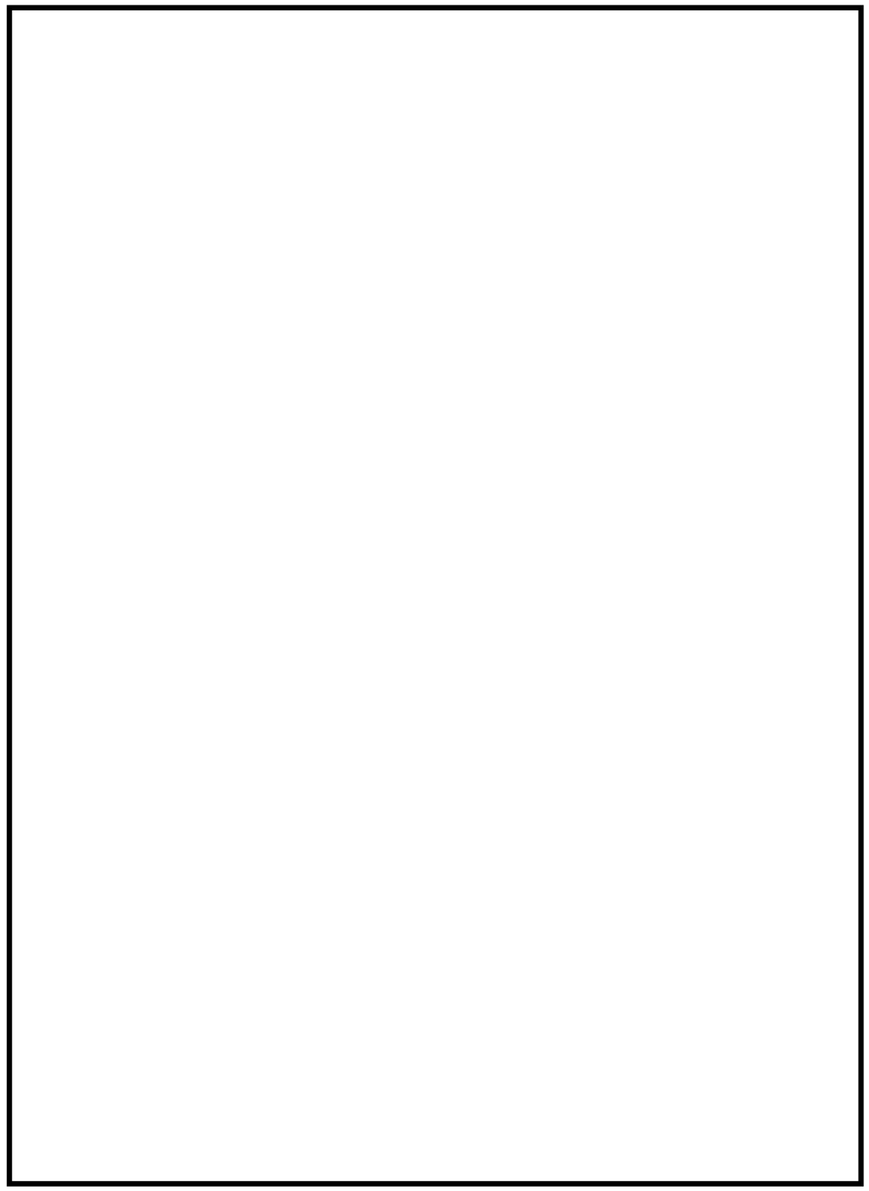
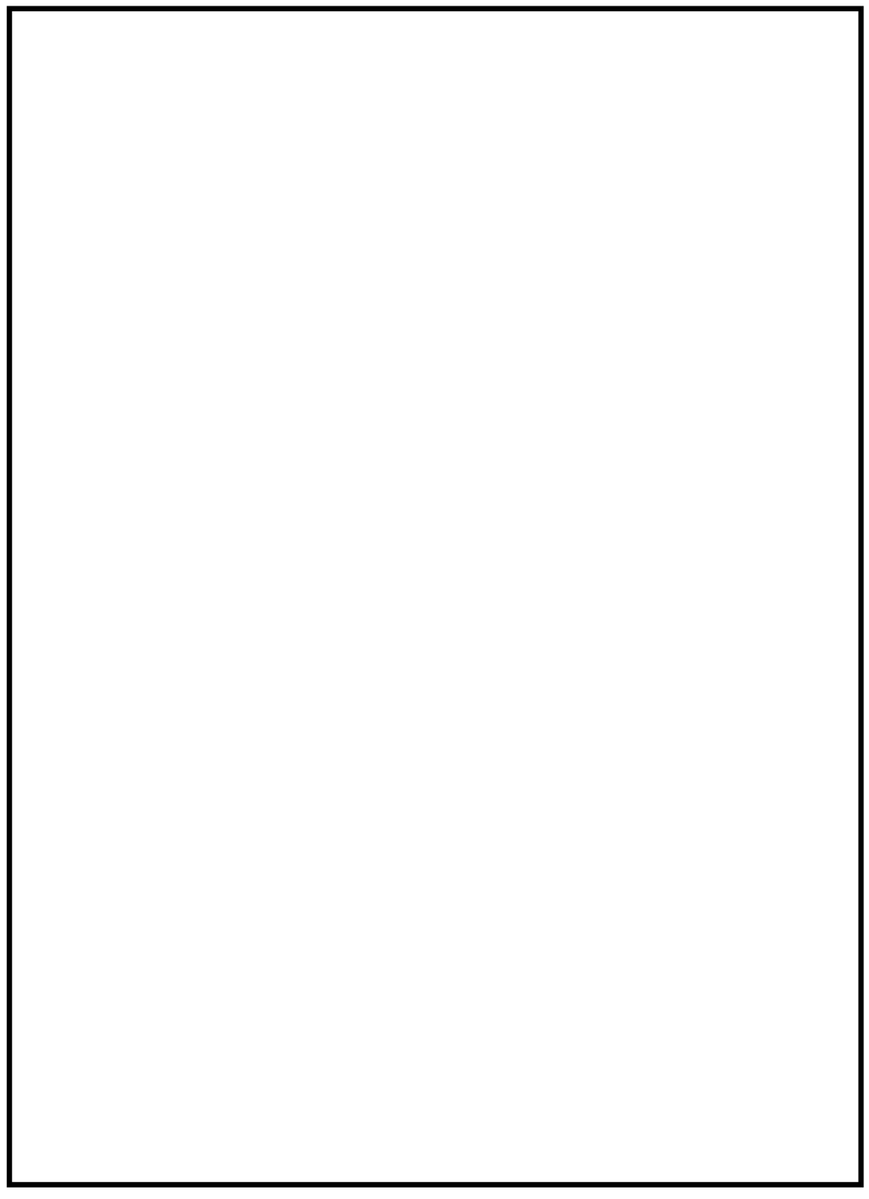


図52-9-1 接続図（建屋内接続 6/7 号炉原子炉建屋１階）

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

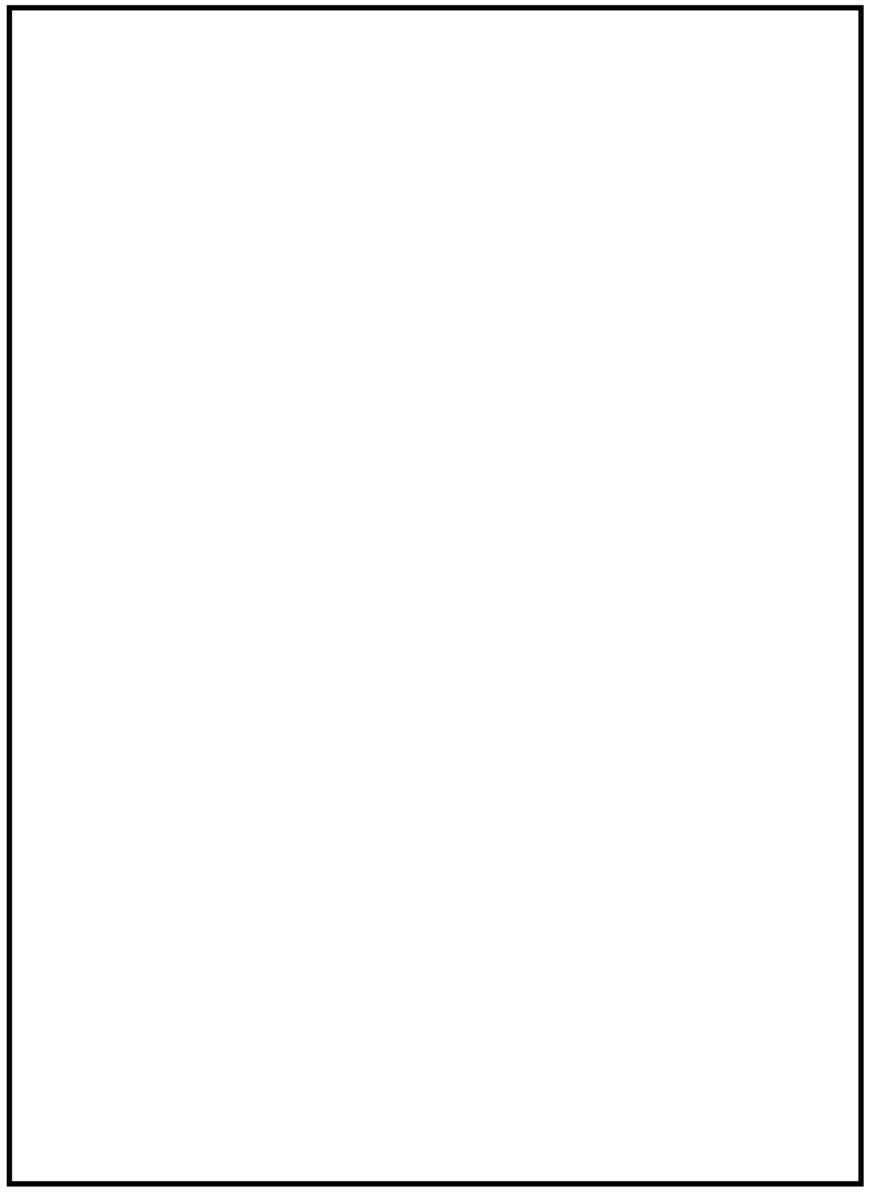
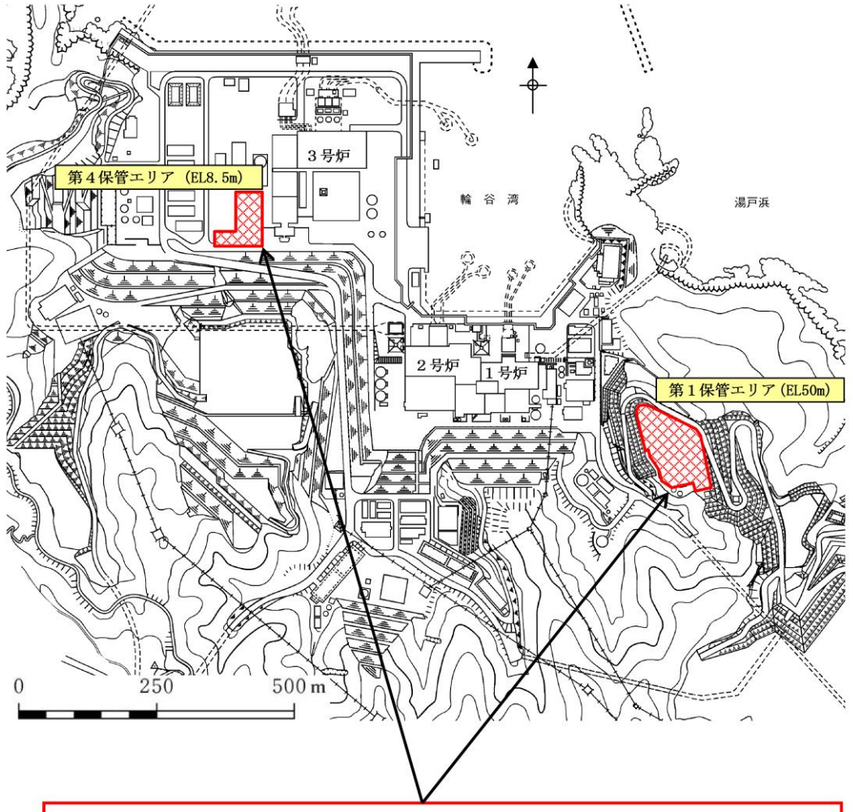


