

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屋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
<p>53条 <u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</u></p> <p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p>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</p>	<p>53条 <u>補足説明資料</u></p> <p>53-1 S A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</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
53-1 SA 設備基準適合性一覧表	53-1 S A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)

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	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一切替操作が不要	B b	
	関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	53-3 配置図	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
	関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	53-3 配置図 53-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
関連資料		-			
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	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

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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	海水を通水しない	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			関連資料	53-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	-
	関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
	関連資料	53-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料	53-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	53-3 配置図, 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		

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	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一切替不要	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)

第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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			関連資料	53-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	-
		関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
		関連資料	53-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	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	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)
	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一切替不要	B b	
		関連資料	53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	-	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	-		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	53-3 配置図 53-6 容量設定根拠	
第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
		関連資料	-		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
	サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		53-2 単線結線図 53-3 配置図		

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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			関連資料	53-3 配置図	
			第2号	操作性	操作不要
	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一切替操作が不要	B b	
		関連資料	53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			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	C a	
		関連資料	53-2 単線結線図, 53-3 配置図, 53-4 系統図		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
53-2 単線結線図	53-2 単線結線図	

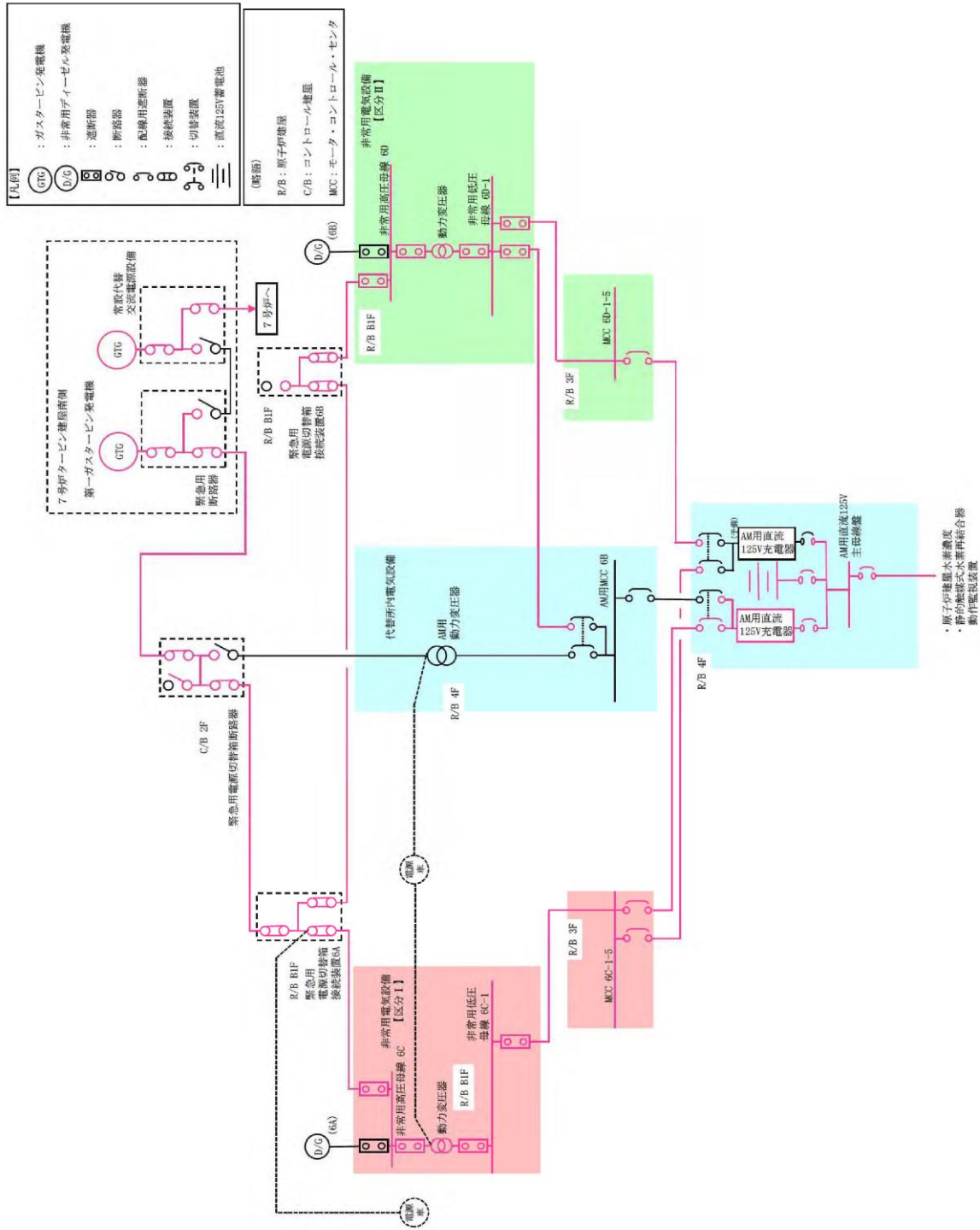


図1 単線結線図 (6号炉)

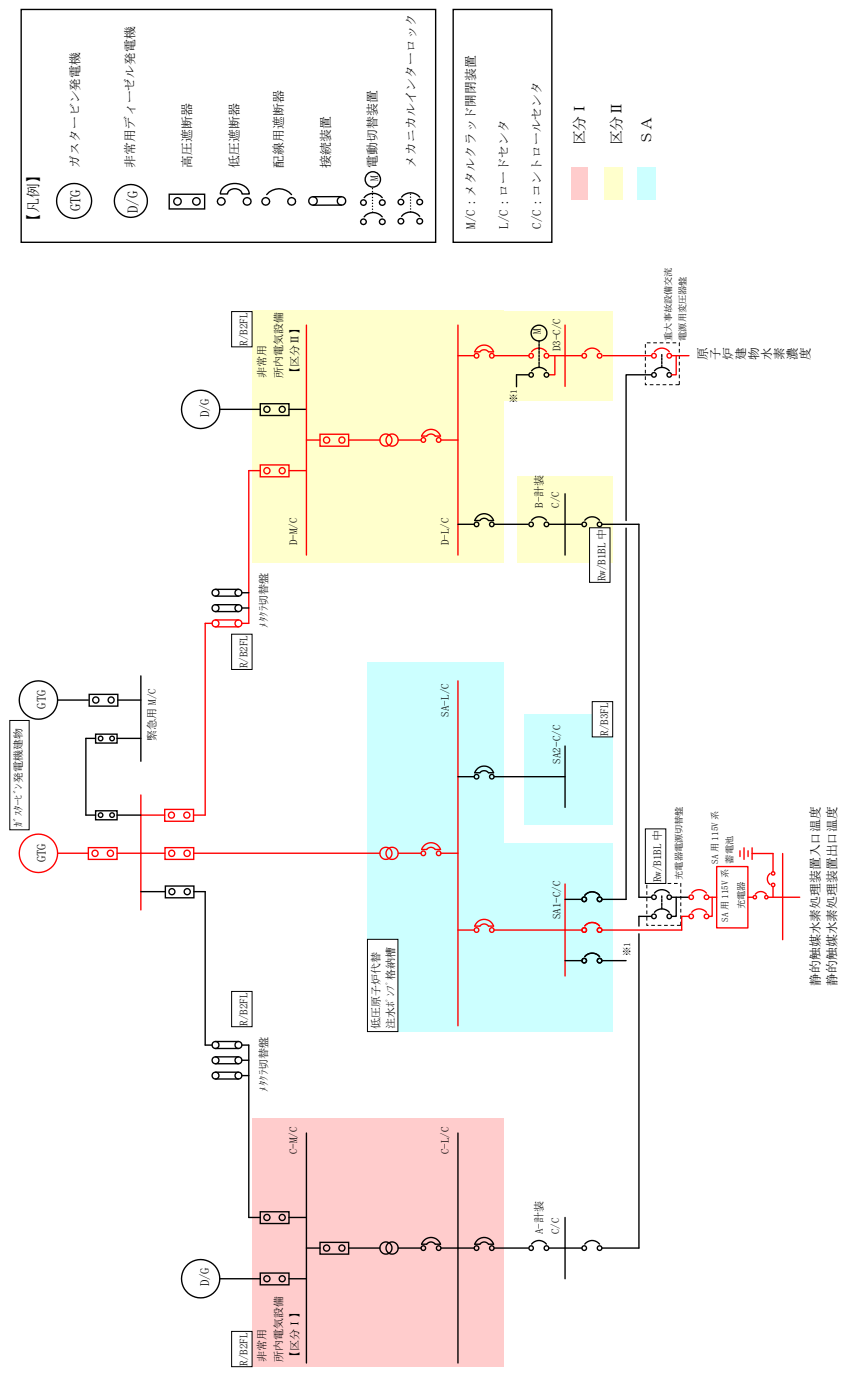


図1 単線結線図

・設備の相違

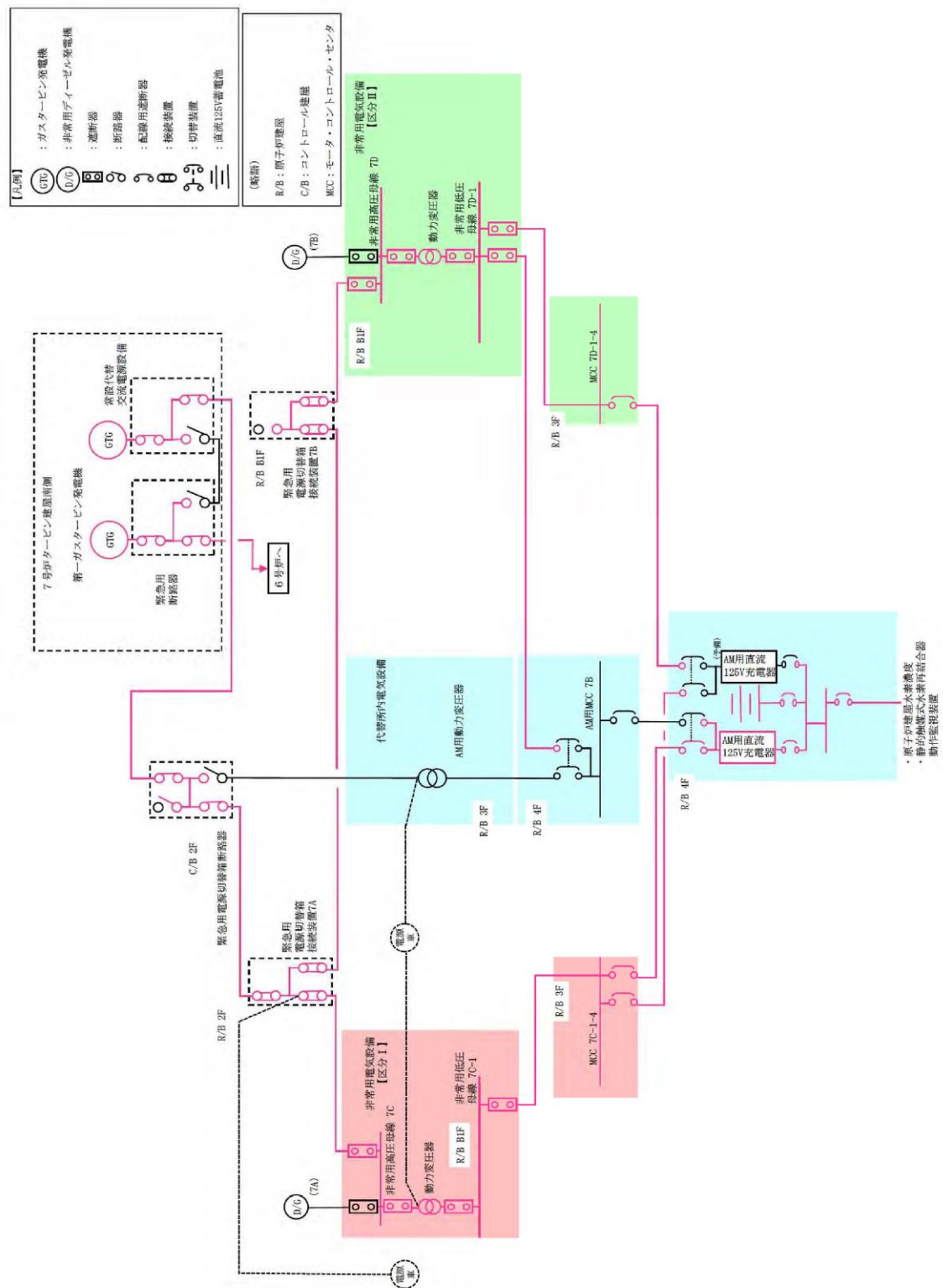


図2 単線結線図 (7号炉)

・原子炉冷却水系統
・原子炉冷却水系統
・原子炉冷却水系統

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">53-3 配置図</p>	<p style="text-align: center;">53-3 配置図</p> <div data-bbox="1774 1608 2442 1850" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>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</p> <p>保管場所：可搬型設備を保管している場所</p> <p>接続箇所：可搬型設備を常設設備に接続する箇所</p> <p>：重大事故等対処設備を示す。</p> </div>	

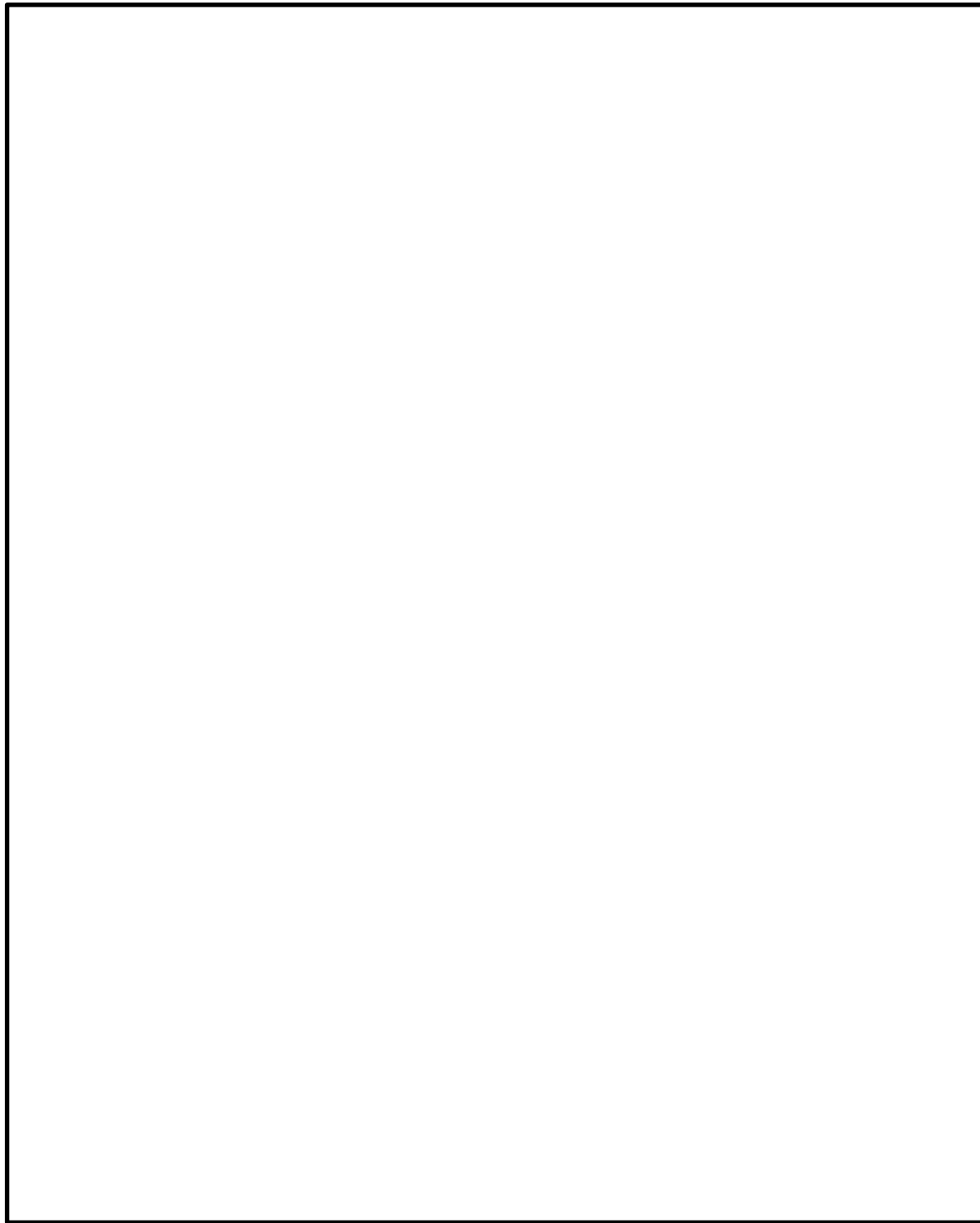


図1 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上4階)