図52-10-1 屋外保管場所配置図（可搬型窒素供給装置）



可搬式窒素供給装置



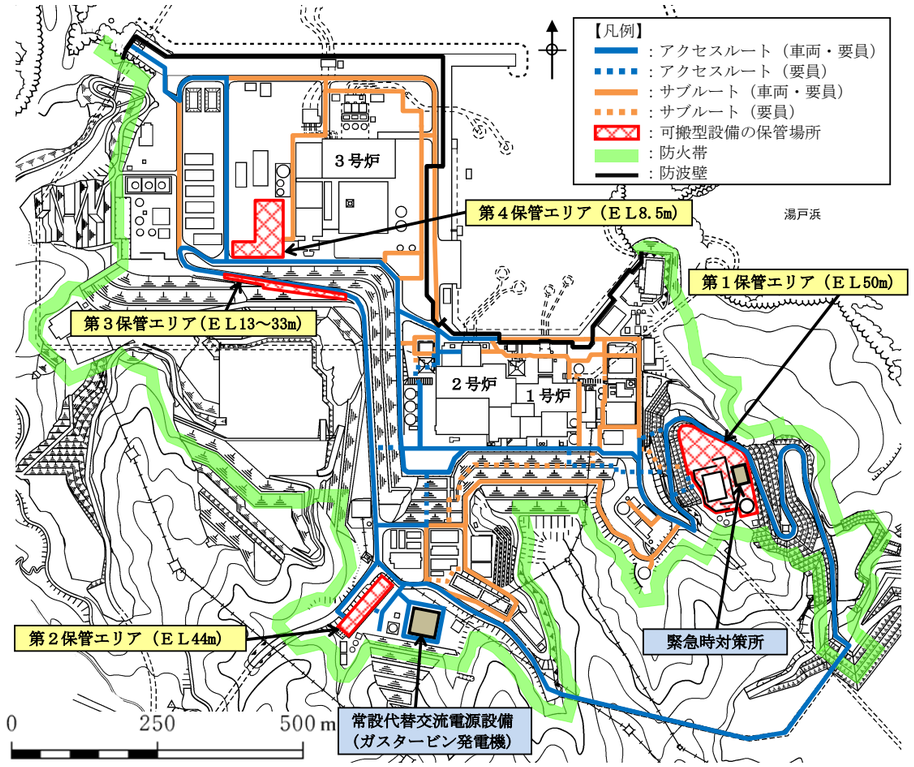
図１　屋外保管場所配置図

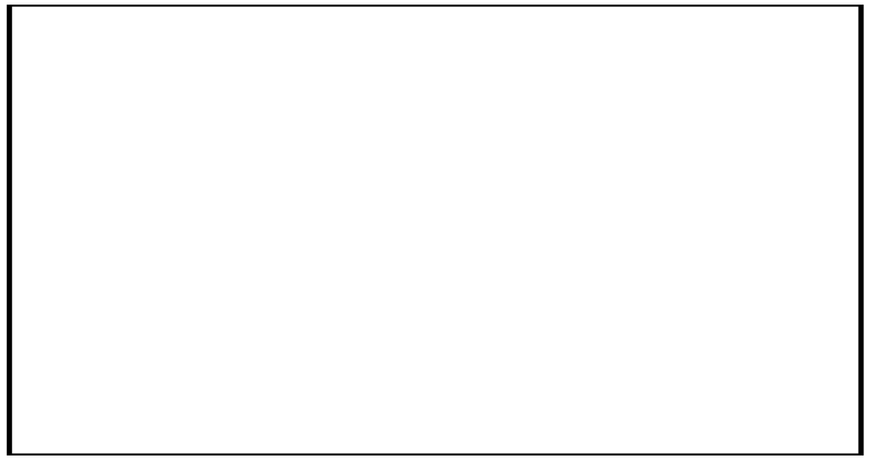
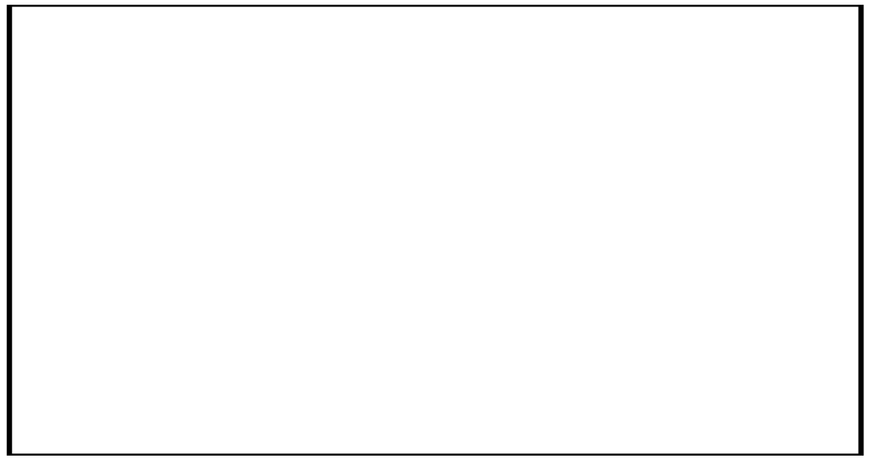
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考



図２　可搬式窒素供給装置 屋内敷設用ホースの保管場所

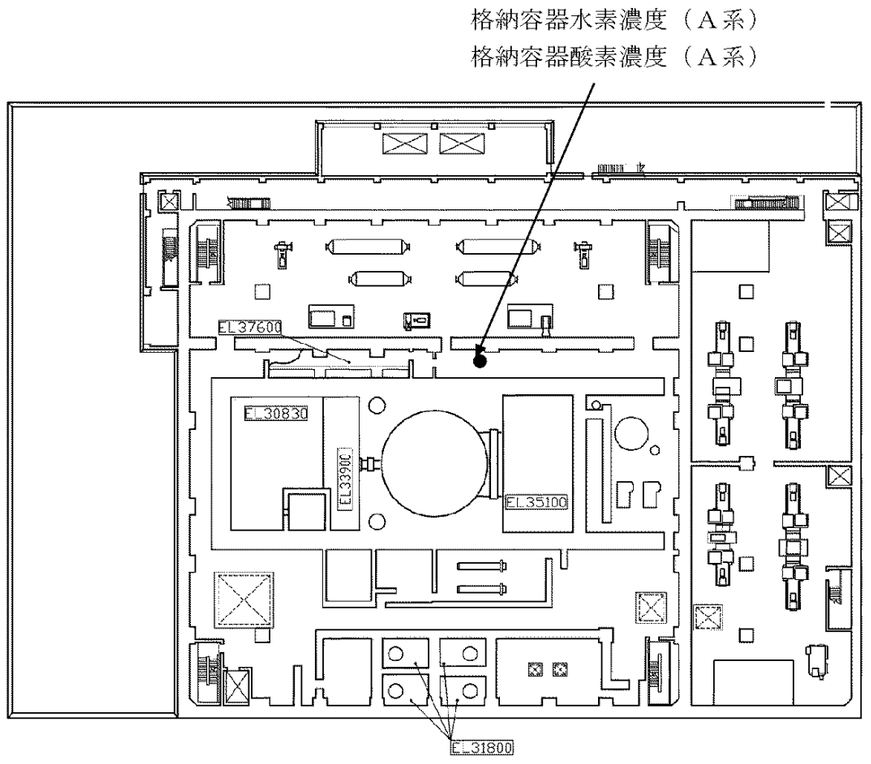
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
52-11 アクセスルート図	52-11 アクセスルート図	

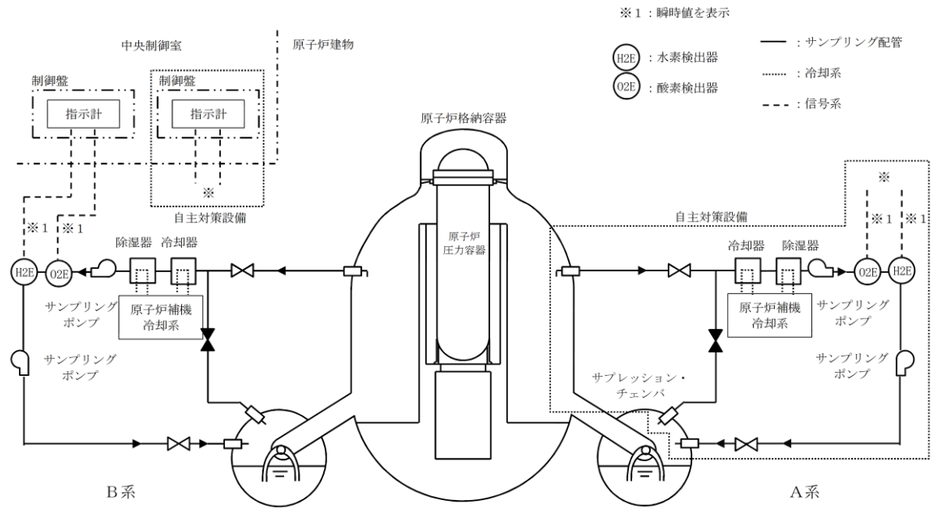
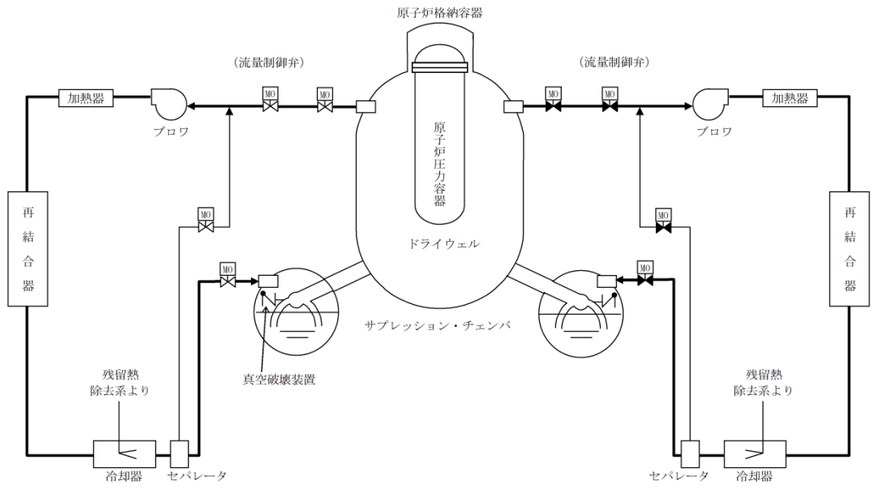
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
柏崎刈羽原子力発電所6 号及び7 号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋 図52-11-1 保管場所及びアクセルルート図	島根原子力発電所２号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋  ※　サブルートは，地震及び津波時には記載しない。 ※　各設備の保管場所・数量については，今後の検討結果等により変更となる可能性がある。 図１　保管場所及びアクセスルート図	

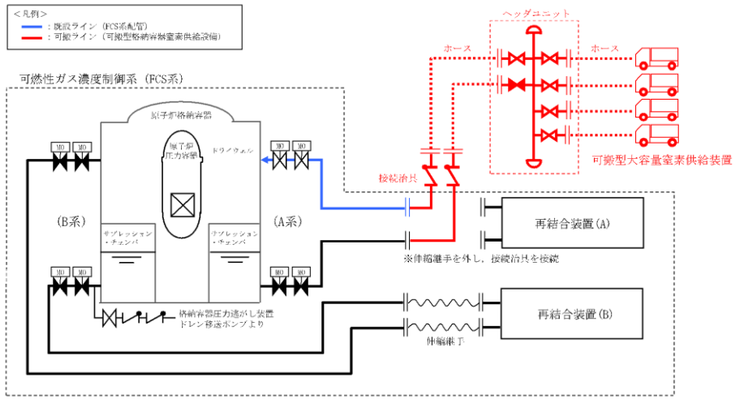
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図52-11-2 地・津波発生時震のアクセスルート  図52-11-3 森林火災発生時のアクセスルート		

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	

柏崎刈羽原子力発電所　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及び酸素濃度の監視 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，格納容器水素濃度（Ａ系），格納容器酸素濃度（Ａ系）を使用する。 格納容器水素濃度（Ａ系），格納容器酸素濃度（Ａ系）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。  原子炉建物３階　【EL. 34800】 図１　機器配置図（原子炉建物３階）	・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　格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度に関する概略系統図 （２）可燃性ガス濃度制御系 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　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。

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

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　〔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　〕

柏崎刈羽原子力発電所　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　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 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	

柏崎刈羽原子力発電所　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	原子炉建物原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器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	原子炉建物原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器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）

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	

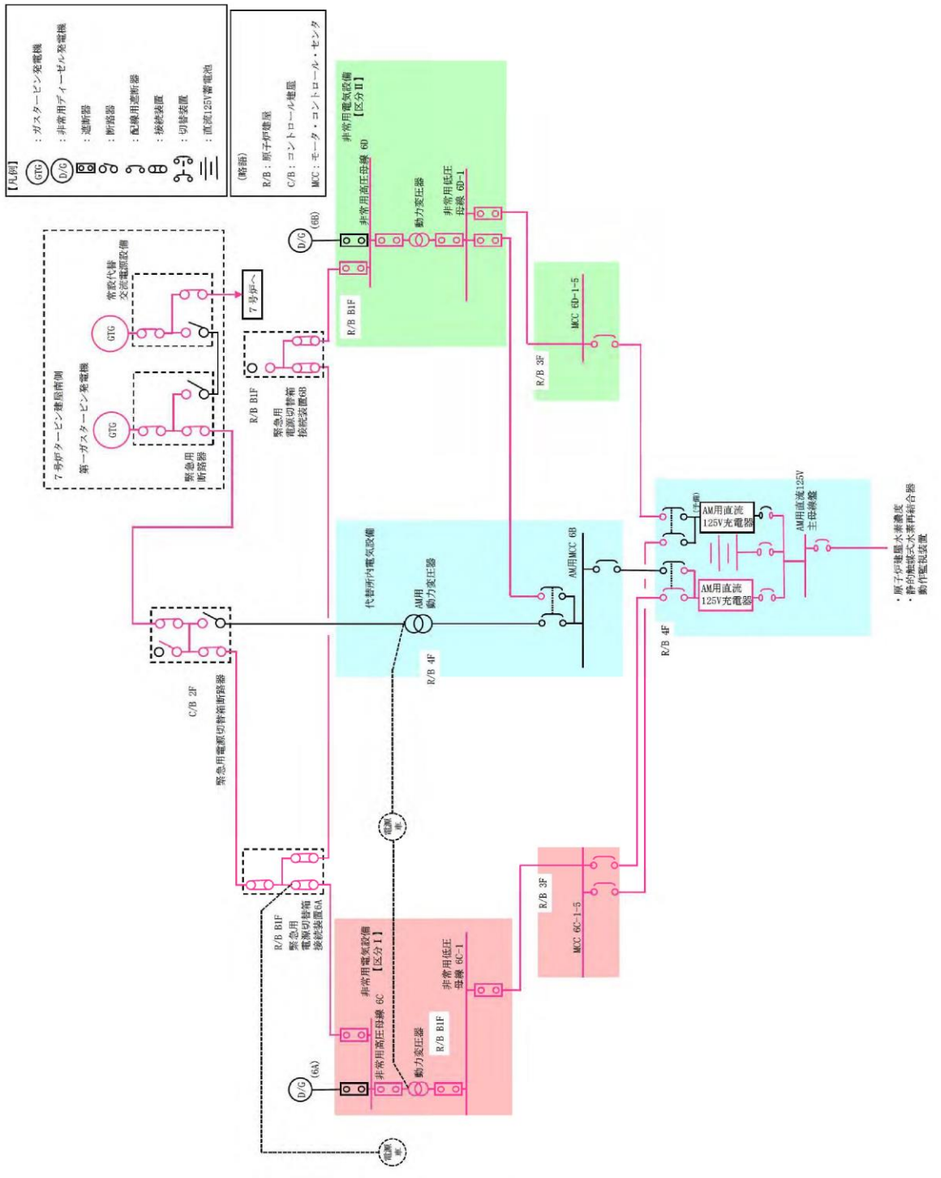
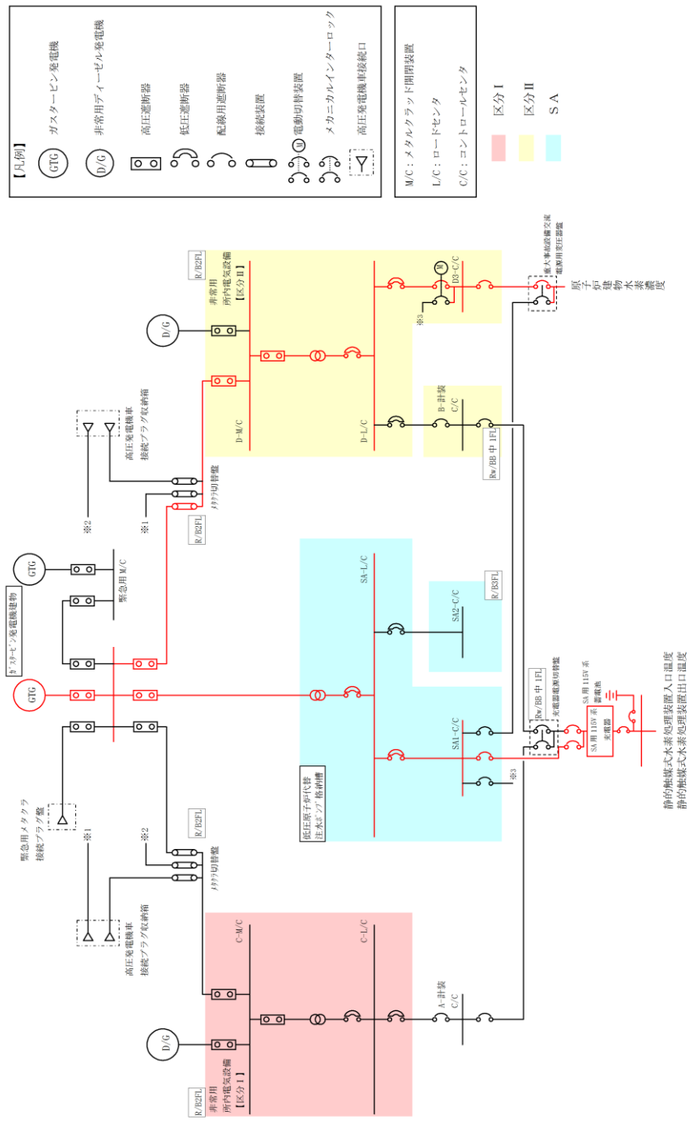
島根原子力発電所　２号炉

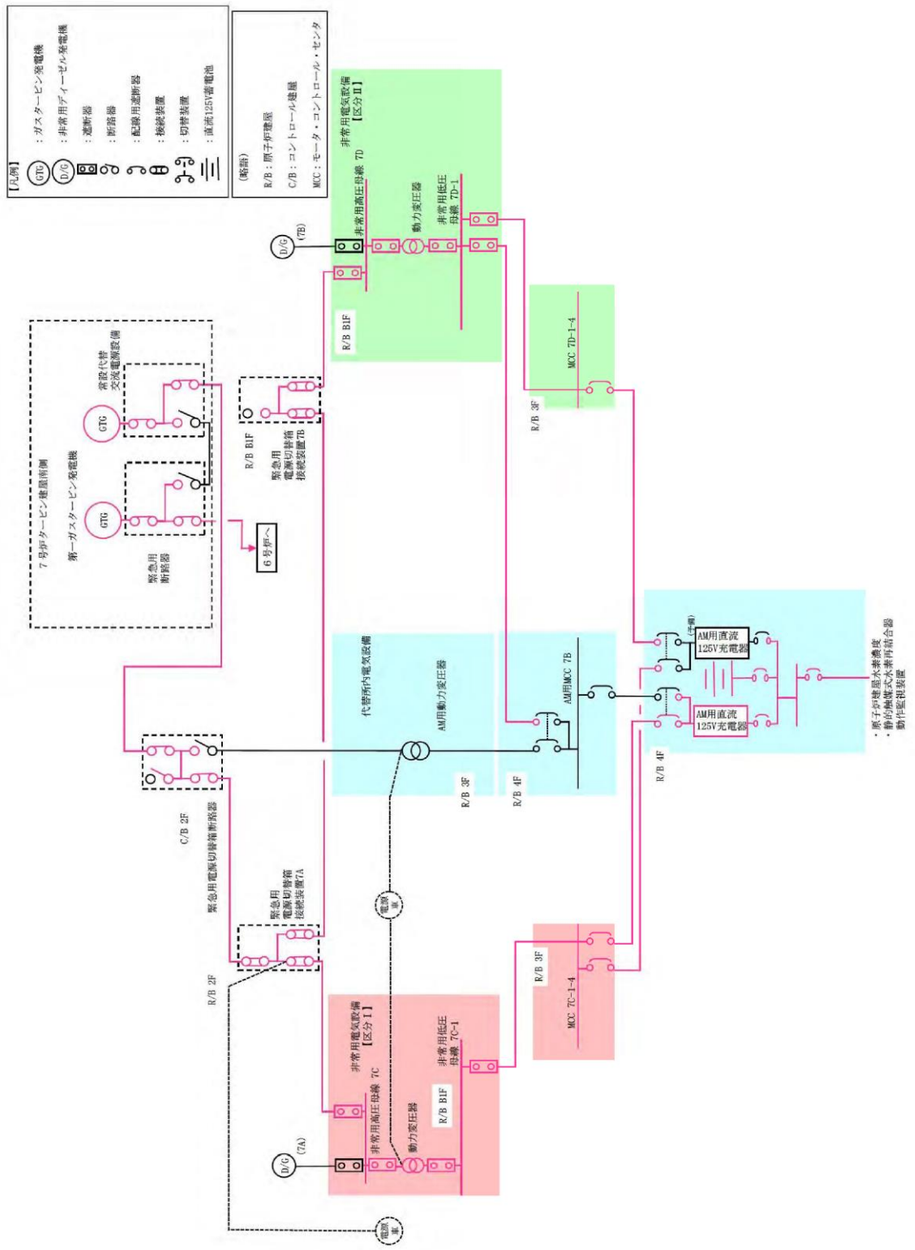
島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

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	原子炉建物原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器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	

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
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