図1 機器配置図 (原子炉建物4階)

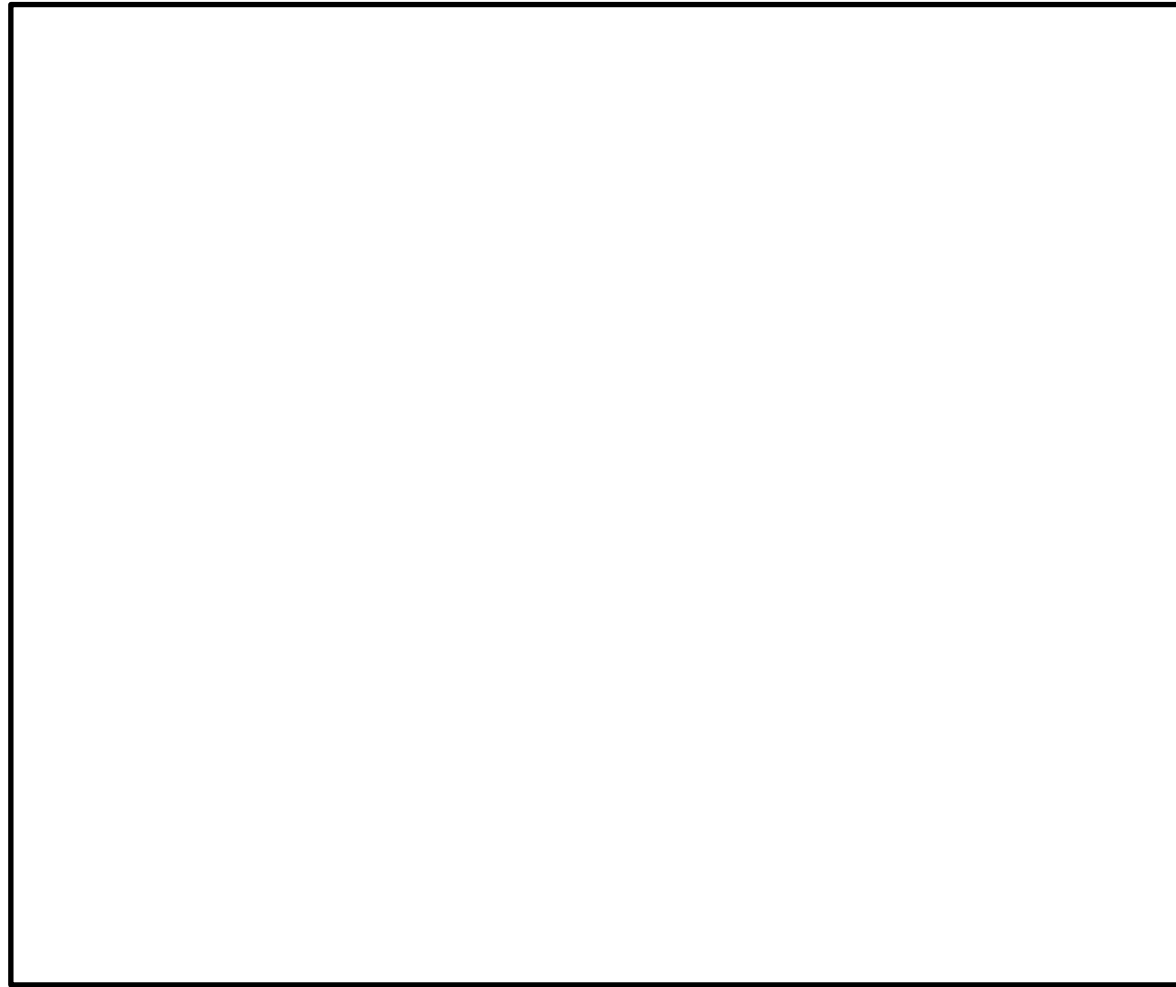


図2 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地上2階)

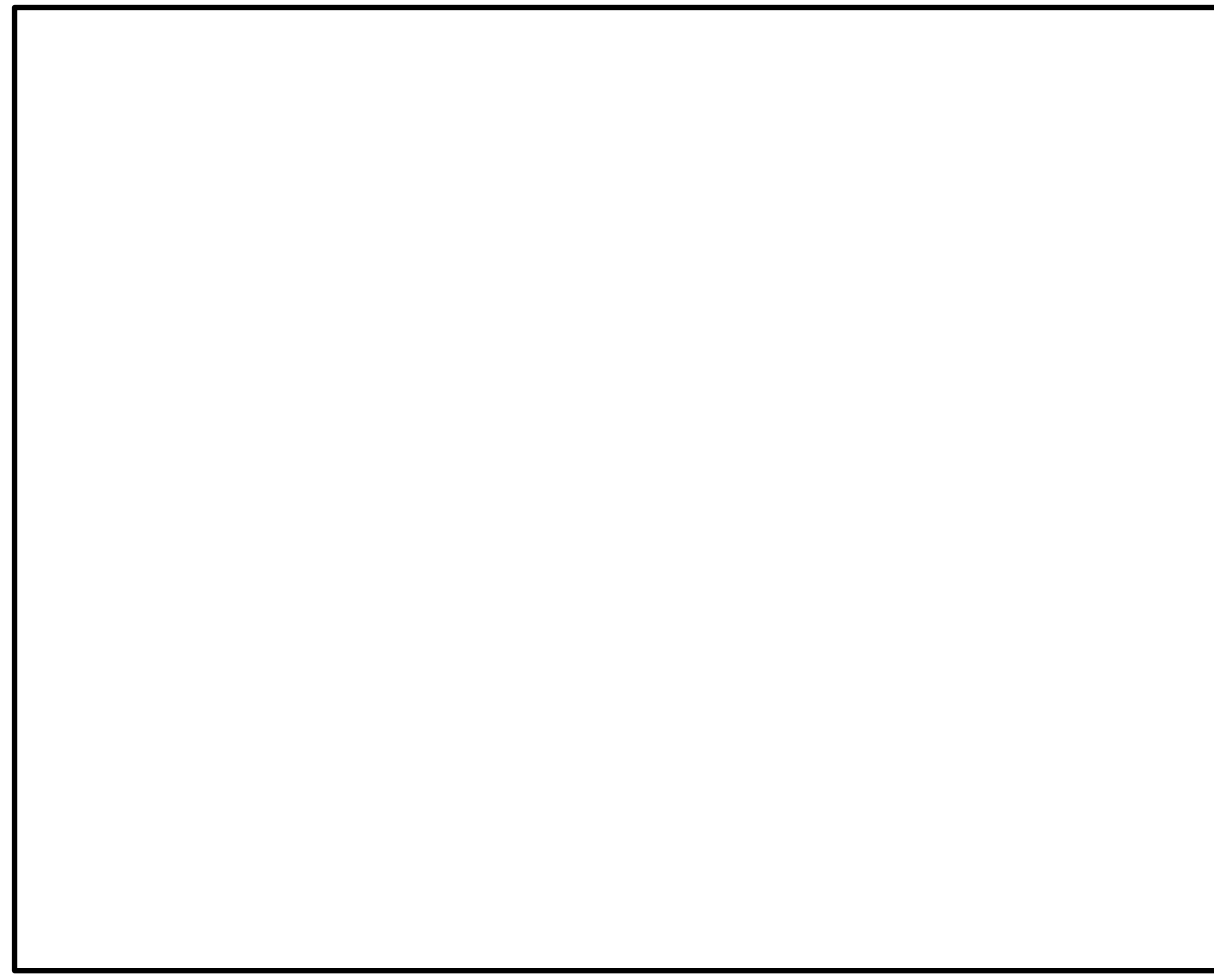


図2 機器配置図 (原子炉建物2階)

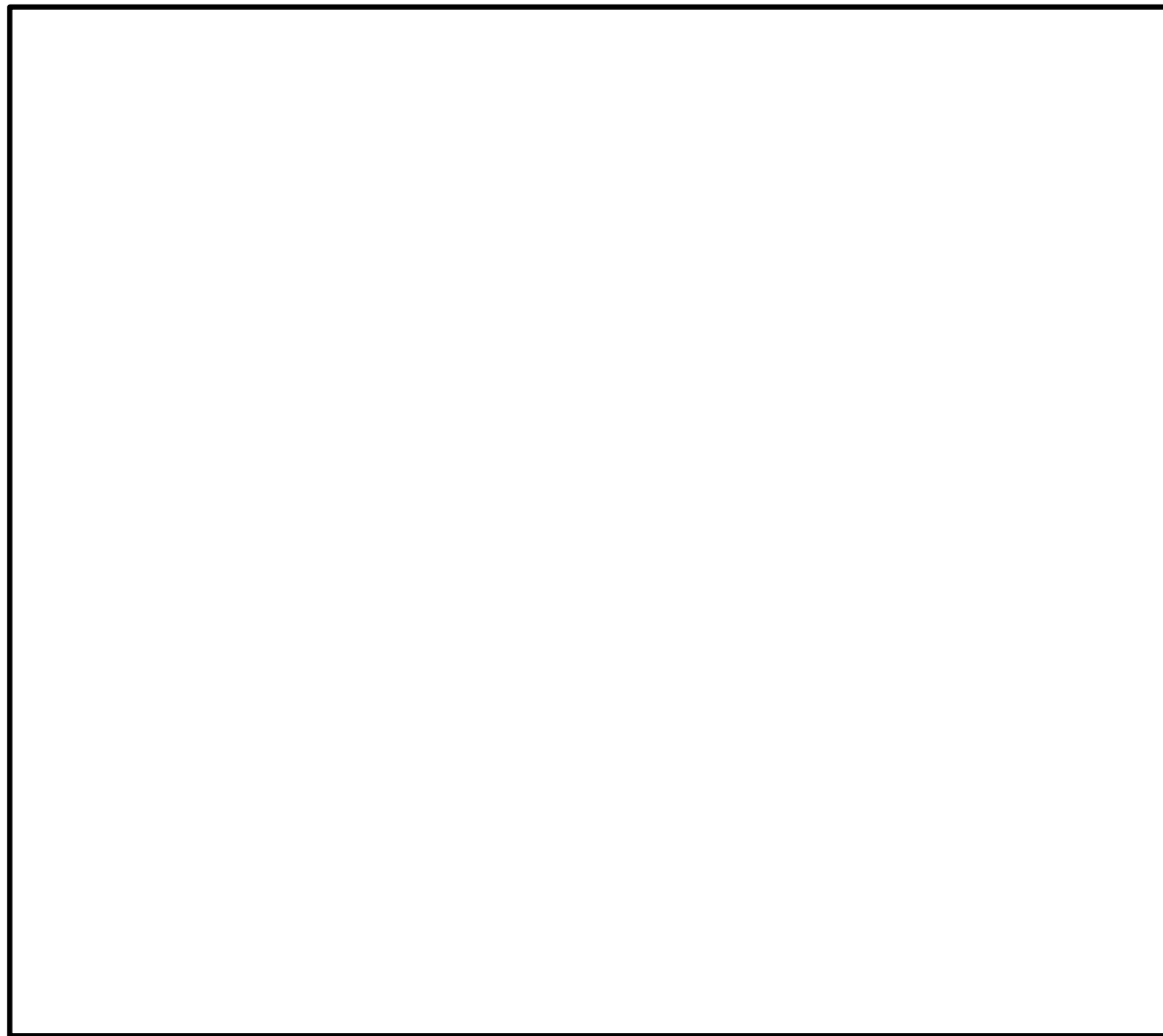


図3 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下1階)

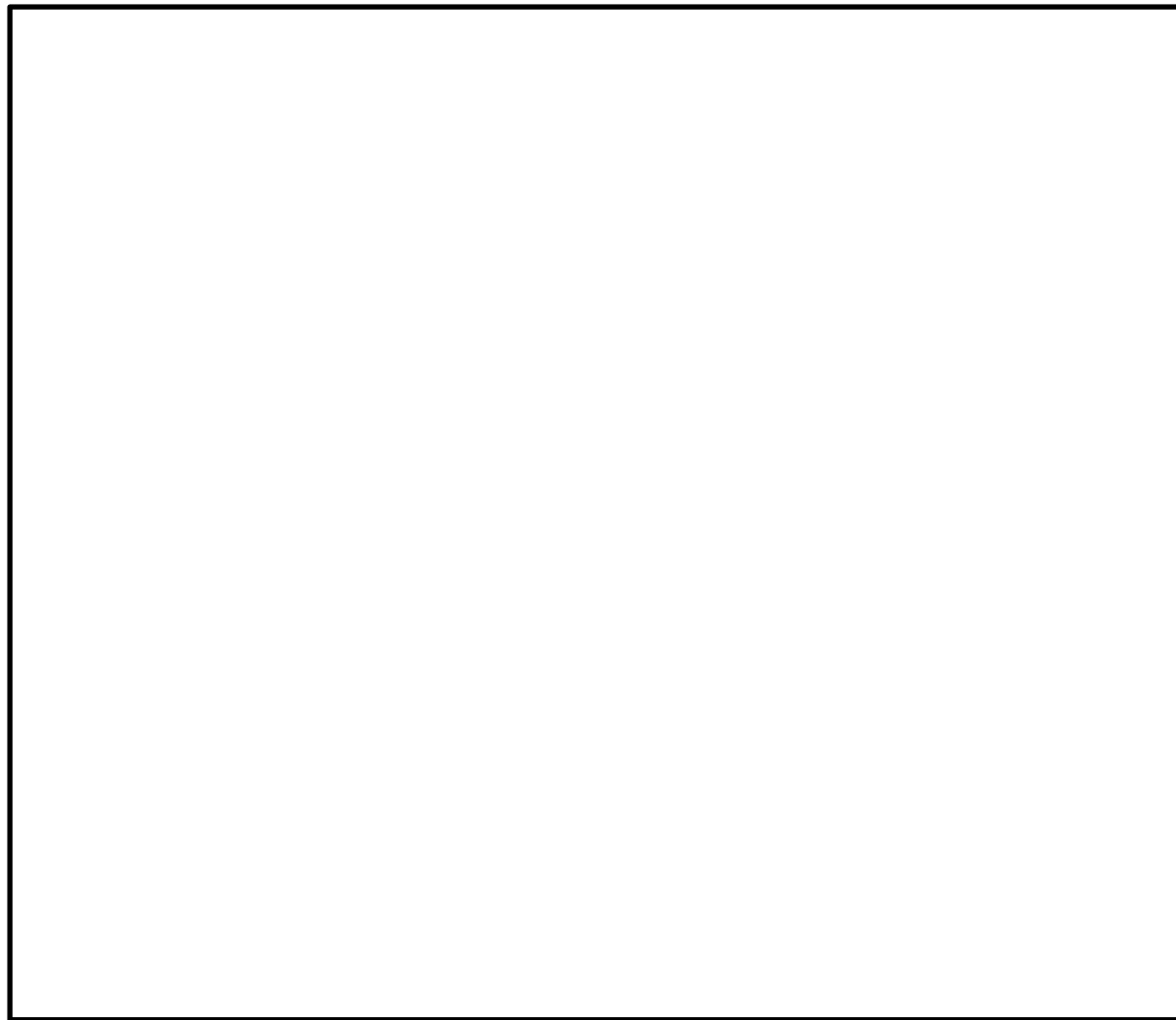


図3 機器配置図 (原子炉建物1階)