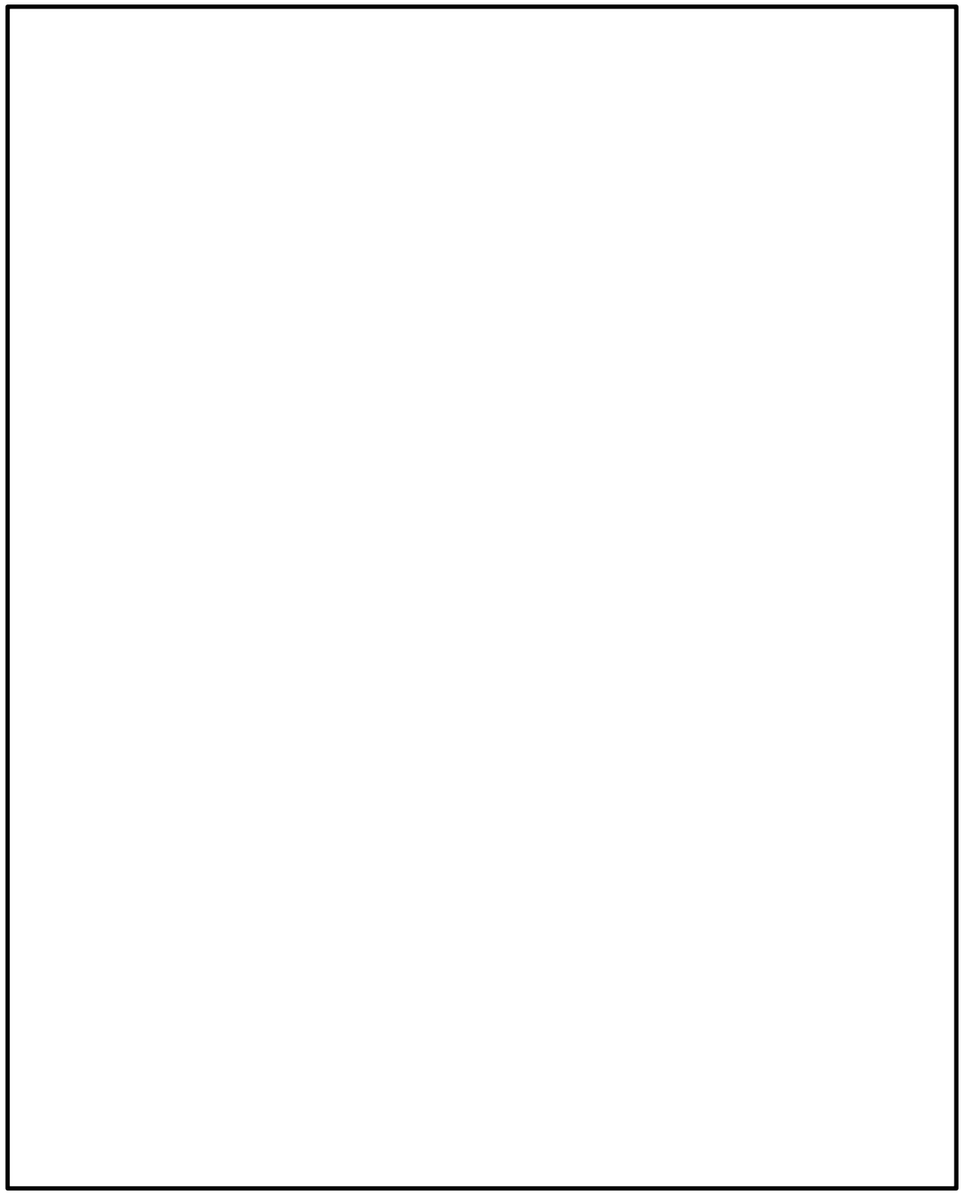
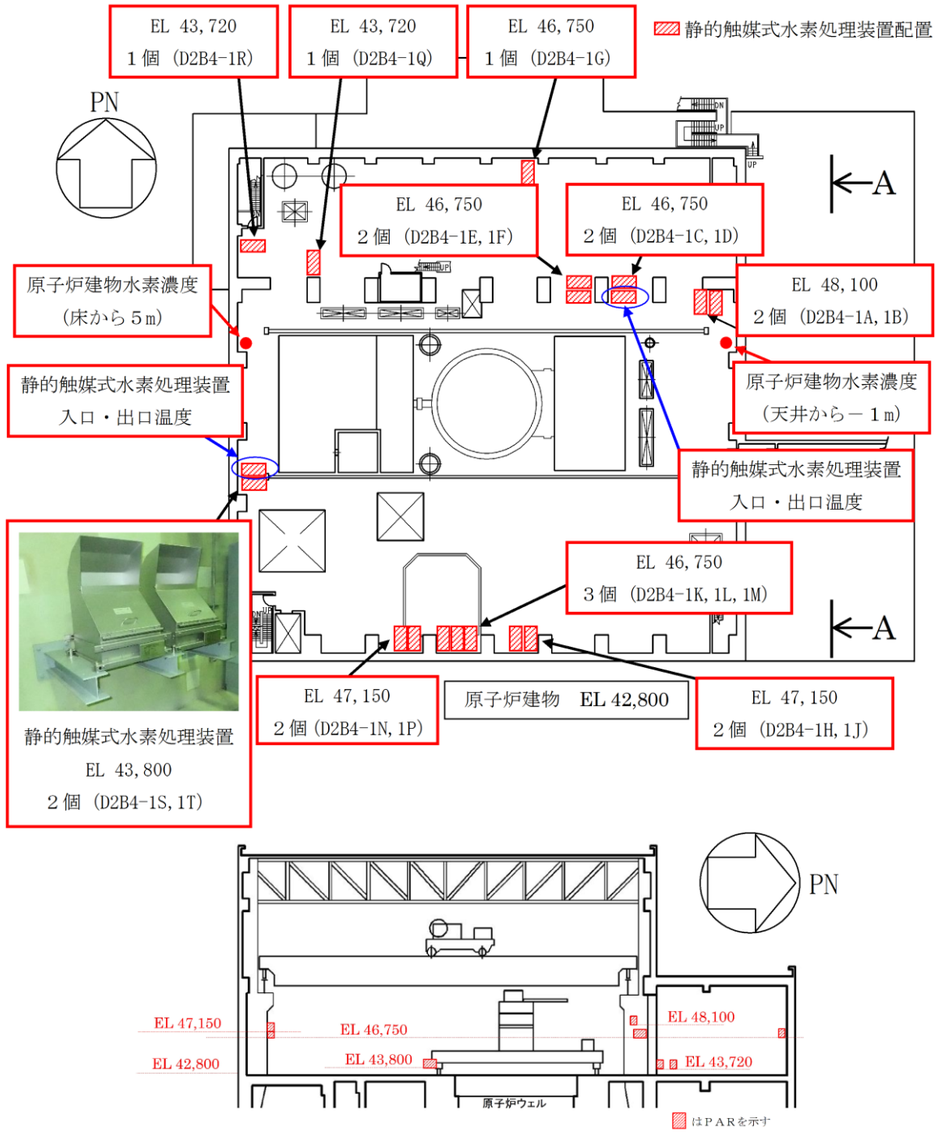