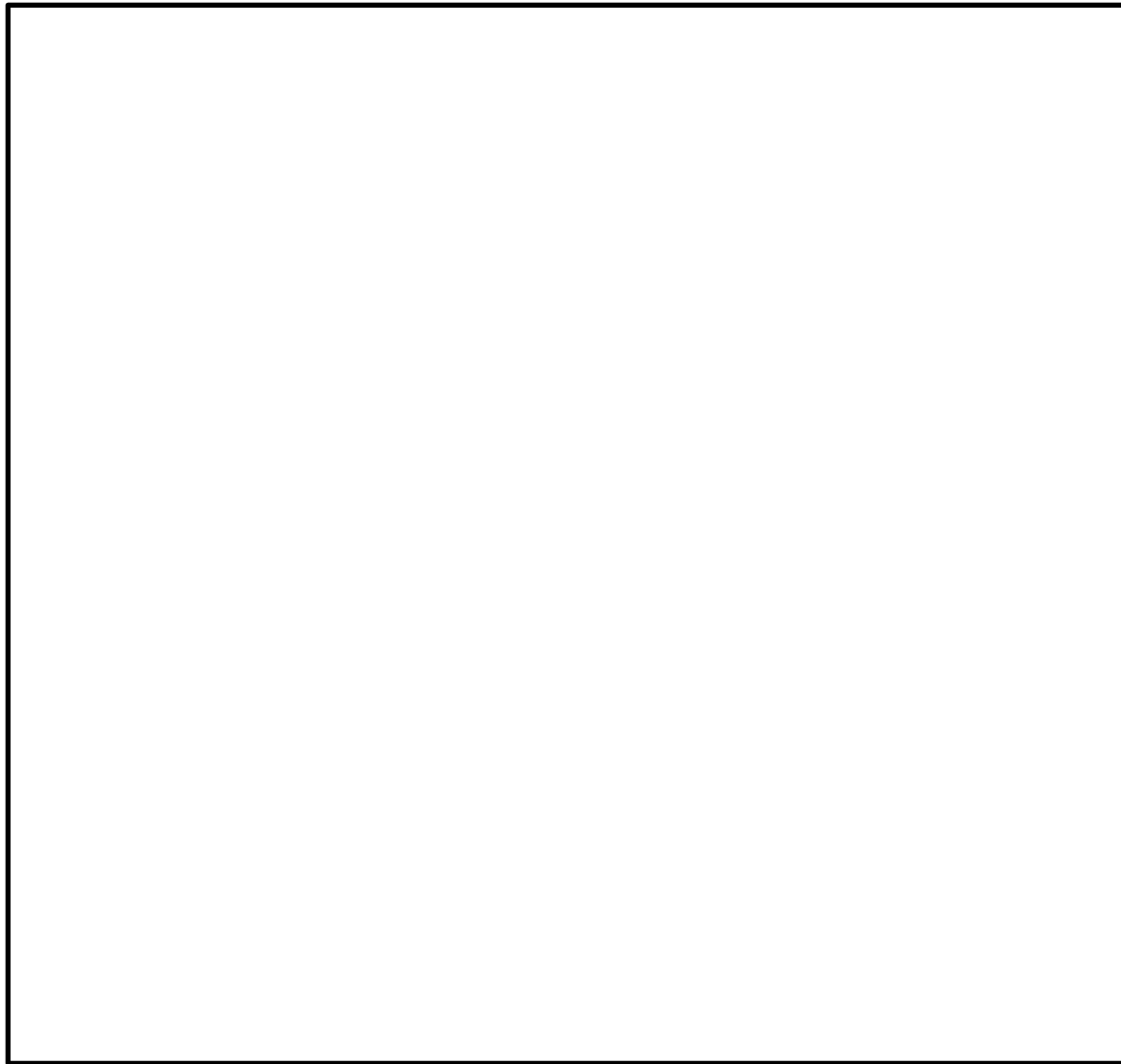


図4 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下2階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

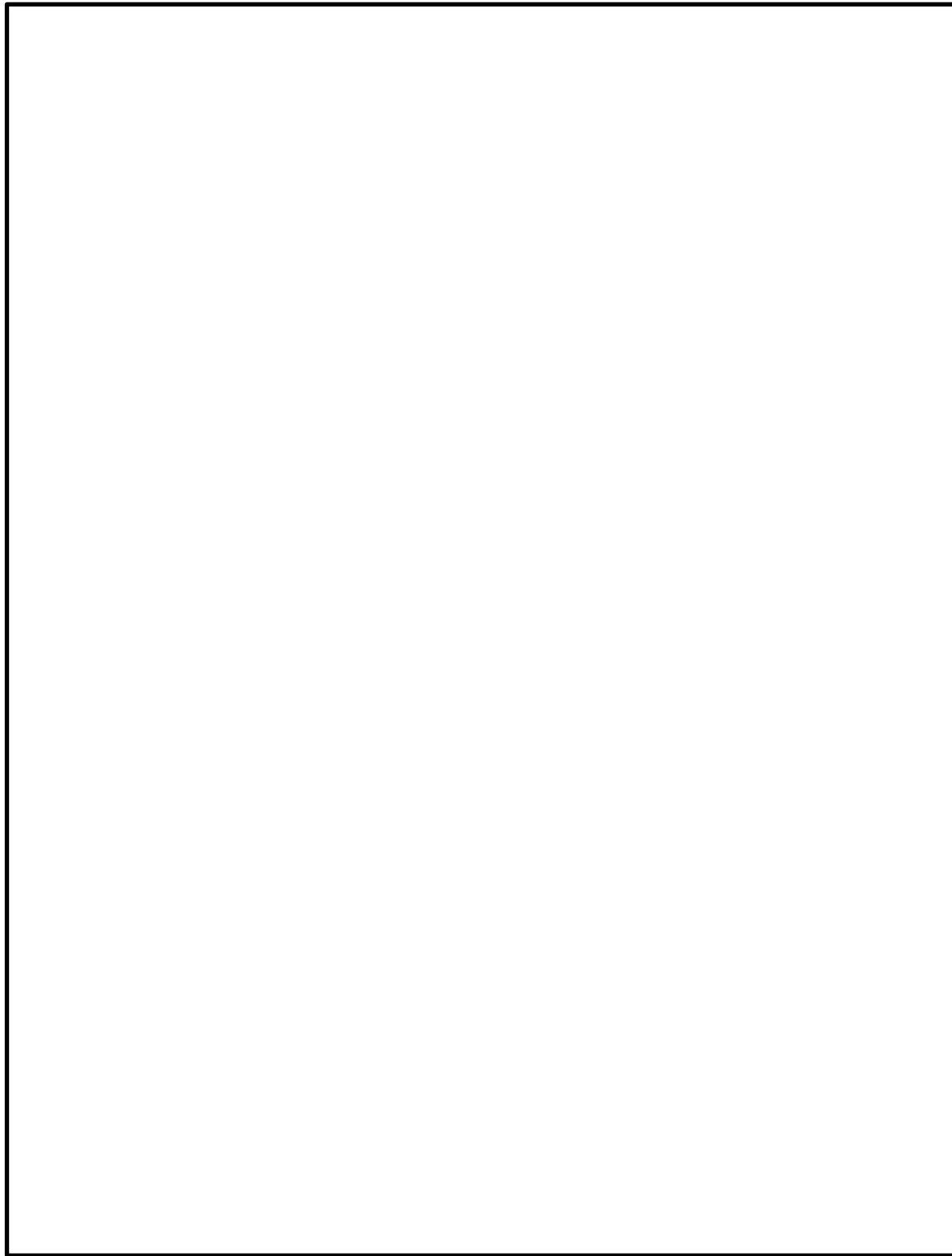


図5 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上4階)

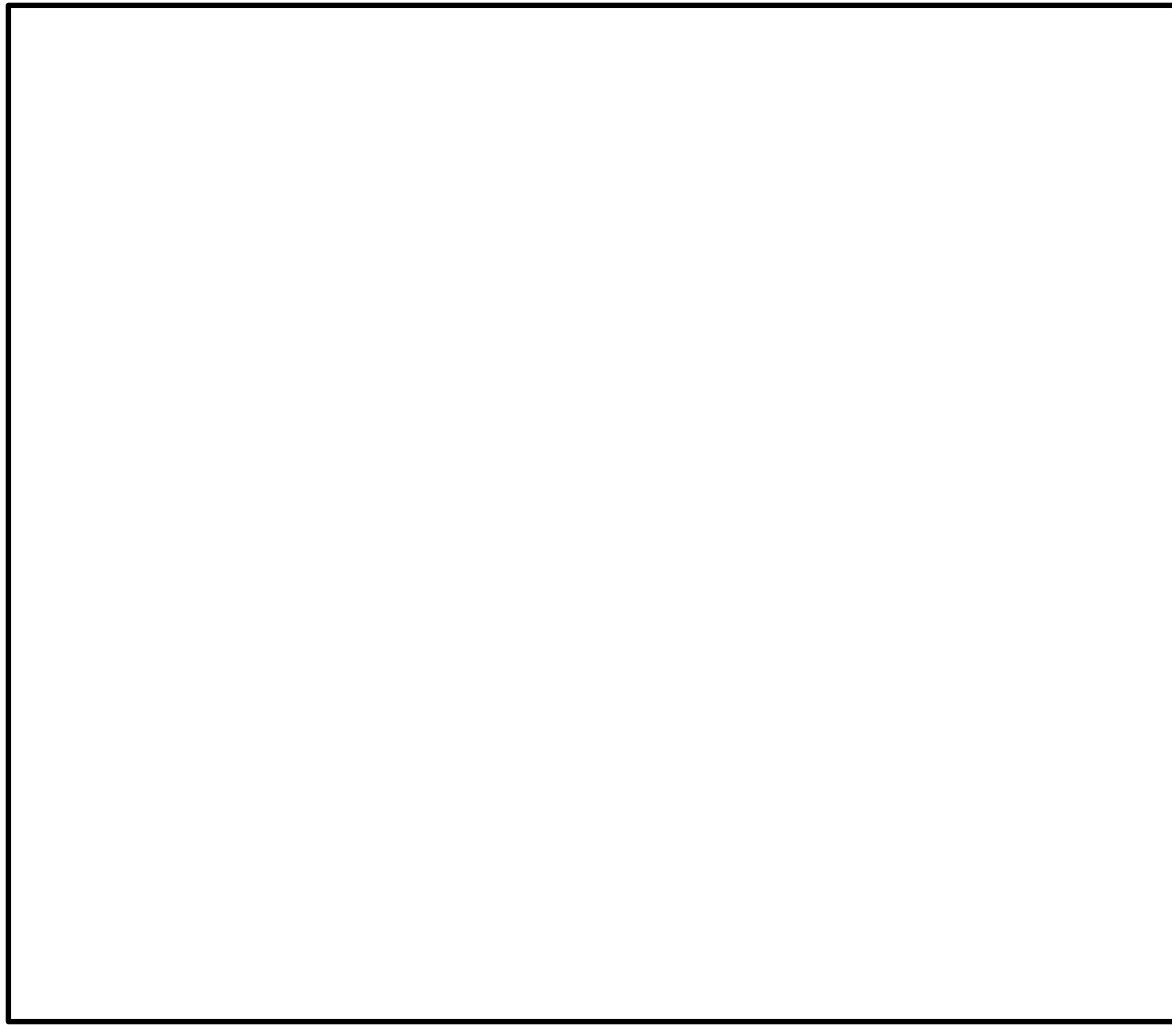


図6 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地上2階)

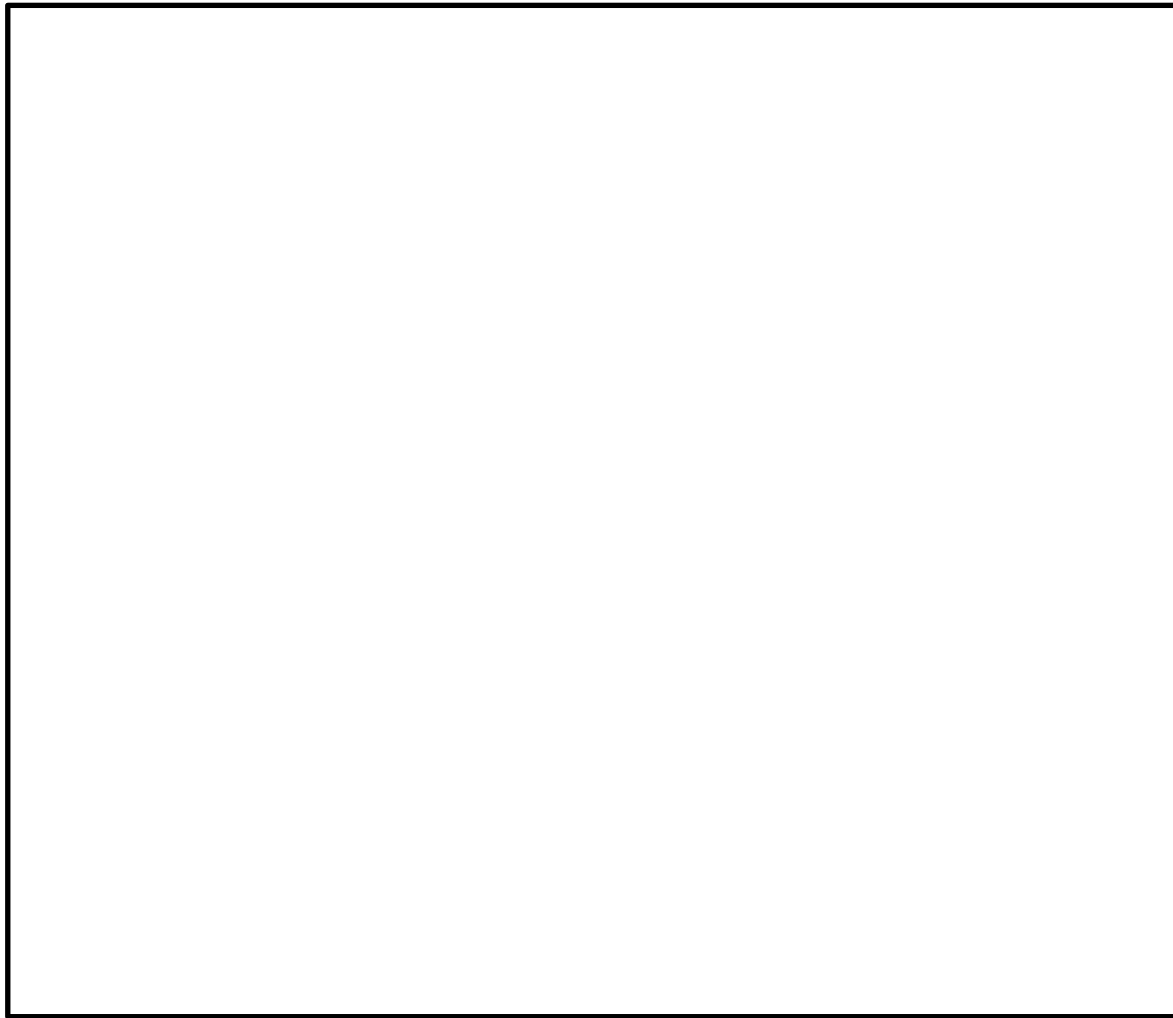


図7 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下1階)