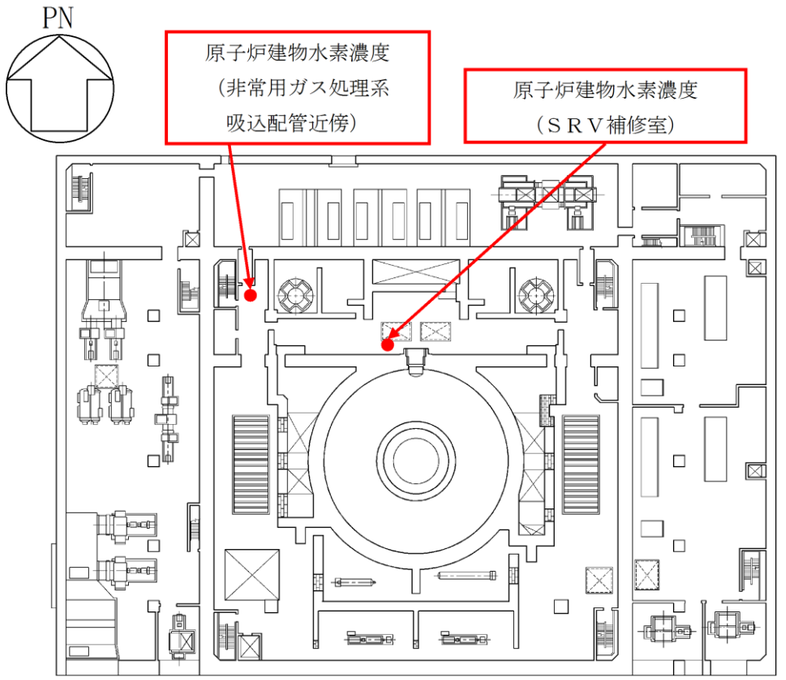
図１　機器配置図（６号炉原子炉建屋地上４階）



設置場所　断面図　（Ａ－Ａ矢視図）

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

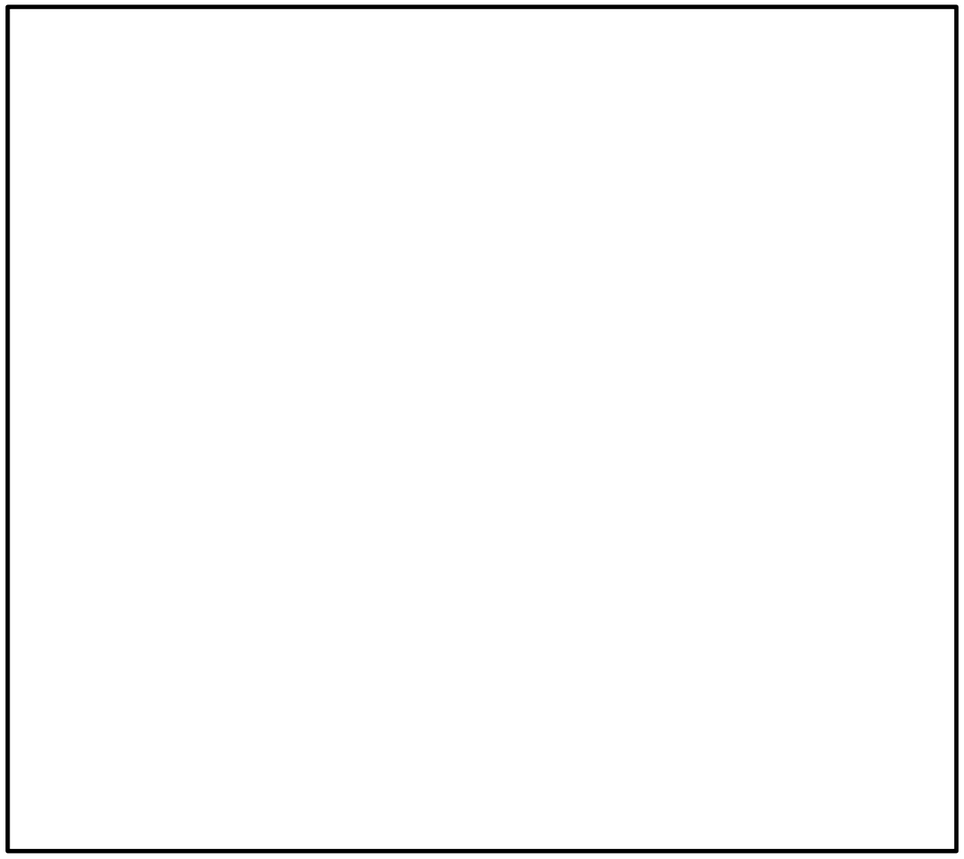


図３　機器配置図（６号炉原子炉建屋地下１階）

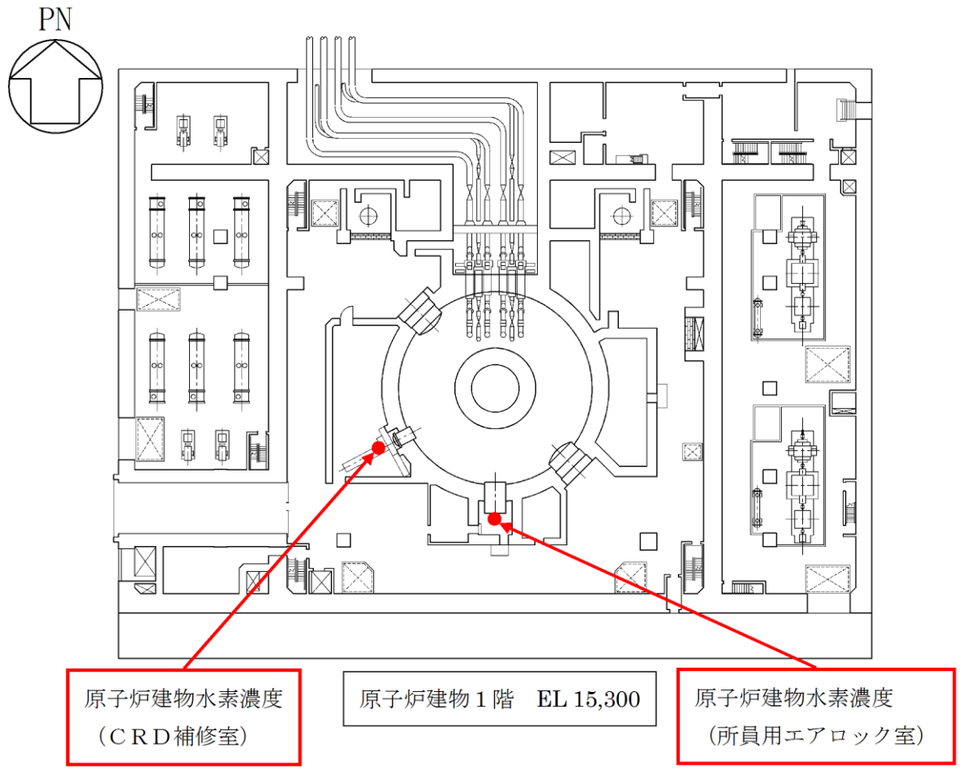
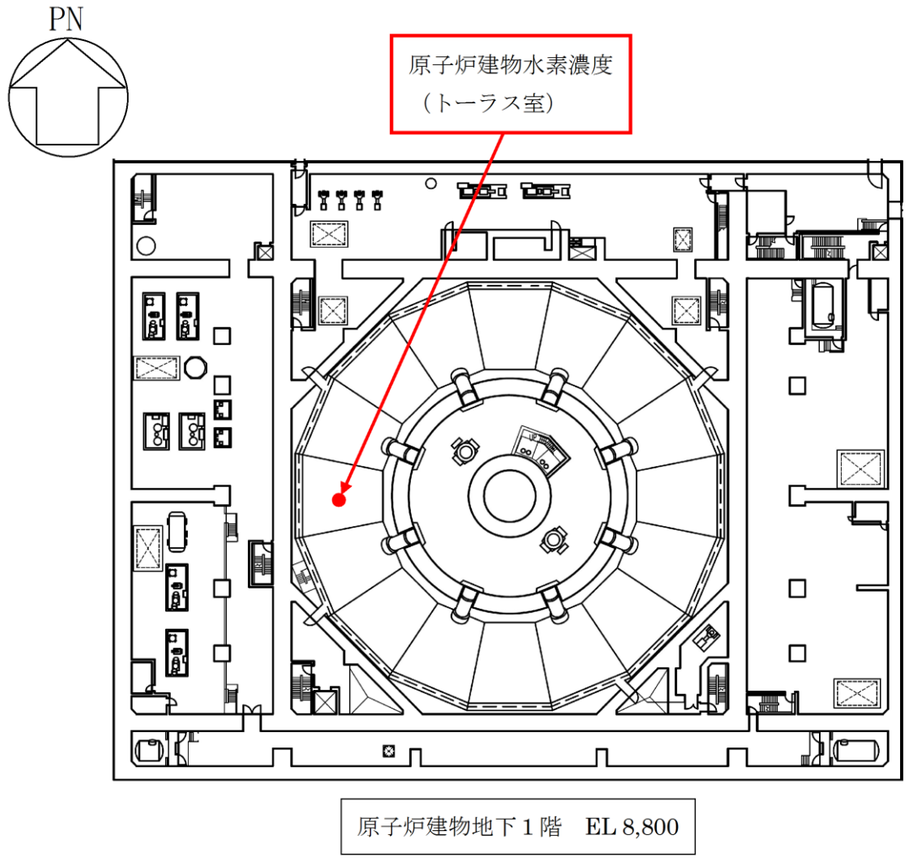
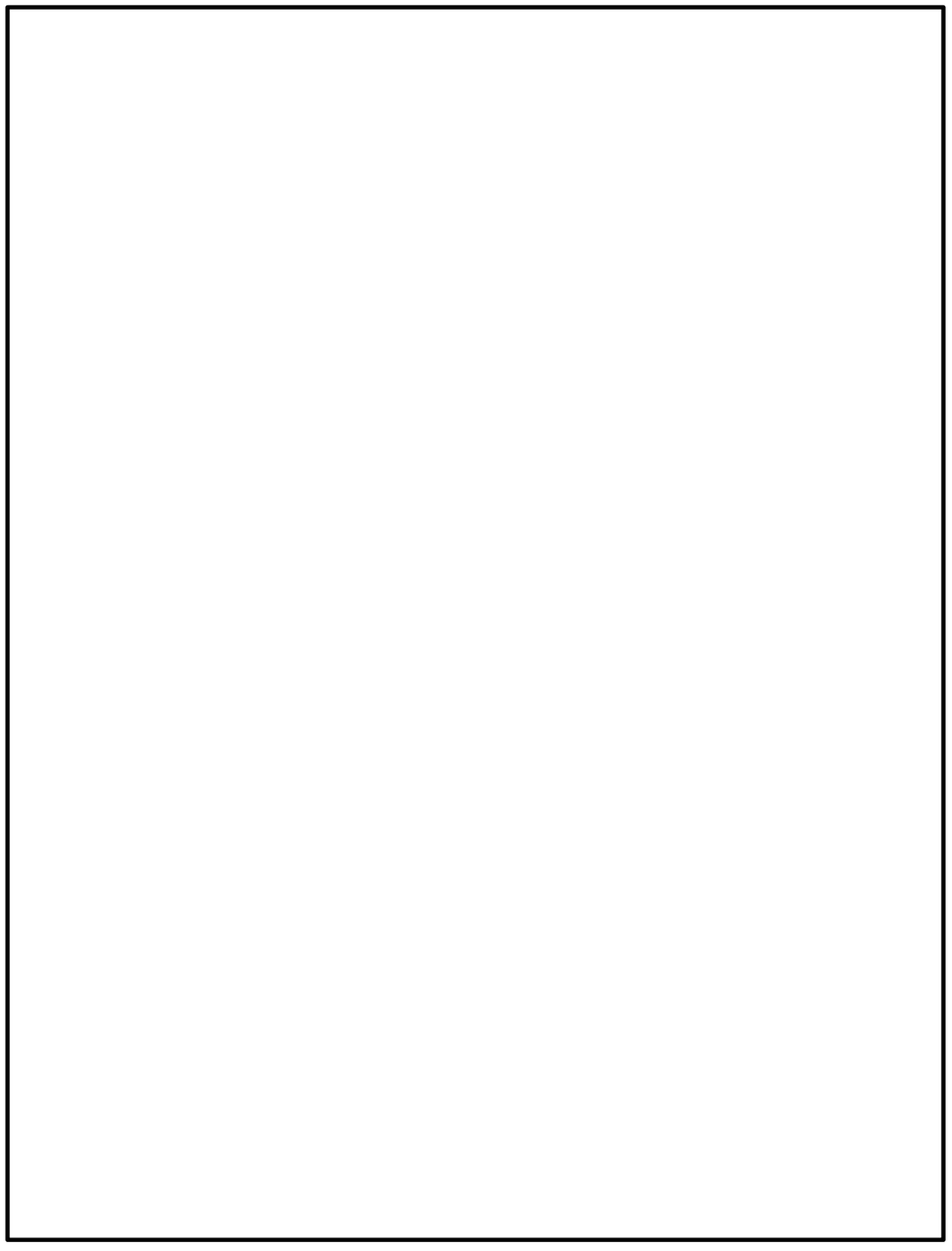
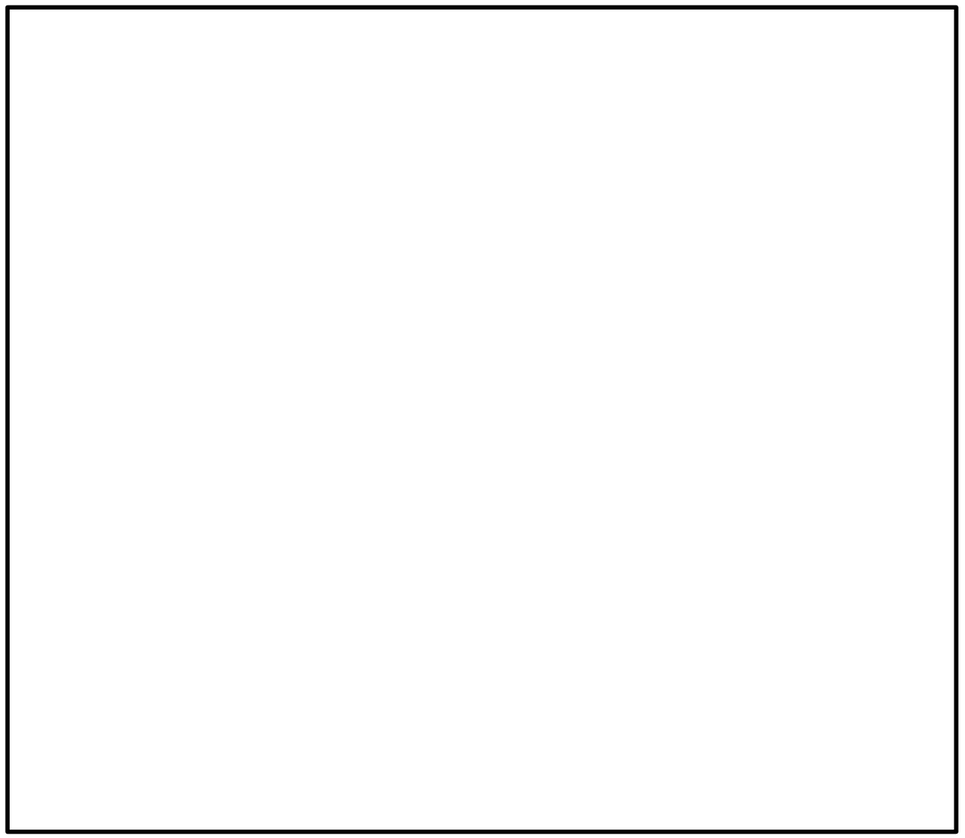


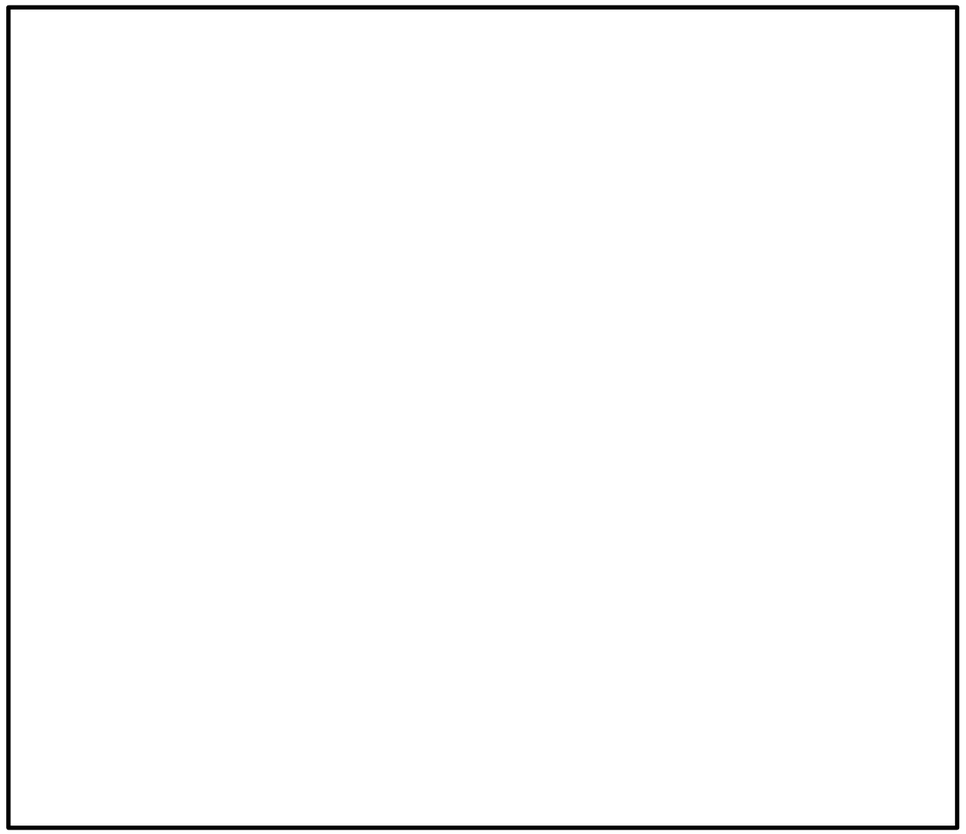
図３　機器配置図（原子炉建物１階）

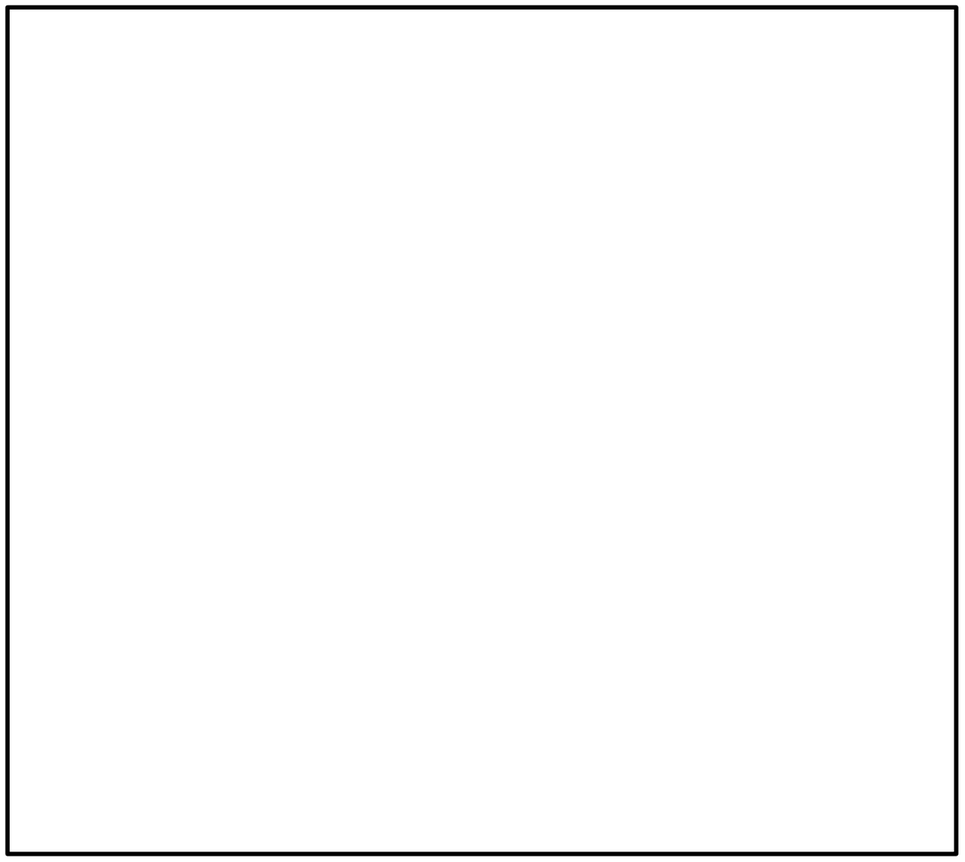
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図４　機器配置図（６号炉原子炉建屋地下２階）	図４　機器配置図（原子炉建物地下１階）	