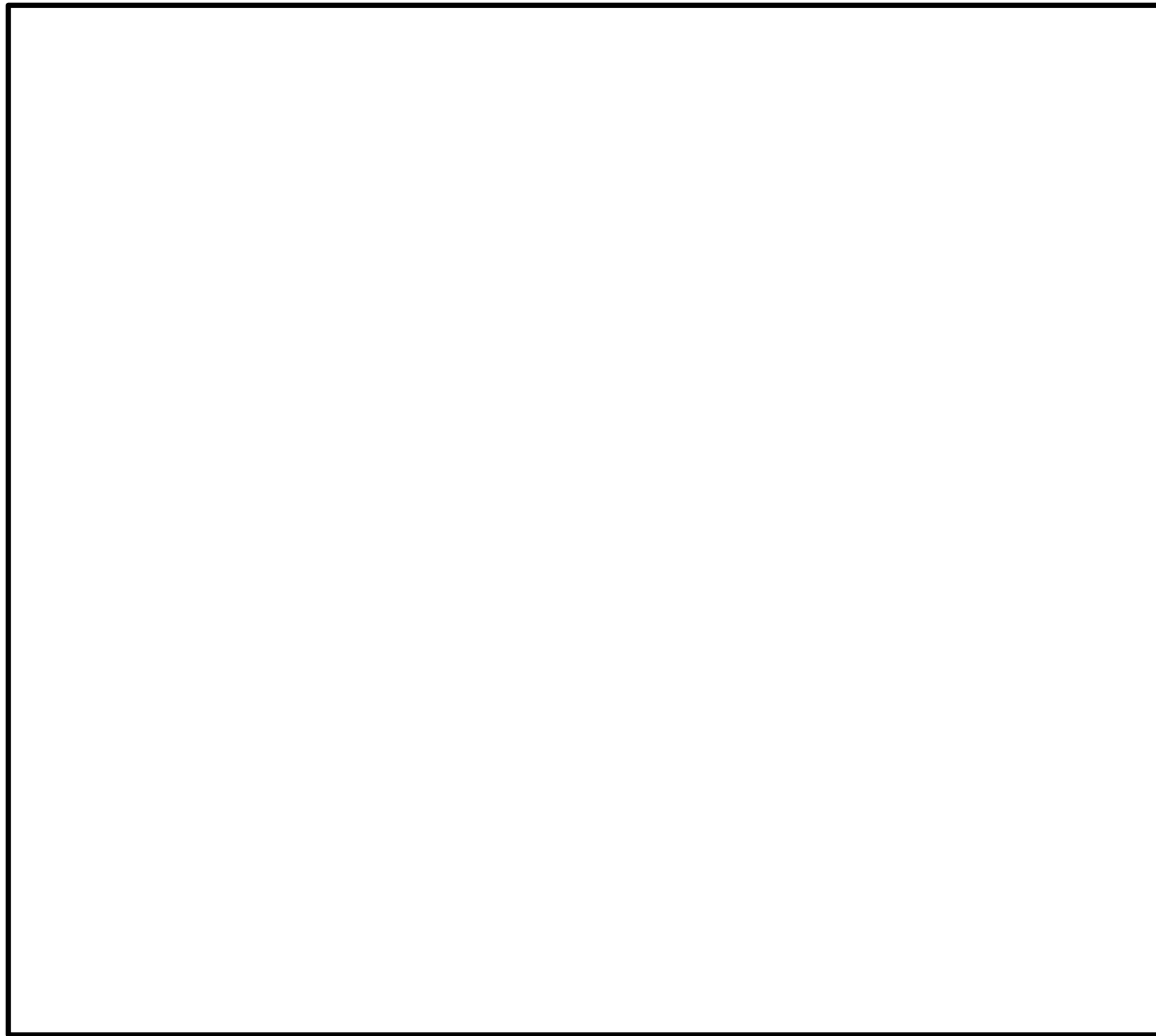


図8 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下2階)

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	

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。

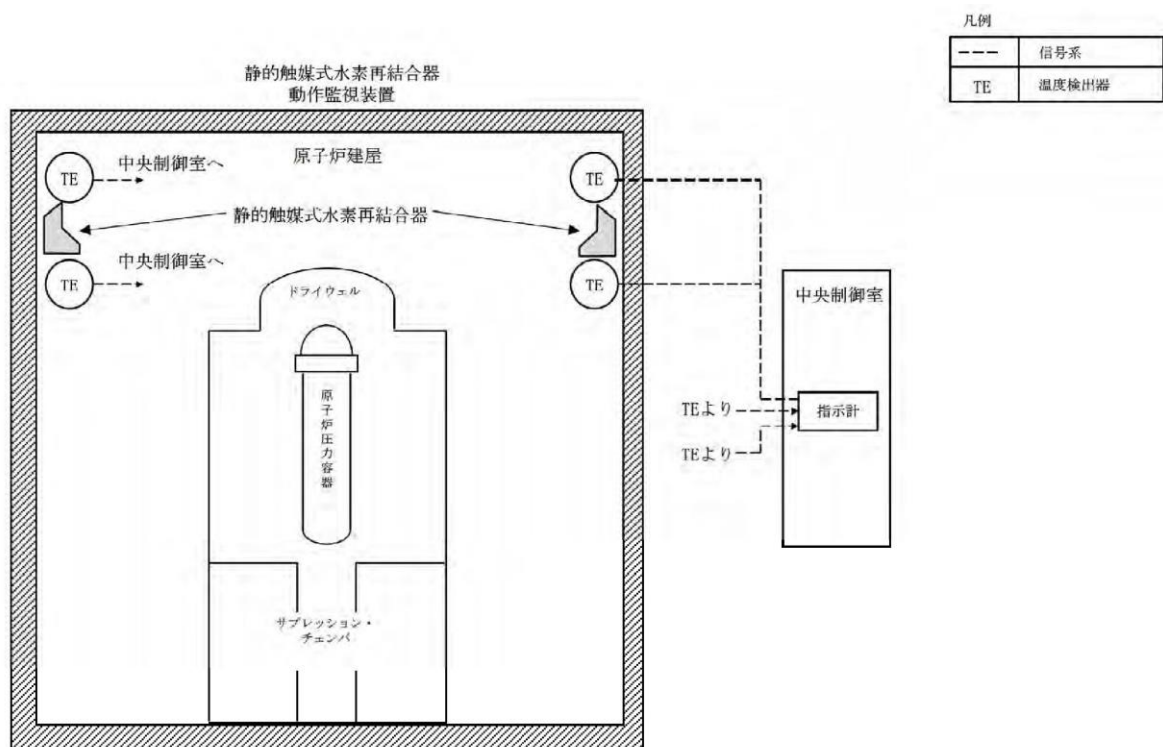


図1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図

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。

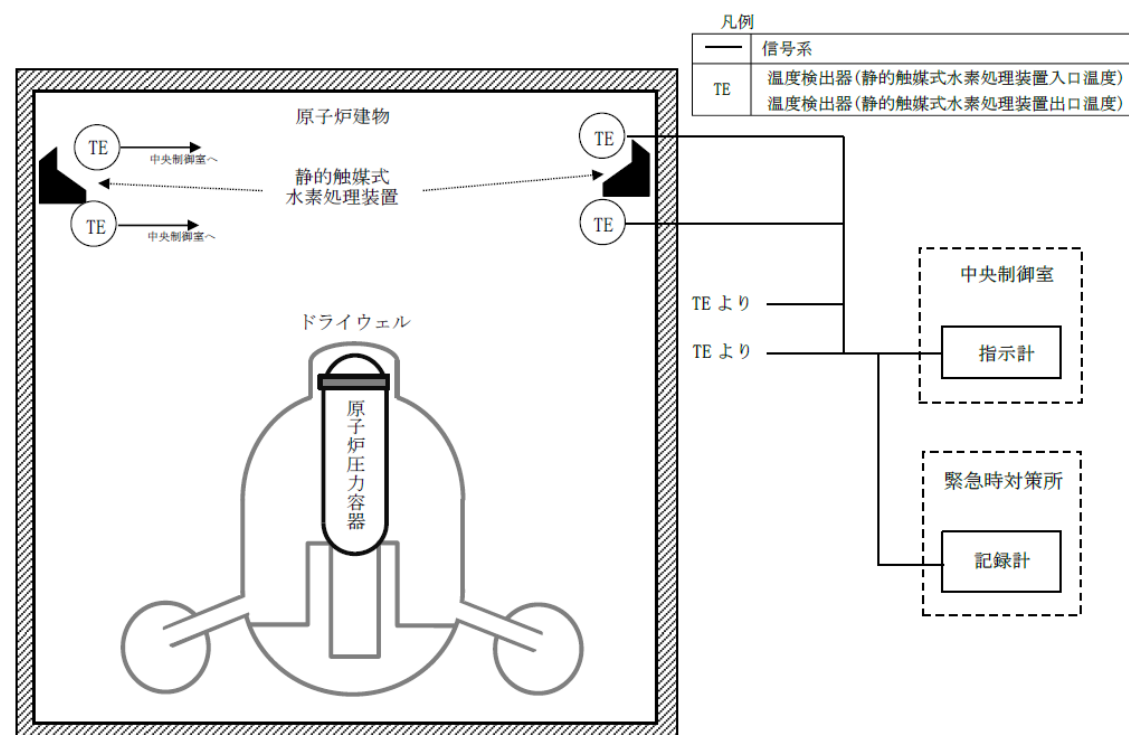


図1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図

・設備の相違

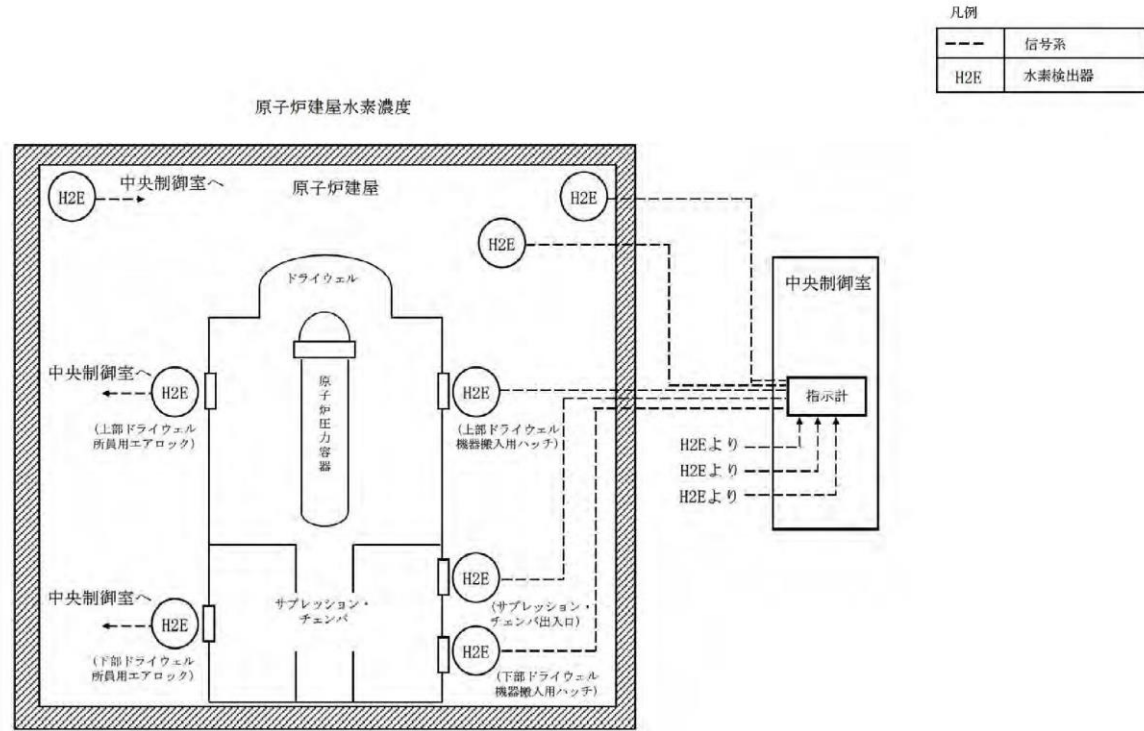


図2 原子炉建屋水素濃度の系統概要図

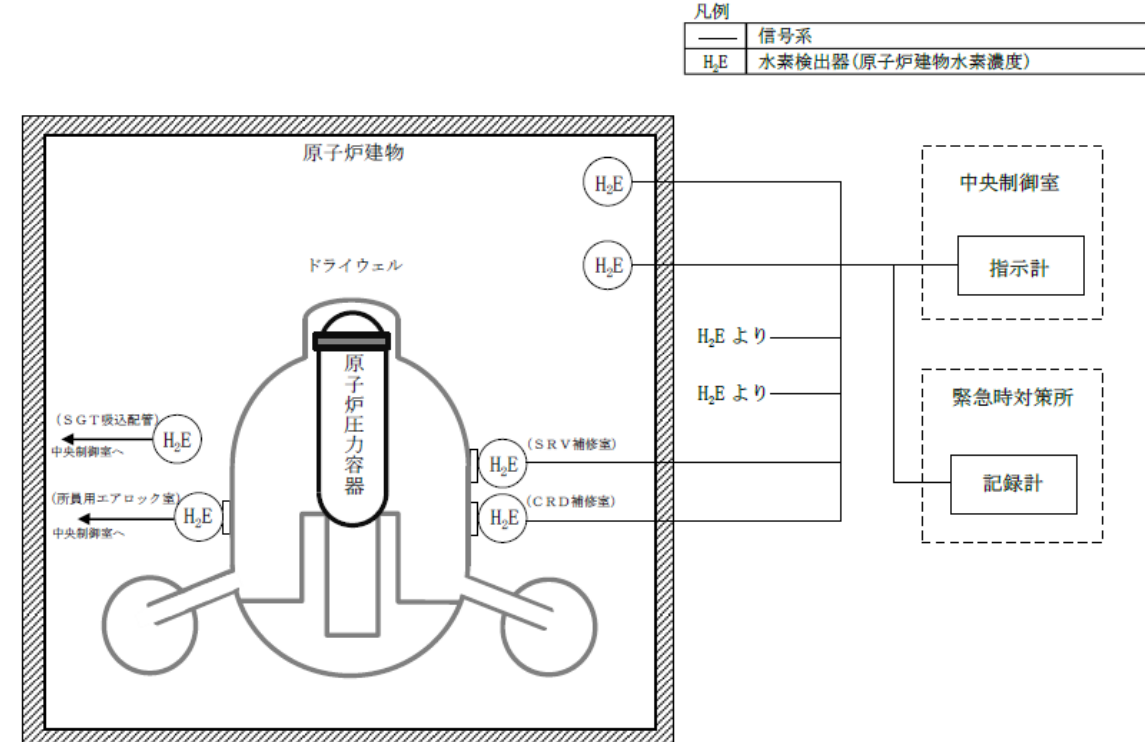


図2 原子炉建物水素濃度の系統概要図

・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	

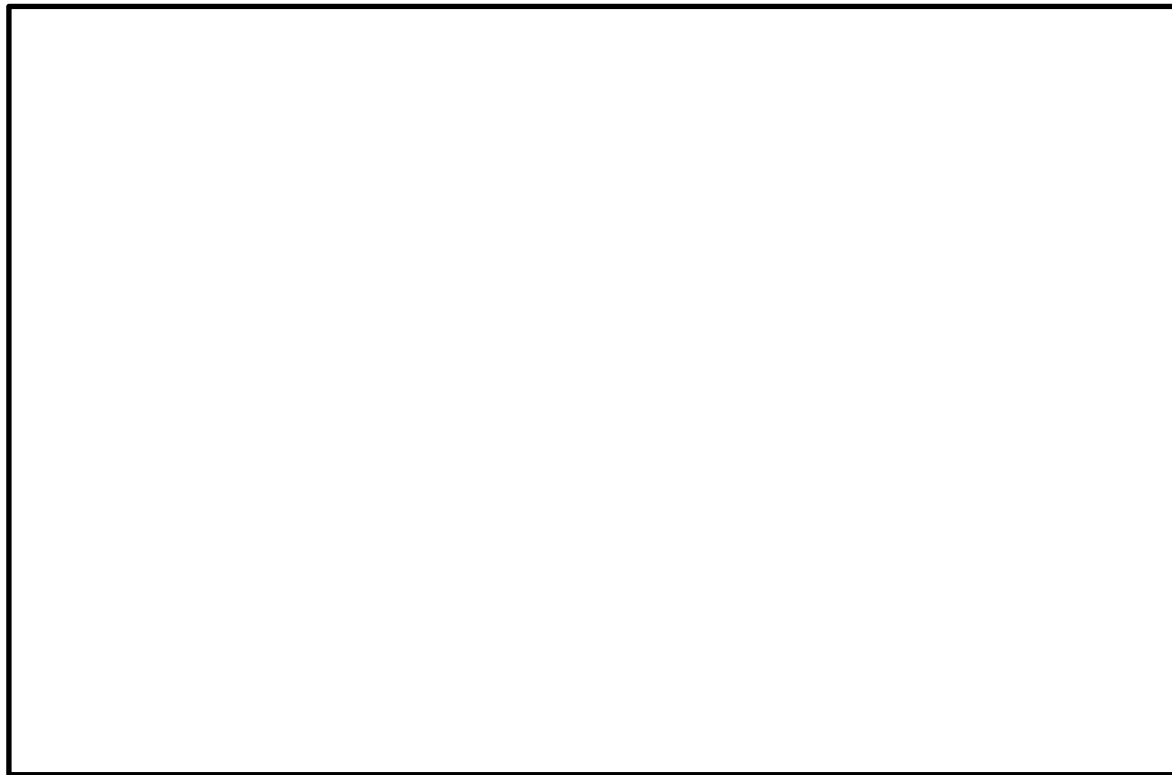


図1 静的触媒式水素再結合器の試験及び検査 (6号炉の例)

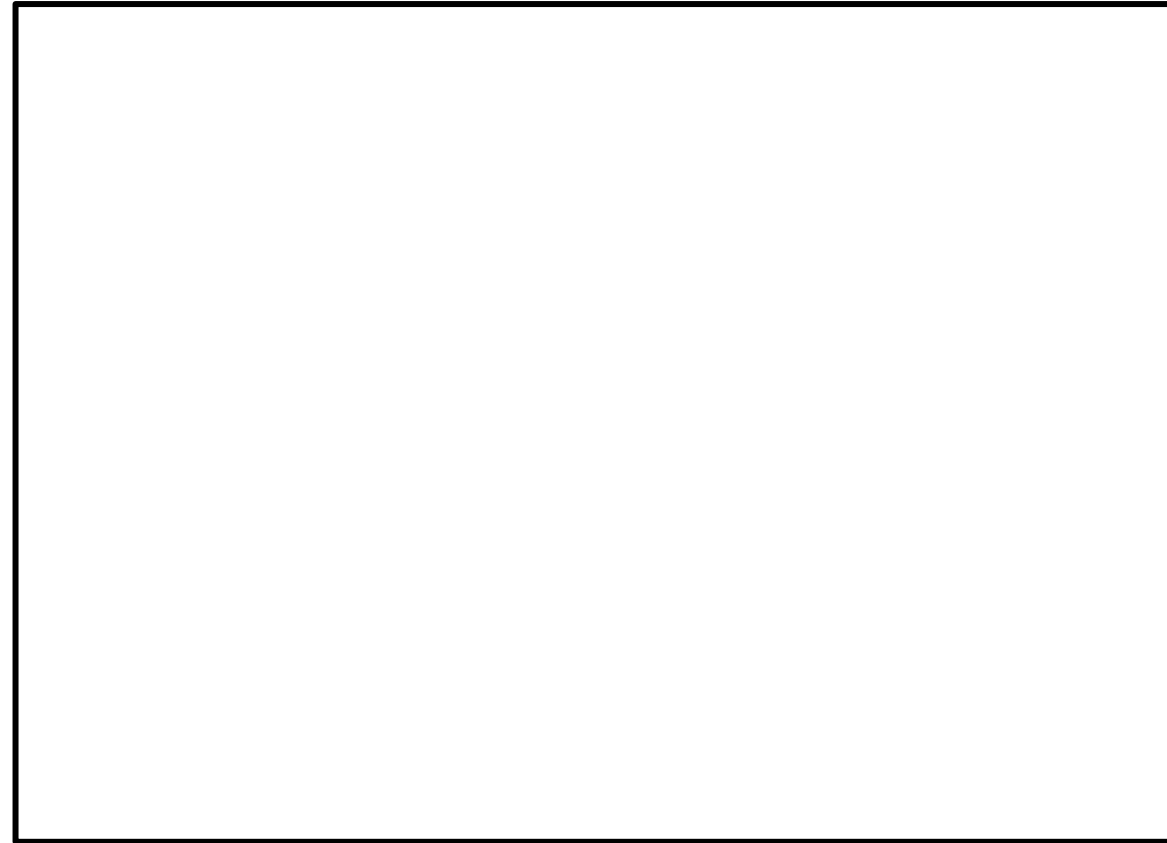


図1 構造図 (静的触媒式水素処理装置)

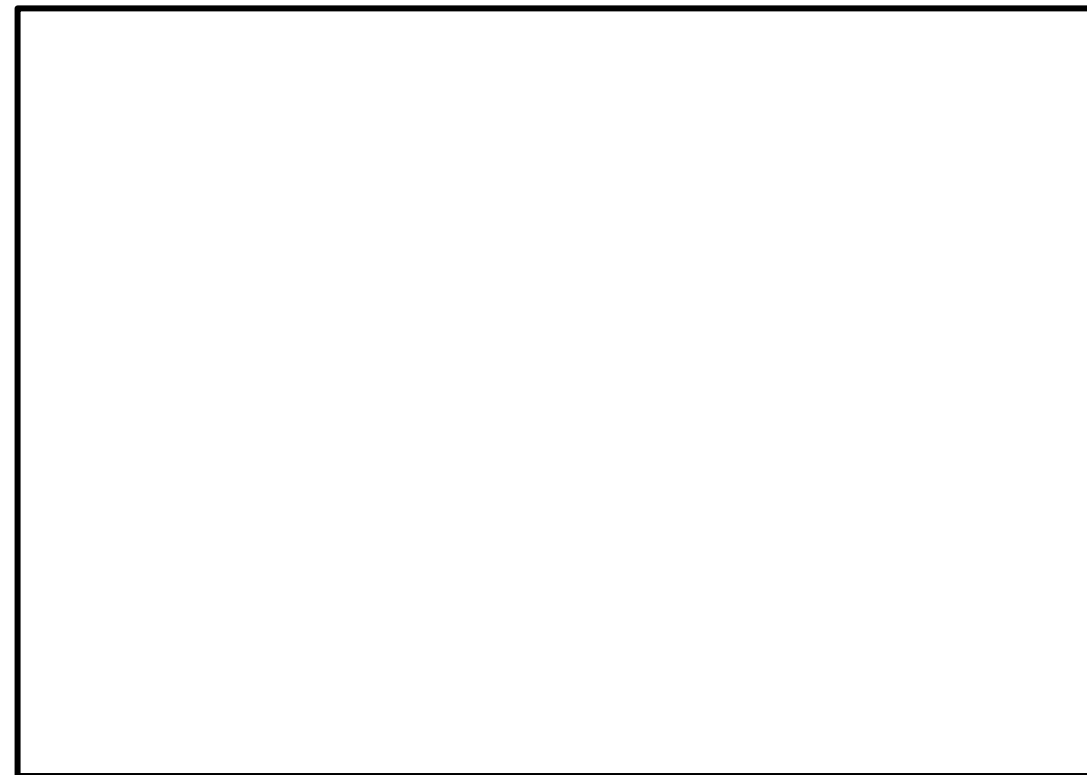


図2 静的触媒式水素処理装置の試験及び検査

○計装設備の試験・検査について

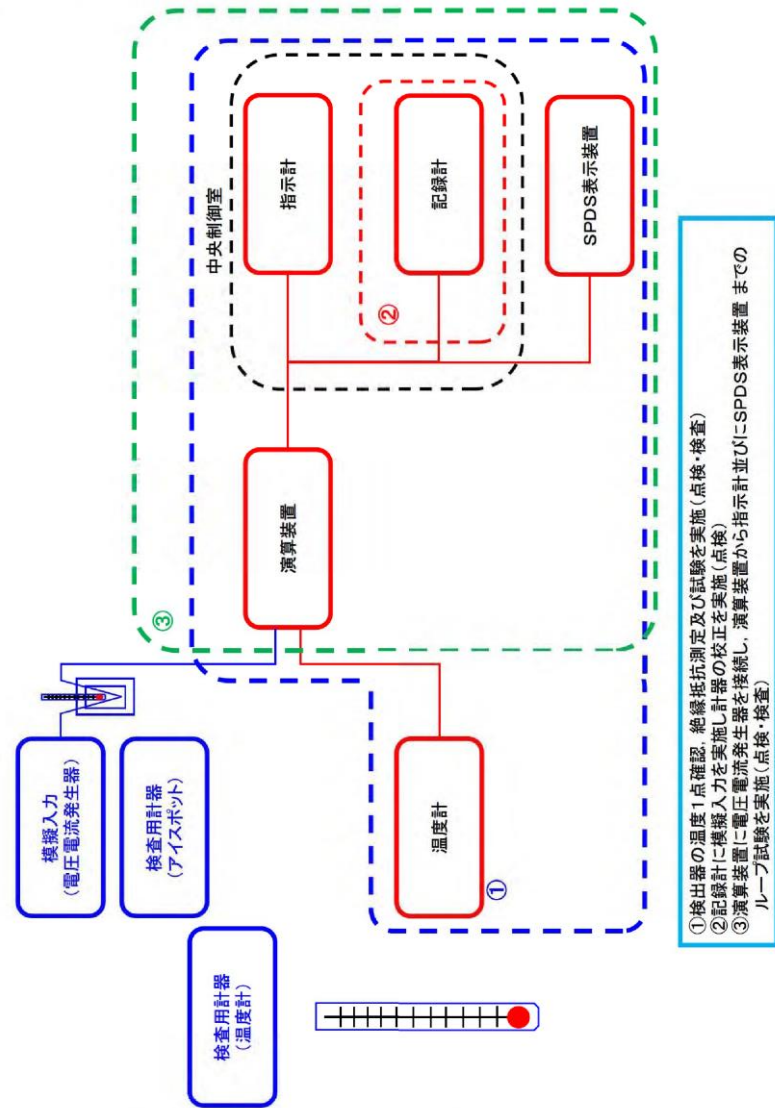
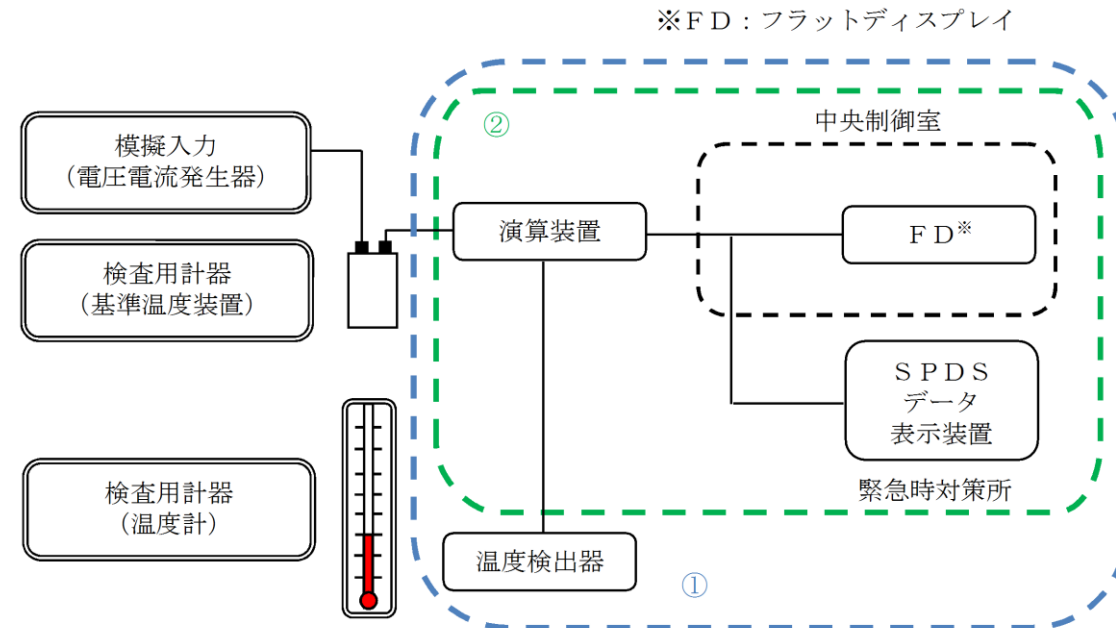


図2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験及び検査



- ① 検出器の温度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

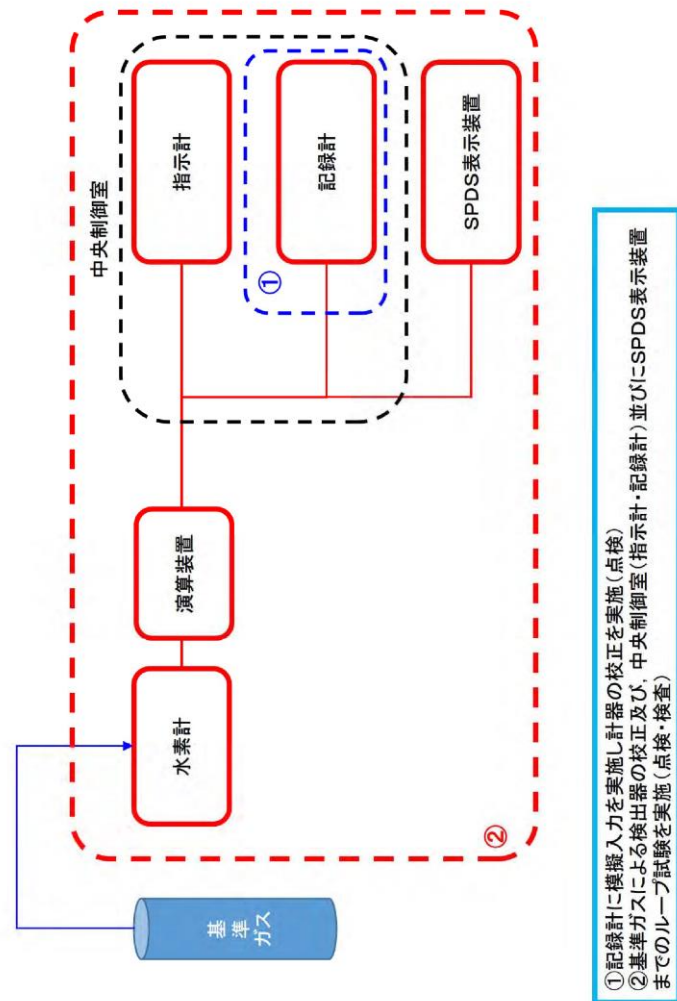
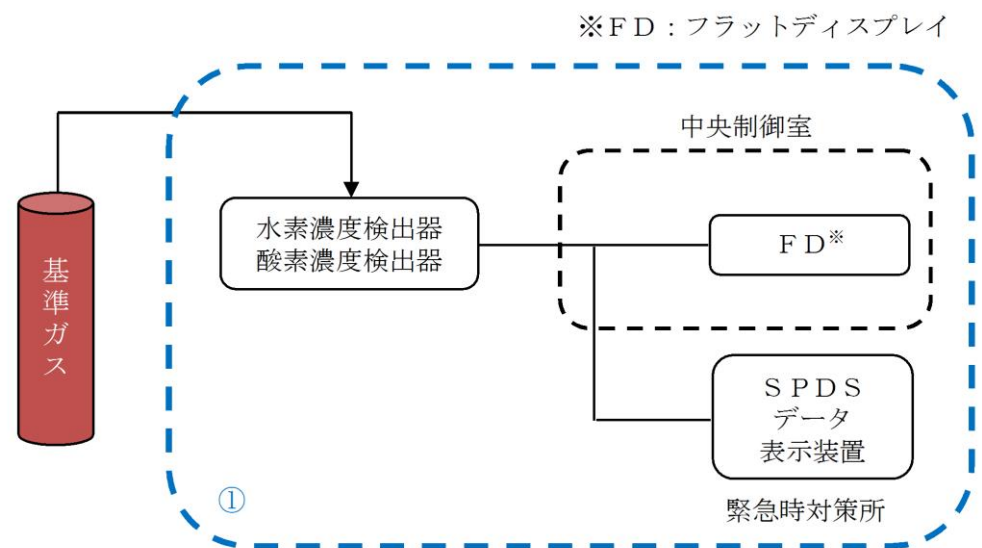


図3 原子炉建屋水素濃度の試験及び検査



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	

・静的触媒式水素再結合器

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

【設 定 根 拠】
 静的触媒式水素再結合器 (以下「PAR」という)は、常設重大事故等対処設備として設置する。
 PARは、重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

1. 水素処理容量

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

PARの基本性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3,600 \times SF \dots \dots \dots (式1)$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H2} : PAR入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10⁵Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクター

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

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

【設 定 根 拠】
 静的触媒式水素処理装置 (以下「PAR」という)は、常設重大事故等対処設備として設置する。
 PARは、重大事故等時において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

1. 水素処理容量

島根原子力発電所2号炉においては、触媒カートリッジがPAR1台につき22枚設置されるPAR-22タイプを採用する。製造メーカー (NIS社) 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)