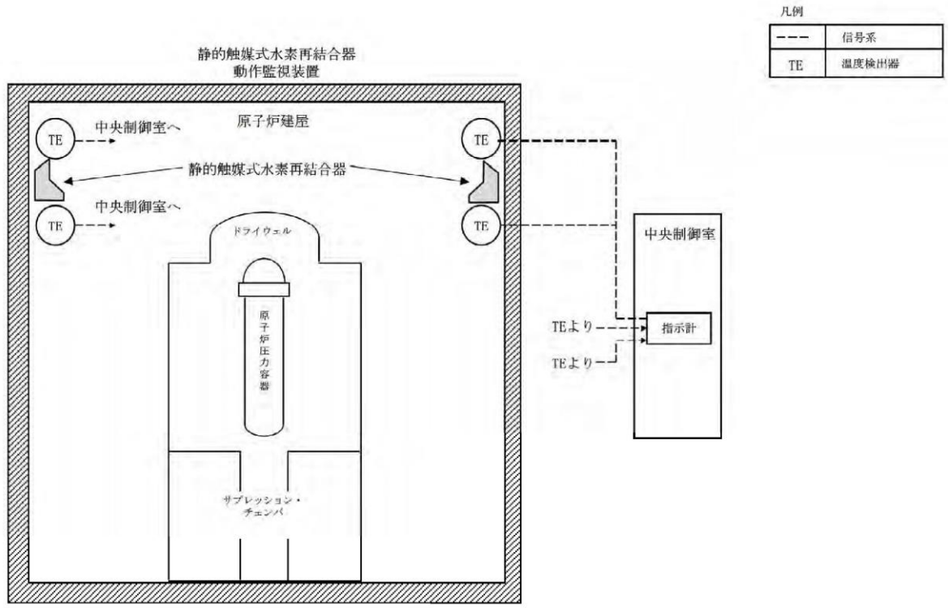
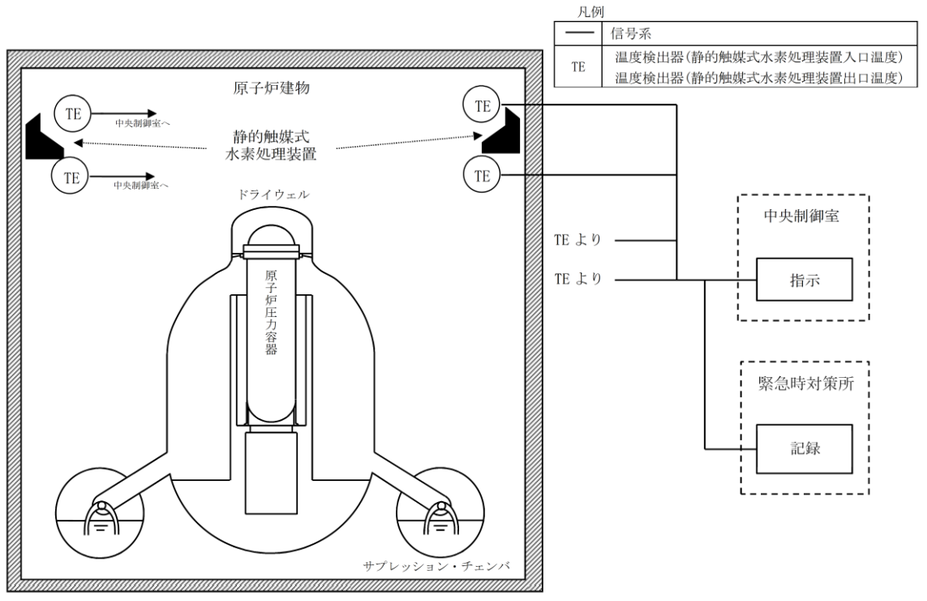
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図５　機器配置図（７号炉原子炉建屋地上４階）		

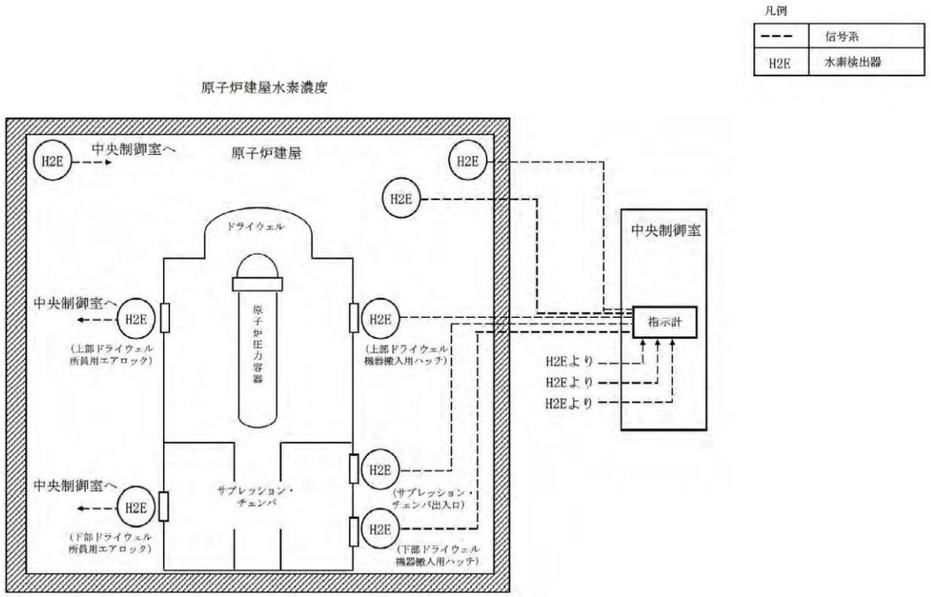
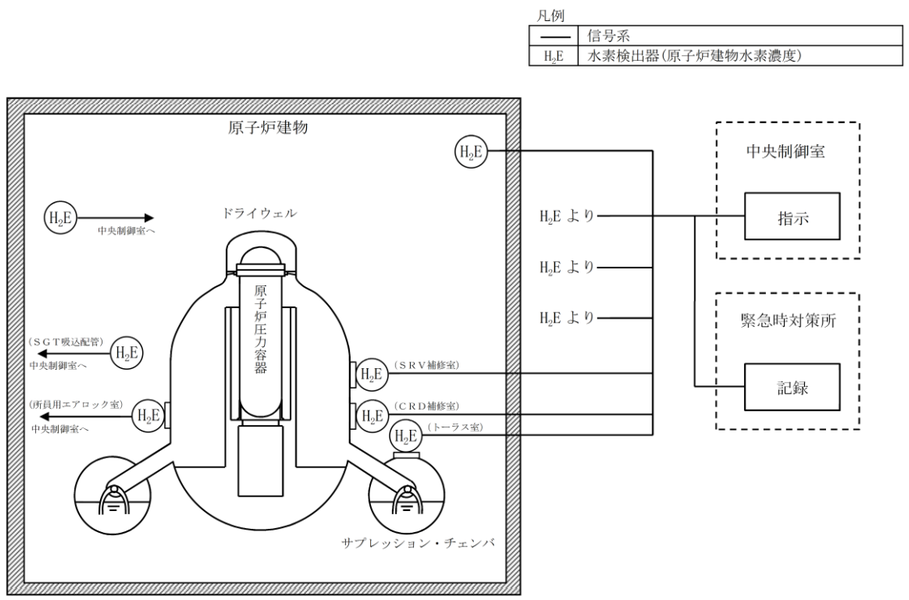
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図６　機器配置図（７号炉原子炉建屋地上２階）		

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）		

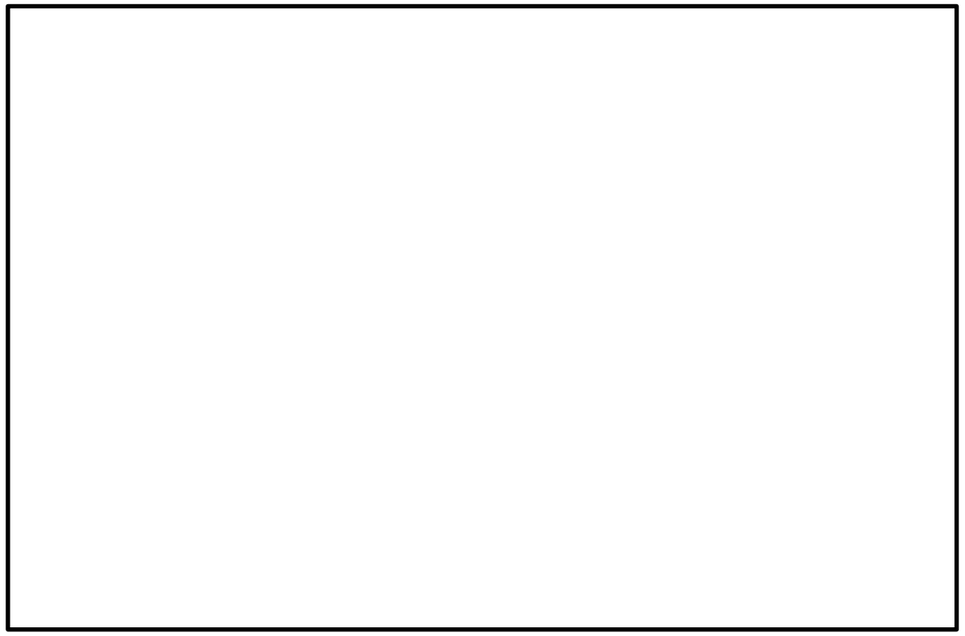
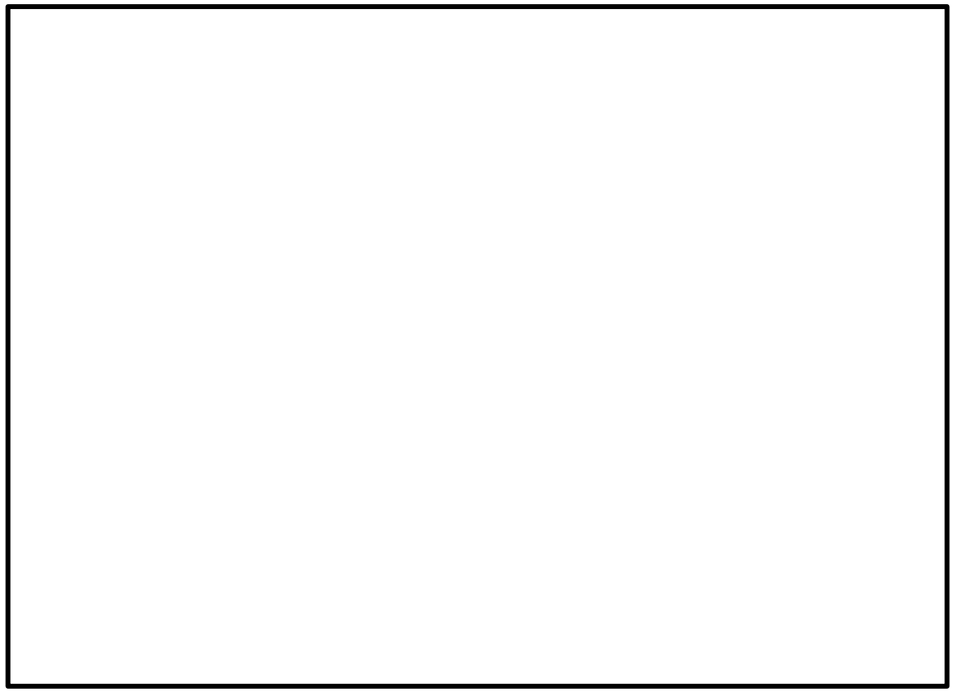
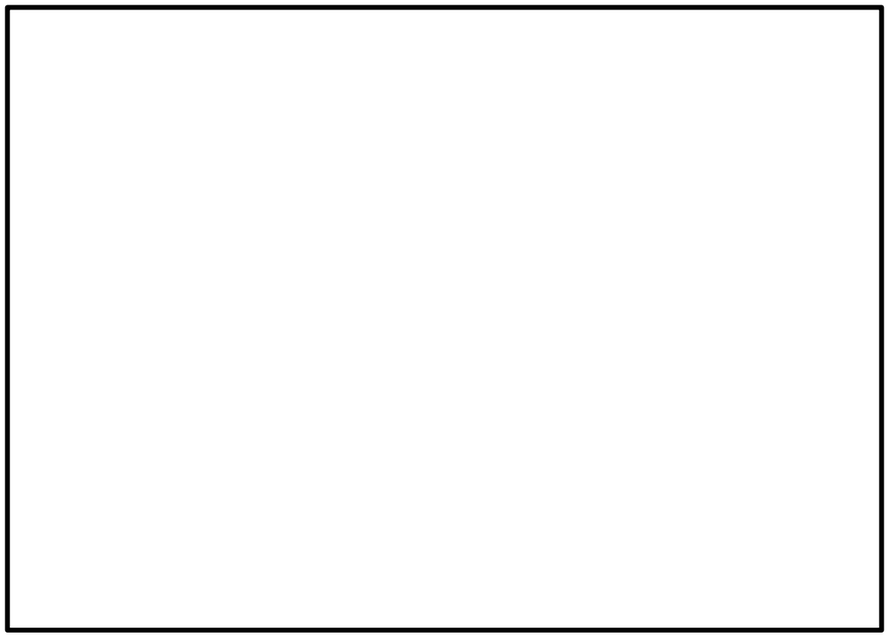
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図８　機器配置図（７号炉原子炉建屋地下２階）		