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \dots \dots \dots (式1)$$

- DR : 再結合効率 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H2} : PAR入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10⁵Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクタ

スケールファクタSFについて、PAR-22タイプを採用し、PARには各々22枚の触媒カートリッジが装荷されるためSF=「22/88」となる。
 スケールファクタの妥当性については、別添資料-3の「2.2.3 静的触媒式水素処理装置の性能試験について」で示す。

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度 C_{H_2} 水素ガスの可燃限界濃度4 vol%未満に低減するため、4 vol%とする。 圧力 P 重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが、保守的に大気圧 (1.01325 bar) とする。 温度 T 保守的に 100°C (373.15K) とする。 <p>以上により、PAR 1 個あたりの水素処理容量は、0.25kg/h/個 (水素濃度4 vol%, 大気圧=1.01325bar, 温度 100°C=373.15K) となる。</p> <p>2. 最高使用温度 PAR のハウジング、取付ボルトの強度評価を行うため、最高使用温度として 300°Cを設定する。 PAR は水素再結合反応により発熱するため、雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。PAR の設置目的は原子炉建屋の水素爆発防止であるため、水素ガスの可燃限界濃度である 4vol%時における PAR の温度を最高使用温度とする。 水素濃度 4vol%時における PAR の温度については、Sandia National Laboratory (SNL) における試験を参照する。 詳細は別添資料—3 の「添付 2 静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について」で示す。</p> <p>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水素による PAR の性能低下を考慮したものであり、当社の設計条件においては、保守的に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。</p>	<p>これらに以下の条件を想定し、PAR 1 個あたりの水素処理容量を算出する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度 C_{H_2} 水素ガスの可燃限界濃度4 vol%未満に低減するため、4 vol%とする。 圧力 P 重大事故等時の原子炉棟の圧力は原子炉格納容器からのガス漏えいにより大気圧よりわずかに高くなると考えられるが保守的に大気圧 (101,325 Pa) とする。 温度 T 保守的に 100°C (373.15K) とする。 <p>以上により、PAR 1 個あたりの水素処理容量は、約 0.50kg/h/個 (水素濃度4 vol%, 大気圧=101,325Pa, 温度 100°C=373.15K) となる。</p> <p>2. 最高使用温度 PAR は水素再結合反応により発熱するため、雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。PAR の設置目的は原子炉建物の水素爆発防止であるため、水素ガスの可燃限界濃度である 4 vol%時における PAR の温度を最高使用温度とする。 水素濃度 4 vol%時における PAR の温度については、OECD/NEA の THAI Project における試験を参照する。 詳細は別添資料—3 の「添付 2 静的触媒式水素処理装置の最高使用温度について」で示す。</p> <p>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水素による PAR の性能低下を考慮したものであり、当社の設計条件においては、保守的に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。</p>	

実機設計における性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3,600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO2} \quad \dots \dots \dots \text{式 (2)}$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H2} : P A R 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10⁵Pa)
- 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、P A R の必要個数は 54 台以上を設置台数とする。なお、実際の P A R 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)

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \cdot F_i \quad \dots \dots \dots \text{式 (2)}$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H2} : P A R 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10⁵Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクタ (-)
- F_i : 反応阻害物質ファクタ (-)

1) 必要個数の計算

原子炉格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し、これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては、静的触媒式水素処理装置の水素処理容量に重大事故等時の反応阻害物質ファクタとして 0.5 を乗じた水素処理量を用いる。

- 水素の発生量 : 約 1,000kg
- 原子炉格納容器の漏えい率 : 10%/日
- 反応阻害物質ファクタ F_i = 0.5
- 水素処理容量 = 0.50g/h/個 × 0.5
= 0.25kg/h/個
- 必要個数 = (約 1,000kg × 10%/日) / (24h/日) / 0.25kg/h/個
= 約 16.7 個

これにより、P A R の必要個数は 17 個以上を設置個数とする。なお、実際の P A R 設置個数は、余裕を見込み 18 個を設置する。

2) 水素濃度を可燃限界以下にできることの確認

上記水素処理容量及び個数により、原子炉棟内の水素濃度を可燃限界以下に抑制できることを、解析評価により確認している。詳細は別添資料-3の「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」で示す。

・静的触媒式水素再結合器動作監視装置

(1) 設置目的

水素濃度制御設備として、原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置し、重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。そのため、静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うことを目的に静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室で監視可能な設計とする。

(2) 設備概要

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素再結合器動作監視装置の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素再結合器動作監視を中央制御室に指示し記録する。(図1「静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図」参照。)

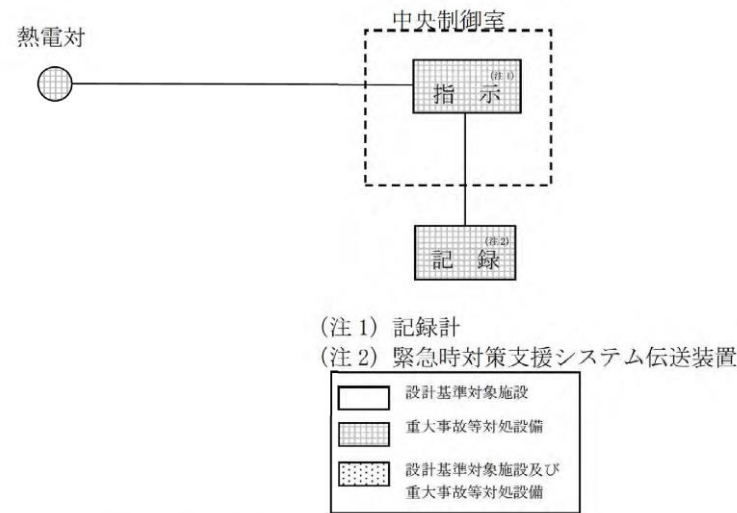


図1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

1. 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度

(1) 設置目的

水素濃度制御設備として、原子炉棟4階(燃料取替階)に静的触媒式水素処理装置を設置し、重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。そのため、静的触媒式水素処理装置の動作確認を行うことを目的に、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室で監視可能な設計とする。

(2) 設備概要

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒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。)

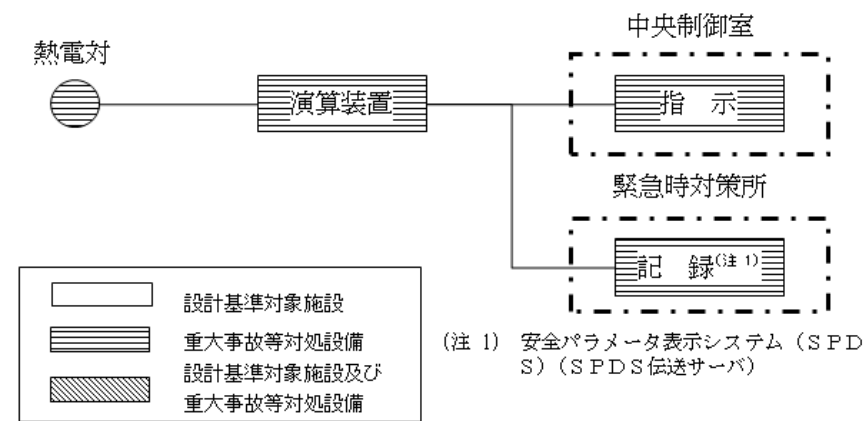


図1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図

・設備の相違

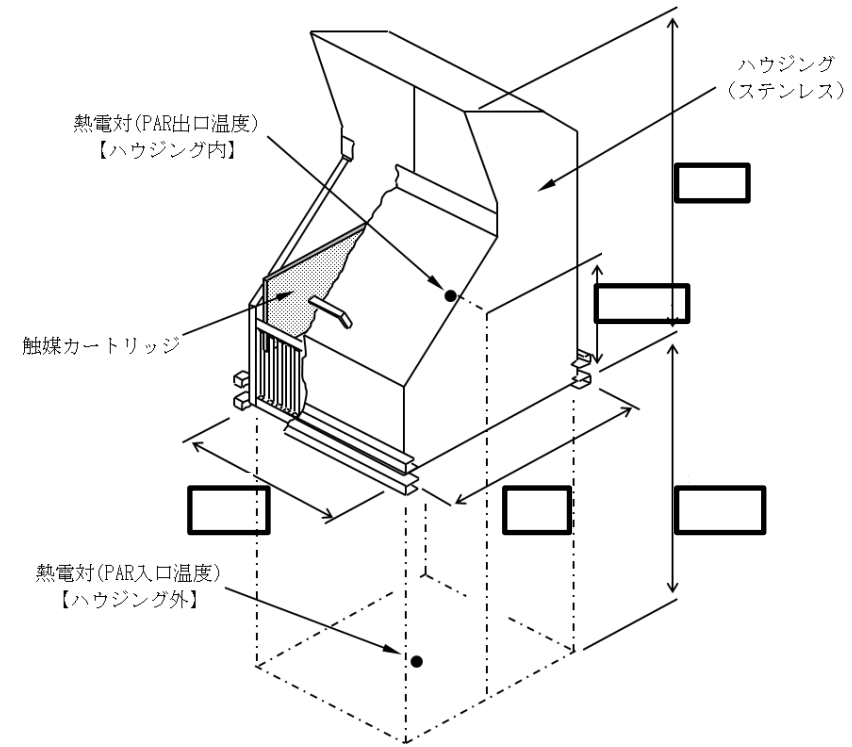


図2 静的触媒式水素処理装置への熱電対取付位置概要図

(3) 計測範囲

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様を表1に、計測範囲を表2に示す。

表1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様

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

※ 2基の静的触媒式水素再結合器に対して、出入口に1個設置

(3) 計測範囲

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

表1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の仕様

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

※ 2個の静的触媒式水素処理装置に対して、出入口に各1個設置

・設備の相違

・設備の相違

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。

表2 静的触媒式水素処理装置入口温度・出口温度の計測範囲

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

※1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

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

・設備の相違

・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。)

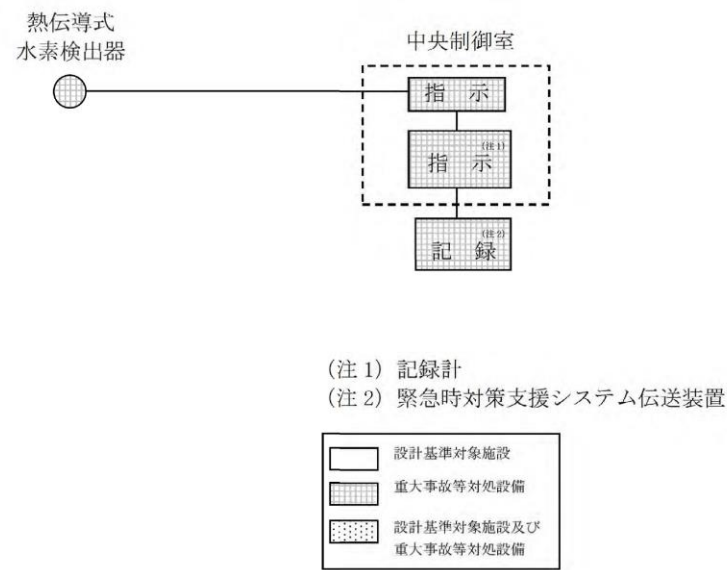


図2 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

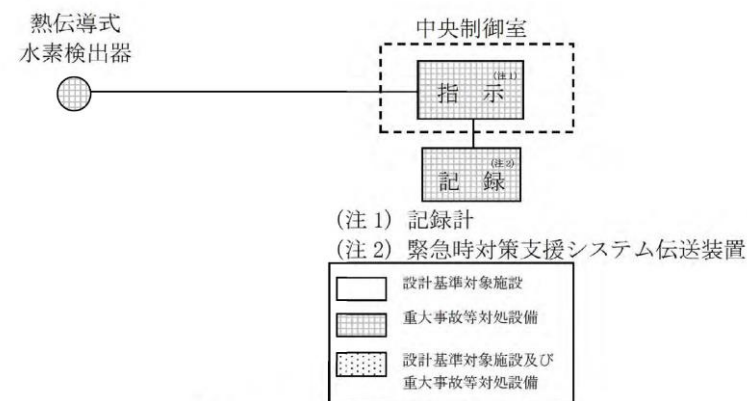


図3 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

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棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建物水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器からの電気信号を、演算装置又は中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ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。)

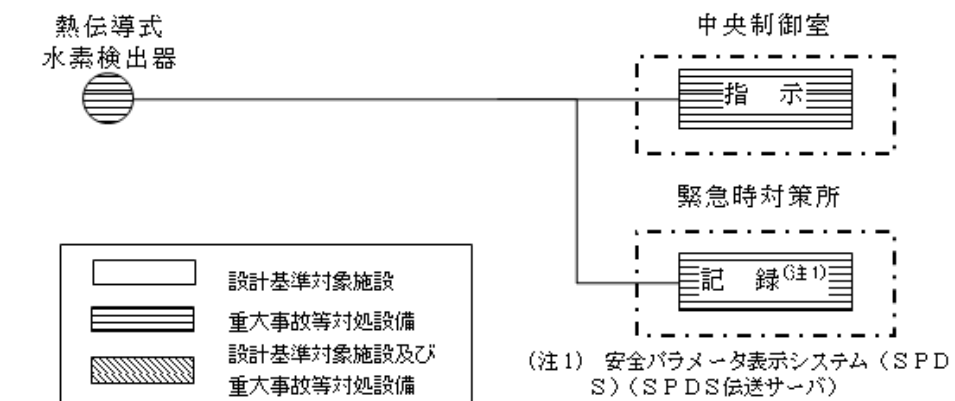
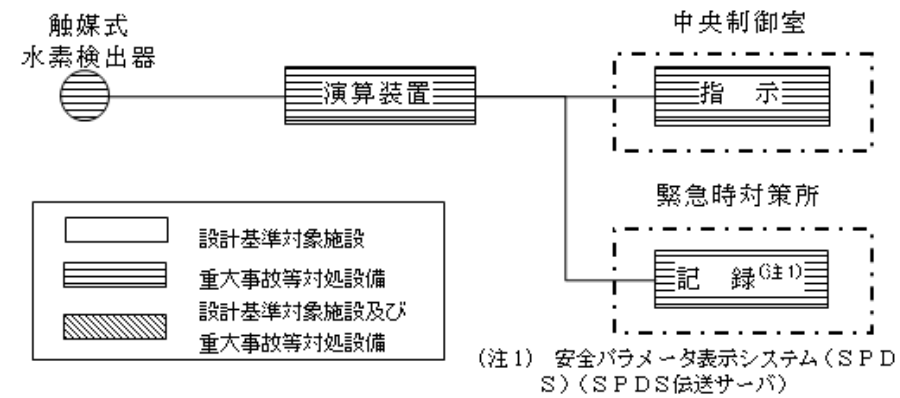


図3 原子炉建物水素濃度の概略構成図

・設備の相違

・設備の相違

(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。

(3) 計測範囲

原子炉建物水素濃度の仕様を表3に、計測範囲を表4に示す。

表3 原子炉建物水素濃度の主要仕様

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

表4 原子炉建物水素濃度の計測範囲

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

※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。

・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	

以下に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備の概要を示す。

(1) 格納容器頂部注水系の設置

格納容器頂部注水系は、重大事故等時において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素ガス漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有する。原子炉格納容器頂部は図1に示すように、原子炉ウェルに注水することで、原子炉格納容器頂部を外側から冷却することができる。

原子炉格納容器トップヘッドフランジは重大事故等時の過温、過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程の劣化があると、原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図る。

改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制できる。

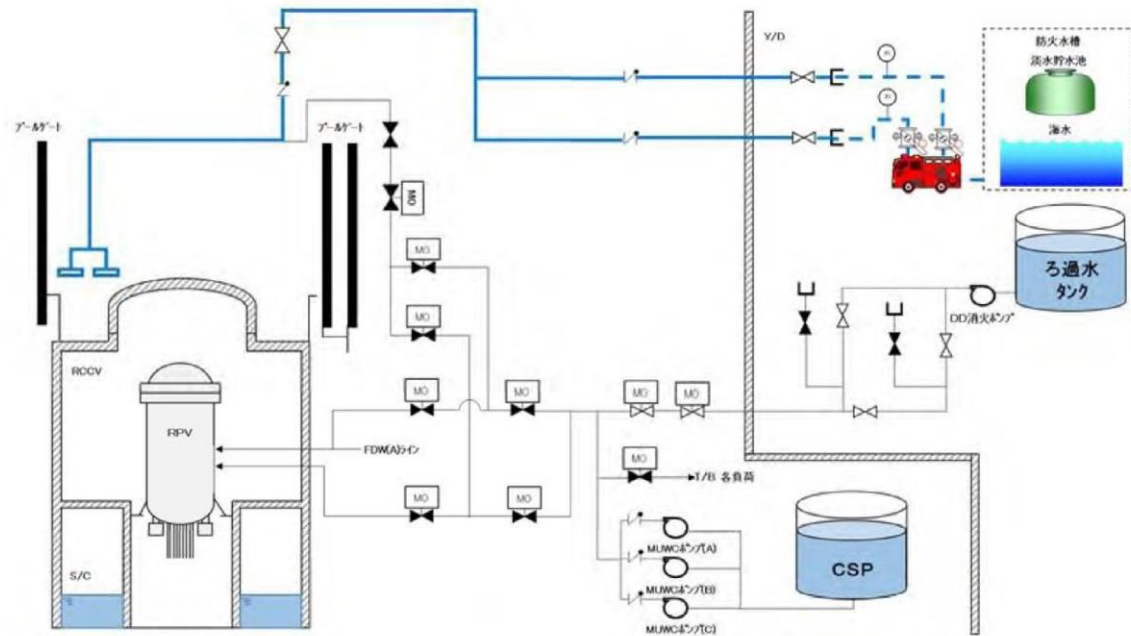


図1 格納容器頂部注水系 概要図

以下に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備の概要を示す。

1. 原子炉ウェル代替注水系の設置

原子炉ウェル代替注水系は、重大事故等時において、ドライウェル主フランジを冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有する。ドライウェル主フランジは図1に示すように、原子炉ウェルに注水することで、ドライウェル主フランジシール材を外側から冷却することができる。

ドライウェル主フランジは重大事故等時の過温・過圧状態に伴うフランジ変形で、シール材が追従できない程の劣化があると、原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図っている。

改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり、原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。

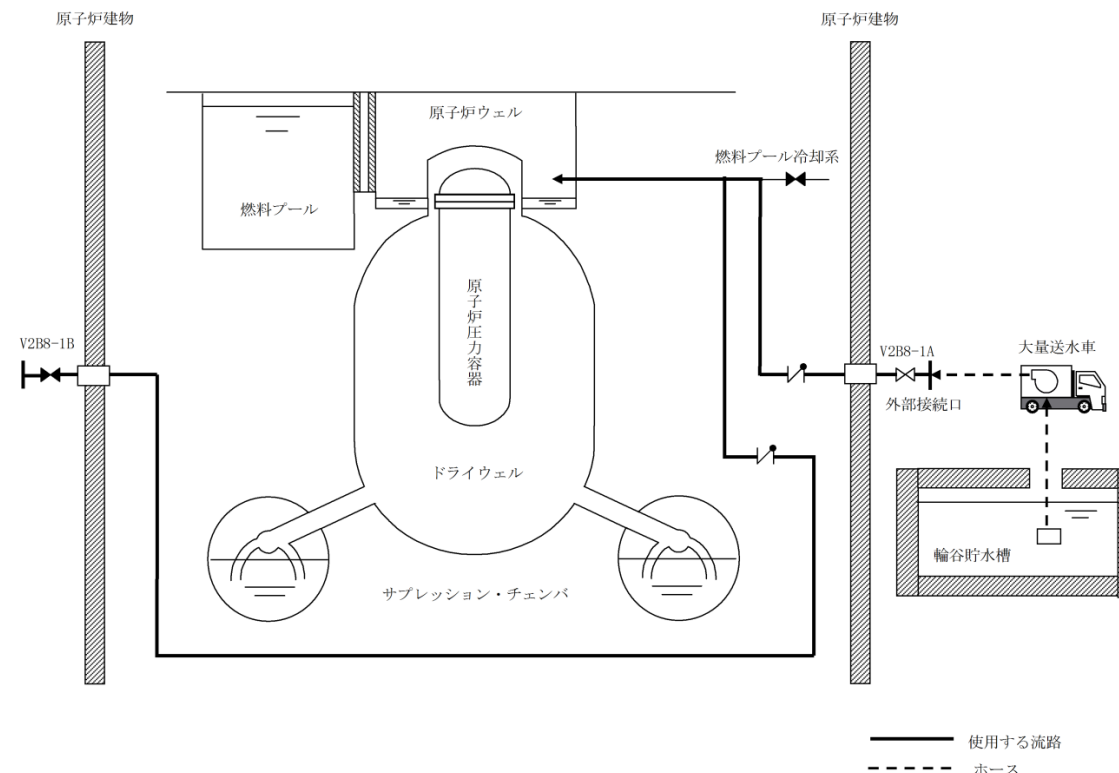
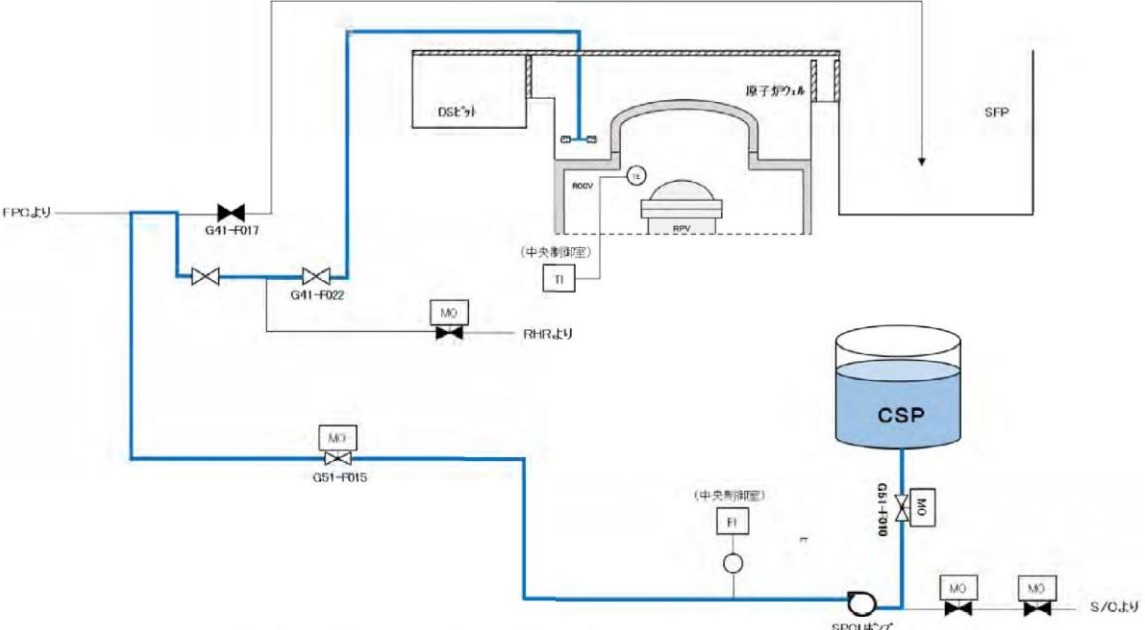


図1 原子炉ウェル代替注水系 概略図

・設備の相違

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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</p> <p>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。</p> <p>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。</p>  <p>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</p>	<p>原子炉ウェル代替注水系は、大量送水車、接続口等から構成され、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源 (輪谷貯水槽) の水、又は海水を、大量送水車により原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却できる設計とする。</p> <p>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。</p> <p>・設備の相違 ABWR 特有の設備</p>	

(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。

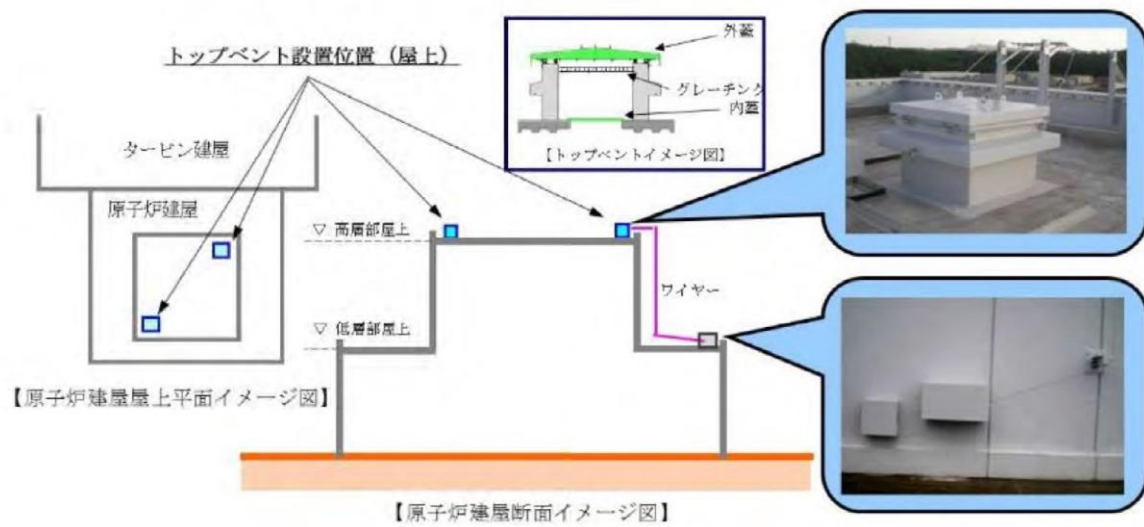


図3 原子炉建屋トップベント設備 概要図

2. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの設置

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを設置し、仮に原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合においても、原子炉棟4階(燃料取替階)の水素を外部へ排出することで、水素の原子炉棟内滞留を防止する設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルはワイヤーにて遠隔で操作可能な設計とし、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合は、原子炉建物外への放射性物質の拡散を抑制するため、放水砲及び大型送水ポンプ車による原子炉建物への放水を並行して実施することとする。

なお、放水砲については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」で示す。

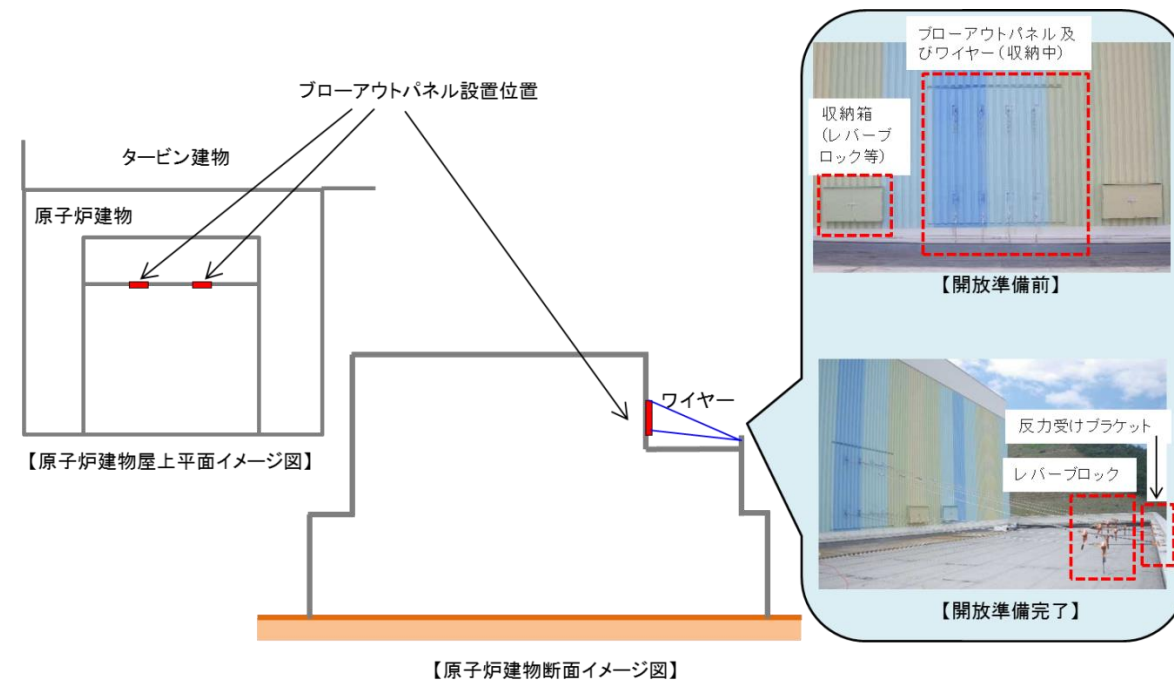


図2 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 概略図

・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

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

まとめ資料比較表 [56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>56-1 SA 設備基準適合性一覧表 56-2 配置図 56-3 系統図 56-4 試験及び検査 56-5 容量設定根拠 56-6 接続図 56-7 保管場所図 56-8 アクセスルート図 56-9 その他設備 <u>56-10 各号炉の弁名称及び弁番号</u></p>	<p>56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>56-1 SA 設備基準適合性 一覧表 56-2 配置図 56-3 系統図 56-4 試験及び検査 56-5 容量設定根拠 56-6 接続図 56-7 保管場所図 56-8 アクセスルート図 56-9 その他設備</p>	<p>備考</p> <p>・島根2号炉は単独申請であり 該当資料なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="557 1018 863 1094">56-1 SA 設備基準適合性一覧表</p>	<p data-bbox="1700 1018 2006 1094">56-1 SA 設備基準適合性一覧表</p>	

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

第56条：重大事故等の収束に必要な水の供給設備		復水貯蔵槽	類型化区分	サブプレッション・チェンバ	類型化区分	
第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
		荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
		海水	淡水だけでなく海水も使用	II	淡水だけでなく海水も使用	II
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
		関連資料	[配置図] 56-2 [系統図] 56-3		[配置図] 56-2 [系統図] 56-3	
		関連資料				
第2号	操作性	(操作不要)	対象外	(操作不要)	対象外	
	関連資料	—		—		
第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	容器(タンク類)	C	
	関連資料	[試験及び検査説明] 56-4		[試験及び検査説明] 56-4		
第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
	関連資料	[系統図] 56-3		[系統図] 56-3		
第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	弁等の操作で系統構成	A a
		その他(飛散物)	対象外	対象外	対象外	対象外
		関連資料	—		—	
第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	(操作不要)	対象外	
	関連資料	—		—		
第1号	共通要因故障防止	常設 SA の容量	設計基準対象施設の容量等を補うもの	C	DB施設の系統及び機器の容量が十分	B
		関連資料	[容量設定根拠]56-5		[容量設定根拠]56-5	
		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	(共用しない設備)	対象外
第2号	共通要因故障防止	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	(共用しない設備)	対象外
		関連資料	—		—	
第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的のSA設備なし)	対象外
		サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	(サポート系なし)	対象外
		関連資料	[配置図] 56-2		[配置図] 56-2	

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

56条：重大事故等の収束に必要な水の供給設備		低圧原子炉代替注水槽	類型化区分	サブプレッション・チェンバ	類型化区分	
第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 天候／放射線	低圧原子炉代替注水ポンプ 格納槽内設備	C	原子炉棟内設備	B
		荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
		海水	淡水だけでなく海水も使用可能	II	(海水を通さない)	対象外
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
		関連資料	[配置図] 56-2 [系統図] 56-3		[配置図] 56-2 [系統図] 56-3	
		関連資料				
第2号	操作性	(操作不要)	対象外	(操作不要)	対象外	
	関連資料	—		—		
第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	容器(タンク類)	C	
	関連資料	[試験及び検査] 56-4		[試験及び検査] 56-4		
第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替 操作が不要	B b	本来の用途として使用一切替 操作が不要	B b	
	関連資料	[系統図] 56-3		[系統図] 56-3		
第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	弁等の操作で系統構成	A a
		その他(飛散物)	対象外	対象外	対象外	対象外
		関連資料	—		—	
第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	(操作不要)	対象外	
	関連資料	—		—		
第1号	共通要因故障防止	常設 SA の容量	重大事故等への対応を本来の 目的として設置するもの	A	設計基準対象施設の系統及び 機器の容量等が十分	B
		関連資料	56-5 容量設定根拠		56-5 容量設定根拠	
第2号	共通要因故障防止	共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外
		関連資料	—		—	
第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的のSA設備なし)	対象外
		サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	対象外(サポート系なし)	対象外
		関連資料	[配置図] 56-2		[配置図] 56-2	