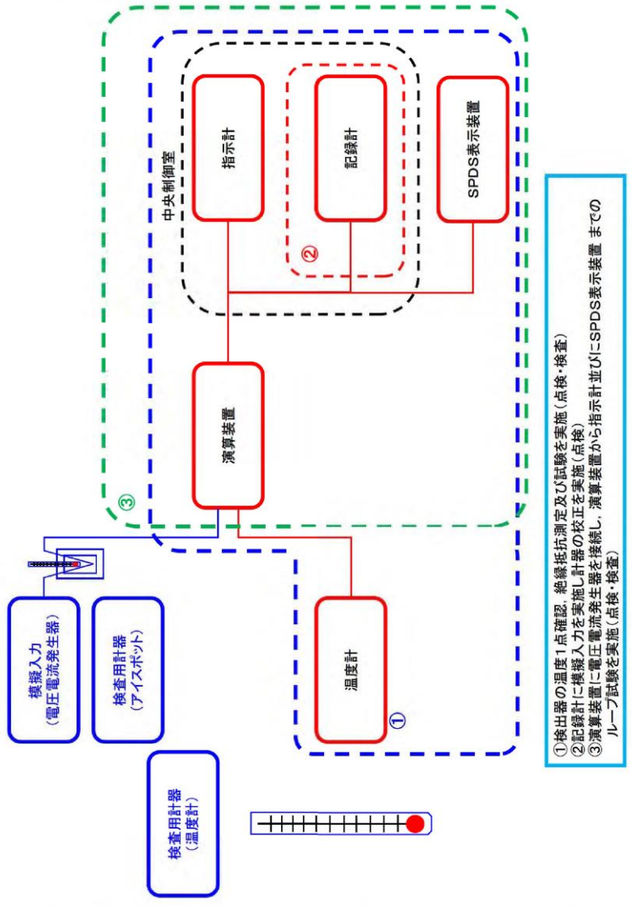
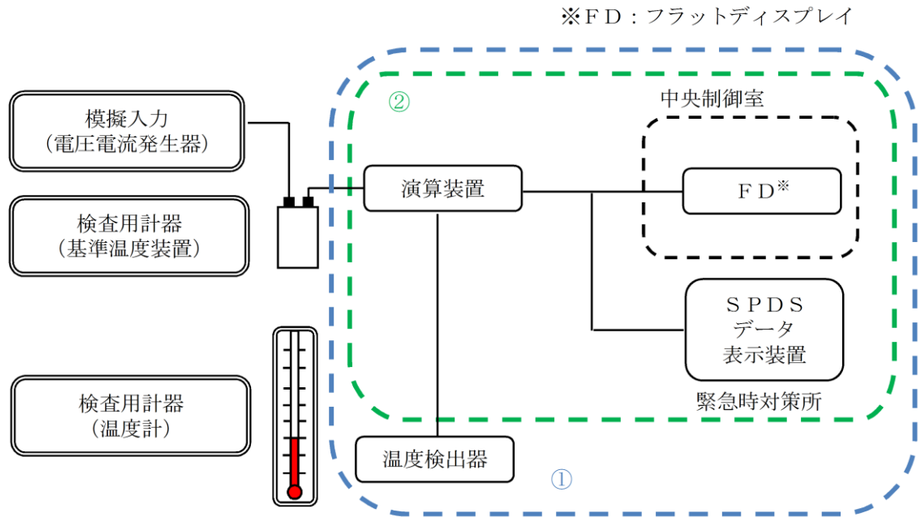
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
53-4 系統図	53-4 系統図	

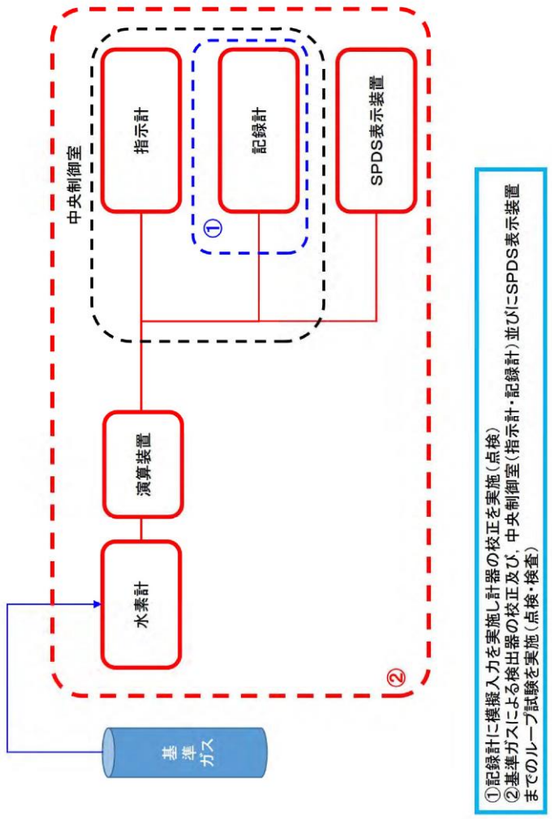
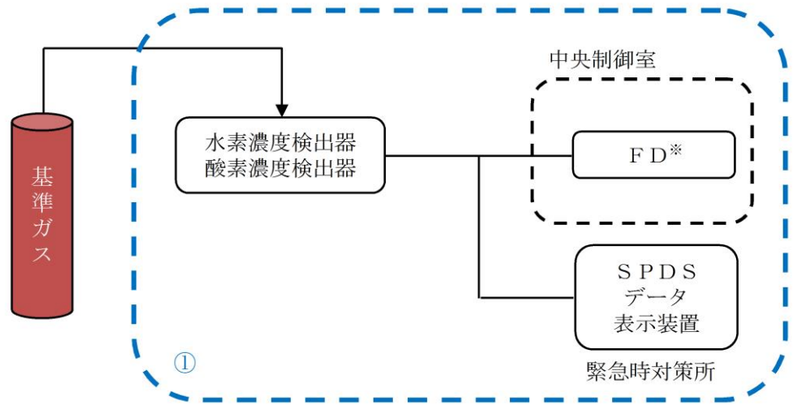
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1．計装設備の系統概要図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置，原子炉建屋水素濃度の系統概要図を図１及び２に示す。  図１　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図	1．計装設備の系統概要図 静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度の系統概要図を図１及び２に示す。  図１　静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図	・設備の相違

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	

<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>・静的触媒式水素再結合器
<table>
<tr><td colspan="2">名　　称</td><td>静的触媒式水素再結合器</td></tr>
<tr><td>水素処理容量</td><td>kg/h/個</td><td>約 0.25
（水素濃度 4.0vol%，100℃，大気圧において）</td></tr>
<tr><td>最高使用温度</td><td>℃</td><td>300</td></tr>
<tr><td>個数</td><td>個</td><td>56</td></tr>
</table>
【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。

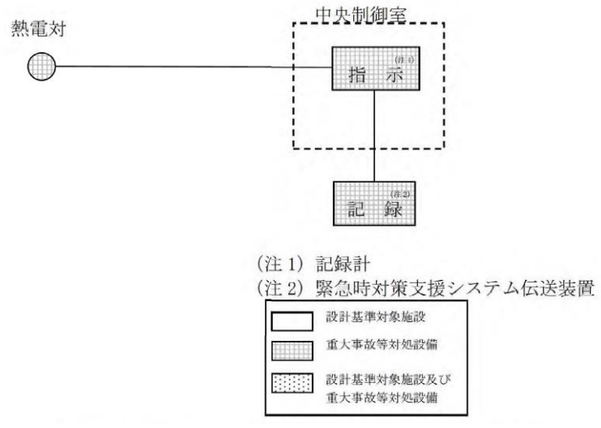
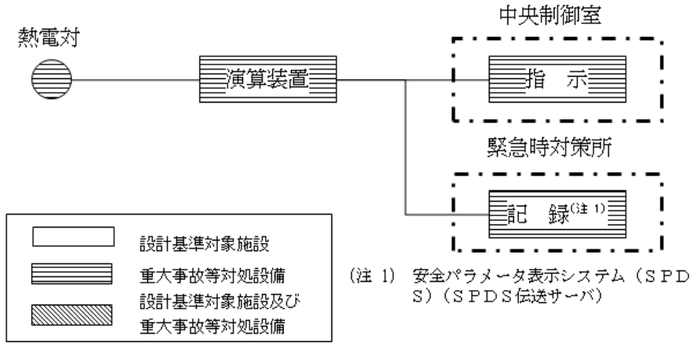
ＰＡＲは，重大事故等時において，原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し，水素爆発を防止する機能を有する。この設備は，触媒カートリッジ，ハウジング等の静的機器で構成し，運転員による起動操作を行うことなく，原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

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 \quad \cdots\cdots\cdots\

柏崎刈羽原子力発電所　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建物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原子炉棟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　ＰＡＲ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＝0.50kg/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，原子炉建物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　原子炉建物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，原子炉建物原子炉棟４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建物原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において，原子炉建物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式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

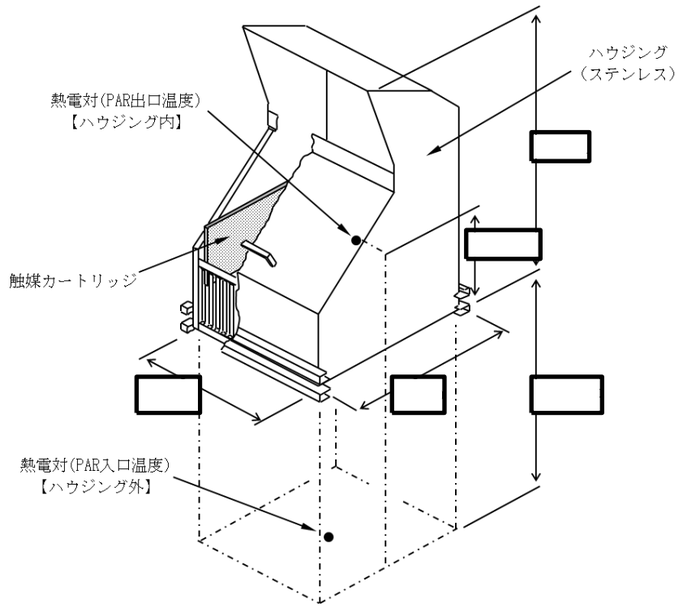


図２　静的触媒式水素処理装置への熱電対取付位置概要図

・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 原子炉棟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 原子炉棟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

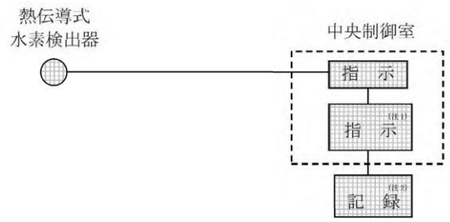
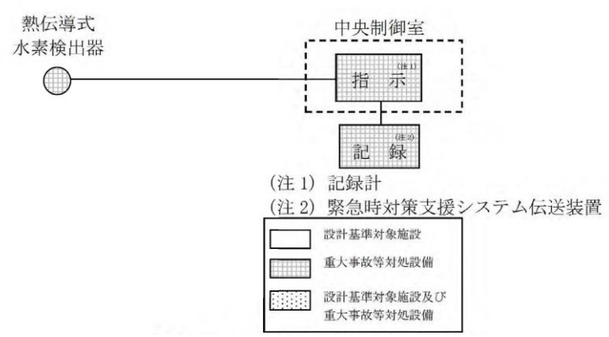
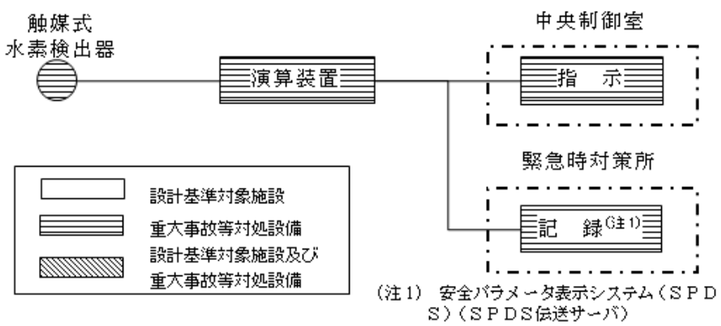
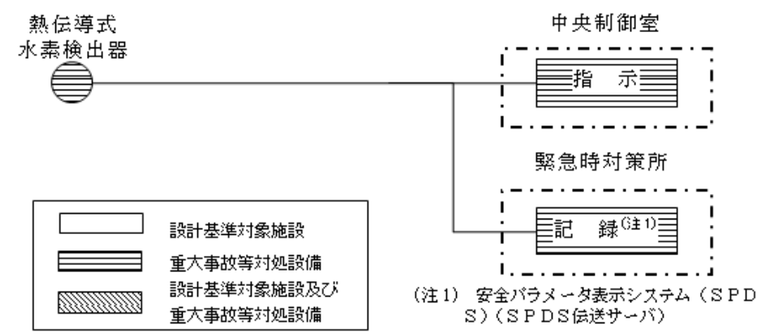
名称	計測範囲	プラント状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
静的触媒式水素処理装置入口温度	0～100℃	—	—	—	最大値：300℃以下	重大事故等時における静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能。
静的触媒式水素処理装置出口温度	0～400℃					

※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。）  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建物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建物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）

(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。

島根原子力発電所　２号炉

(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	0～10vol％	1	原子炉建物原子炉棟地下１階
	熱伝導式水素検出器	0～20vol％	6	原子炉建物原子炉棟４階：２個 原子炉建物原子炉棟２階：２個 原子炉建物原子炉棟１階：２個

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	0～10vol％	－	－	－	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，原子炉建物原子炉棟の水素濃度を可燃限界である 4vol％未満に低減する。）
	0～20vol％	－	－	－	0～4vol％	

※1：プラント状態の定義は，以下のとおり。

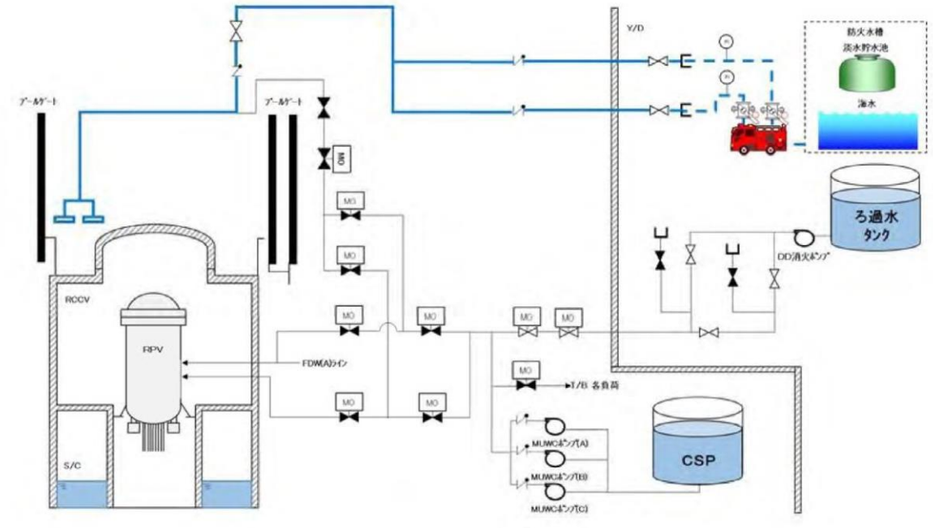
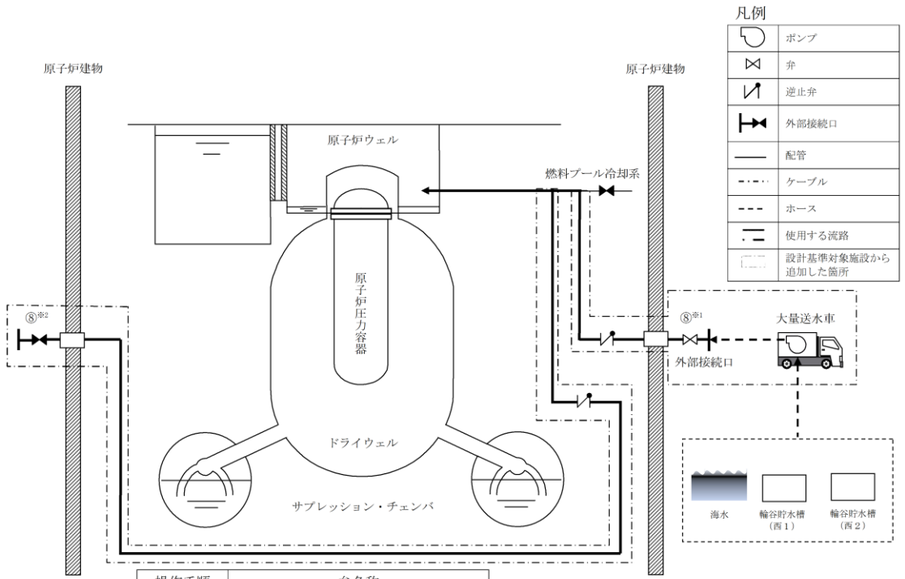
- 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は希であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計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

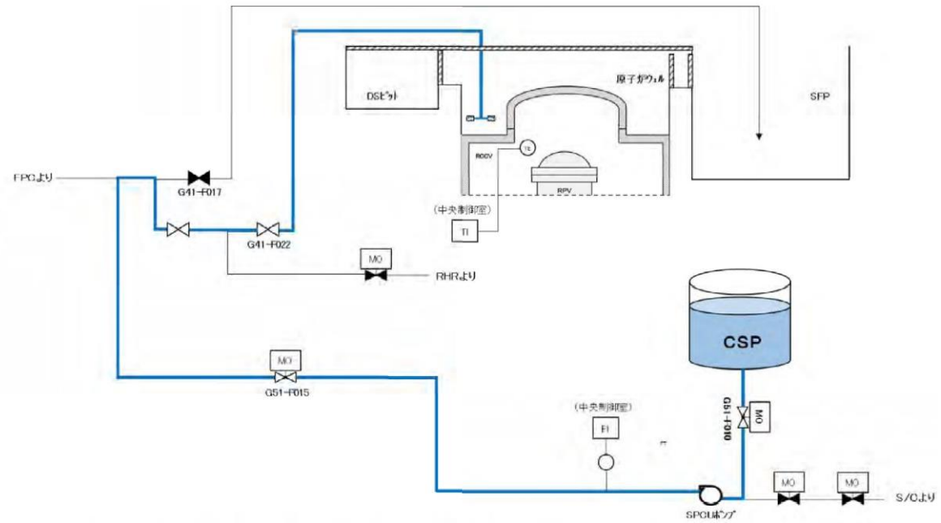
備考

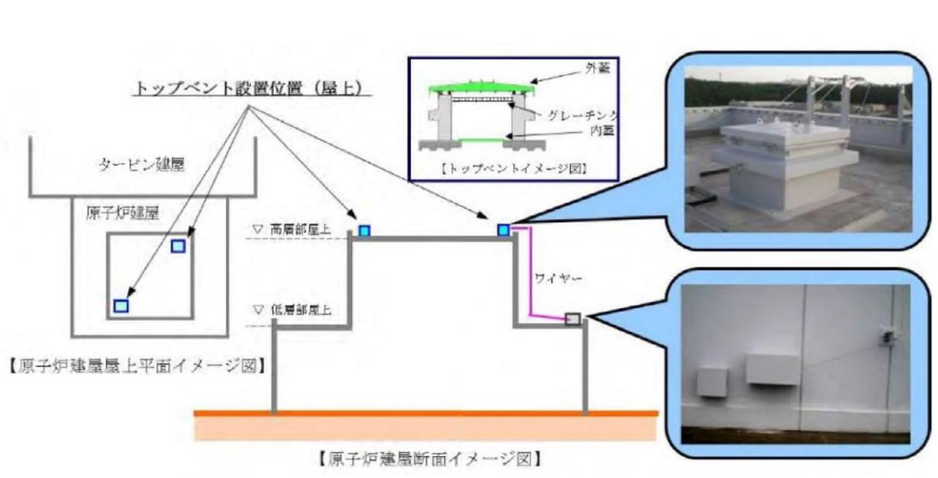
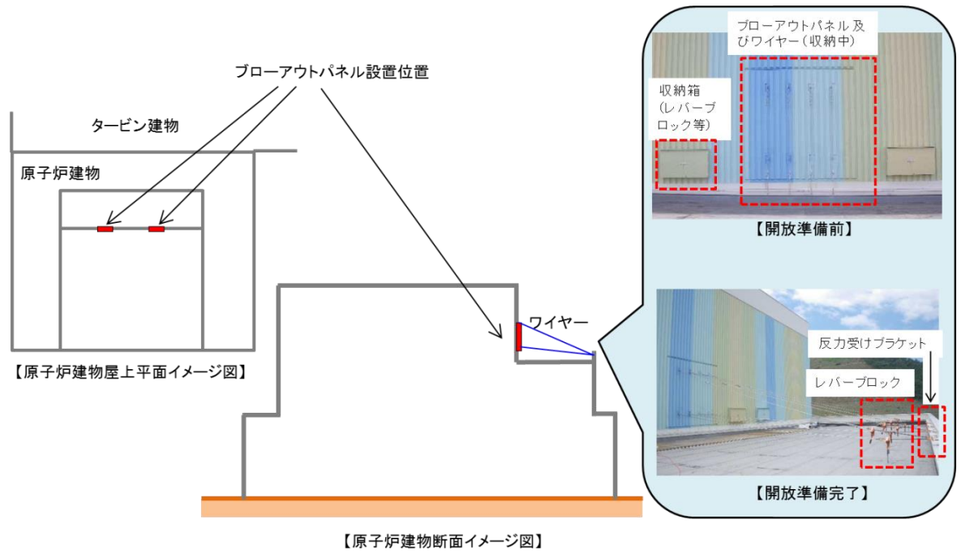
・設備の相違

・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
53-7　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物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，原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。  操作手順 / 弁名称 ⑧※1　ＡＲＷＦ　Ａ－注水ライン流量調整弁 ⑧※2　ＡＲＷＦ　Ｂ－注水ライン流量調整弁 記載例○　：操作手順番号を示す。 ○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。 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（西１）及び輪谷貯水槽（西２））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，仮に原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合においても，原子炉建物原子炉棟４階の水素を外部へ排出することで，水素の原子炉建物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原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置（ワイヤー等）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 発電所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