・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号炉及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬型)

第56条:重大事故等の取束に必要な水の供給設備		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	類型化区分	大容量送水車(海水取水用)	類型化区分	
第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	D	屋外	D
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	(有効に機能を発揮する)	-
		海水	淡水だけでなく海水も使用	II	海水を海水又は海で使用	I
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	(電磁波により機能が損なわれない)	-
		関連資料	[保管場所図]56-7 [系統図]56-3		[保管場所図]56-7 [系統図]56-3	
第2号	操作性	設備の運搬・設置 操作スイッチ操作 弁操作 接続作業	Bc Bd Bg Bf	設備の運搬・設置 操作スイッチ操作 接続作業	Bc Bd Bg Bf	
		関連資料	[接続図]56-6	[接続図]56-6		
第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	ポンプ	A	
		関連資料	[試験及び検査]56-4	[試験及び検査]56-4		
第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	Ba	本来の用途として使用一切替必要	Ba	
		関連資料	[系統図]56-3	[系統図]56-3		
第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	通常時は隔離又は分離	A b
		その他(飛散物)	高速回転機器	B b	高速回転機器	B b
		関連資料	[試験及び検査]56-4	[試験及び検査]56-4		
第6号	設置場所	現場操作	Aa	現場操作	Aa	
		関連資料	[系統図]56-3 [接続図]56-6	[系統図]56-3 [接続図]56-6		
第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
		関連資料	[容量設定根拠]56-5	[容量設定根拠]56-5		
第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C	より簡単な接続	C	
		関連資料	[接続図]56-6	[接続図]56-6		
第3号	異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時に使用	A a	複数の機能で同時に使用	A a	
		関連資料	[接続図]56-6	[接続図]56-6		
第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
		関連資料	[接続図]56-6	[接続図]56-6		
第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	[保管場所図]56-7	[保管場所図]56-7		
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	[アクセスルート図]56-8	[アクセスルート図]56-8		
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋内	A a	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋内	A a
		サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料	[系統図]56-3 [接続図]56-6 [保管場所図]56-7	[系統図]56-3 [接続図]56-6 [保管場所図]56-7		

島根原子力発電所 2号炉

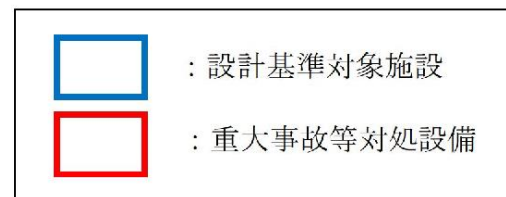
島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬型)

第56条:重大事故等の取束に必要な水の供給設備		大量送水車	類型化区分	大型送水ポンプ車	類型化区分	
第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外設備	D	屋外設備	D
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	(有効に機能を発揮する)	-
		海水	使用時に海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	常時海水を通水又は海で使用	I
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	(電磁波により機能が損なわれない)	-
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
		関連資料	[配置図]56-2, [保管場所図]56-7	[配置図]56-2, [保管場所図]56-7		
第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置 操作スイッチ操作, 接続作業	B b, B c, B d, B g	工具, 設備の運搬・設置 操作スイッチ操作, 接続作業	B b, B c, B d, B g	
		関連資料	[接続図]56-6	[接続図]56-6		
第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	ポンプ	A	
		関連資料	[試験及び検査]56-4	[試験及び検査]56-4		
第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
		関連資料	[系統図]56-3	[系統図]56-3		
第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	通常時は隔離又は分離	A b
		その他(飛散物)	高速回転機器	B b	高速回転機器	B b
		関連資料	[試験及び検査]56-4	[試験及び検査]56-4		
第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	現場操作(設置場所)	A a	
		関連資料	[系統図]56-3, [接続図]56-6	[系統図]56-3, [接続図]56-6		
第1号	可搬型SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
		関連資料	[容量設定根拠]56-5	[容量設定根拠]56-5		
第2号	可搬型SAの接続性	より簡便な接続	C	より簡便な接続	C	
		関連資料	[接続図]56-6	[接続図]56-6		
第3号	異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時使用	A a	複数の機能で同時使用	A a	
		関連資料	[接続図]56-6	[接続図]56-6		
第4号	設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
		関連資料	[接続図]56-6	[接続図]56-6		
第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	[保管場所図]56-7	[保管場所図]56-7		
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	[アクセスルート図]56-8	[アクセスルート図]56-8		
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋内	A a	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋外	A b
		サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料	[系統図]56-3 [接続図]56-6 [保管場所図]56-7	[系統図]56-3 [接続図]56-6 [保管場所図]56-7		

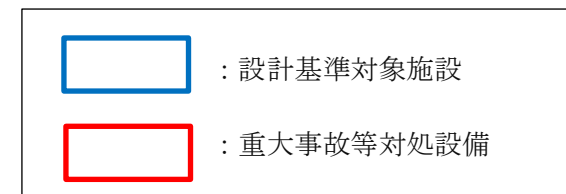
備考

・設備の相違

56-2
配置図



56-2
配置図



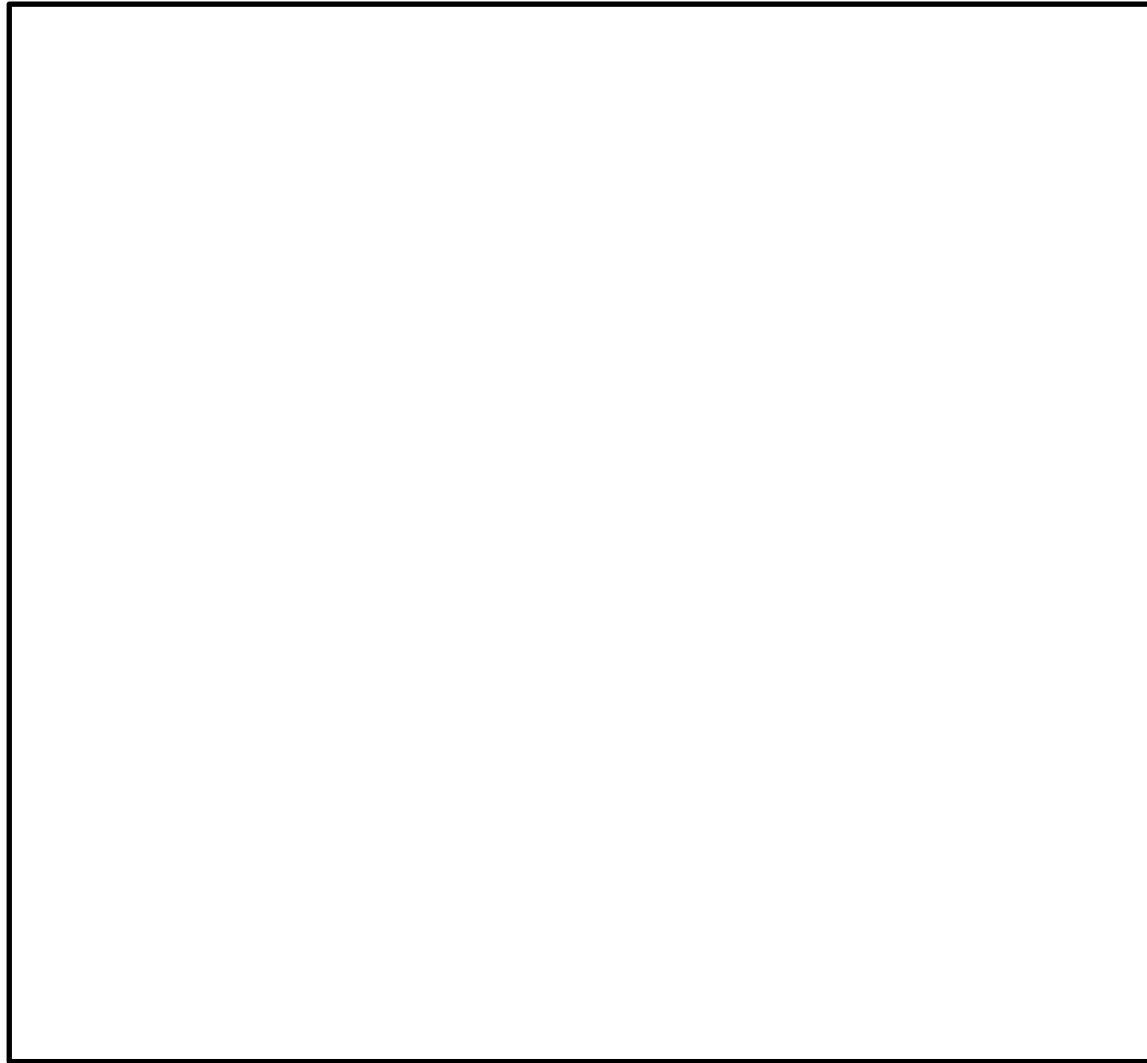


図56-2-1 水源配置図(復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバ)



図1 水源配置図 (低圧原子炉代替注水槽及びサプレッション・チェンバ)

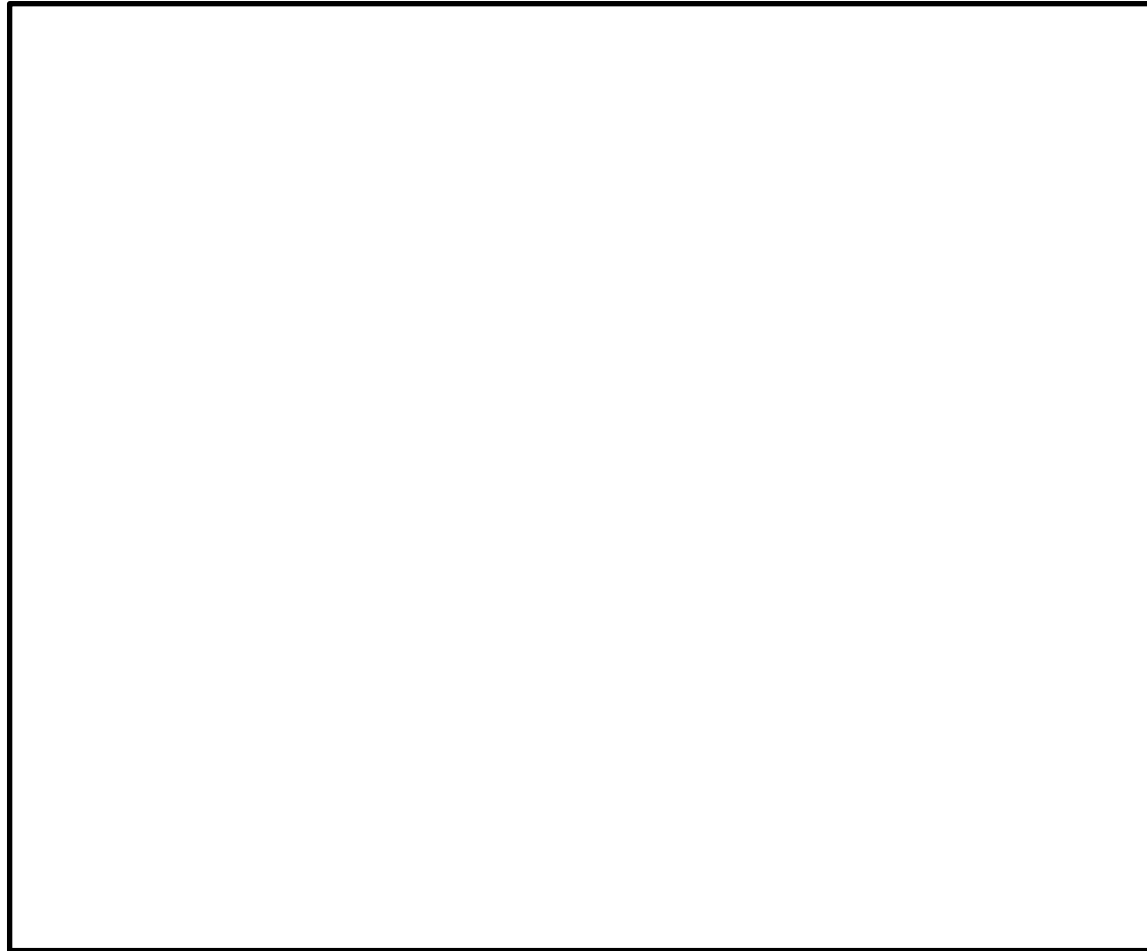


図 56-2-2 水源配置図(サプレッション・チェンバ)

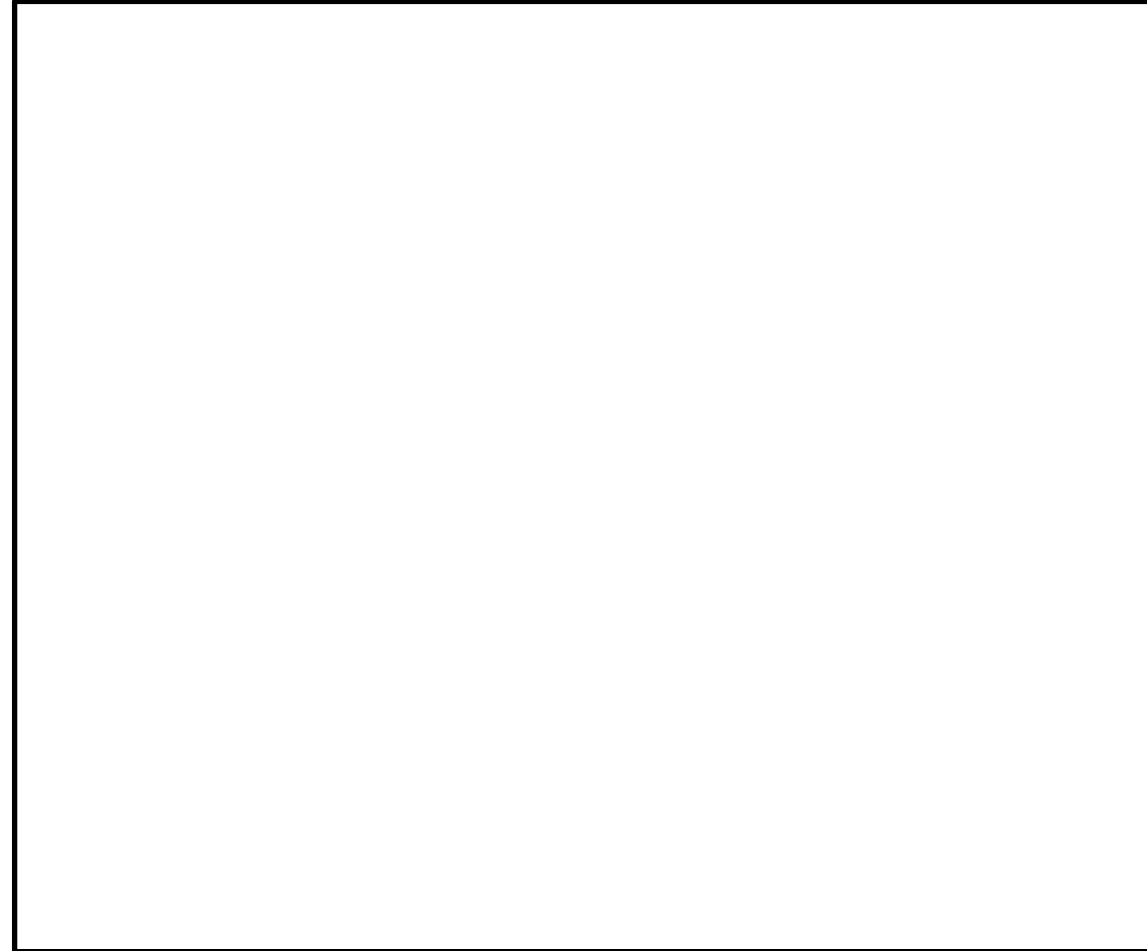


図 2 水源配置図 (サプレッション・チェンバ)



図 56-2-3 水源配置図(復水貯蔵槽)

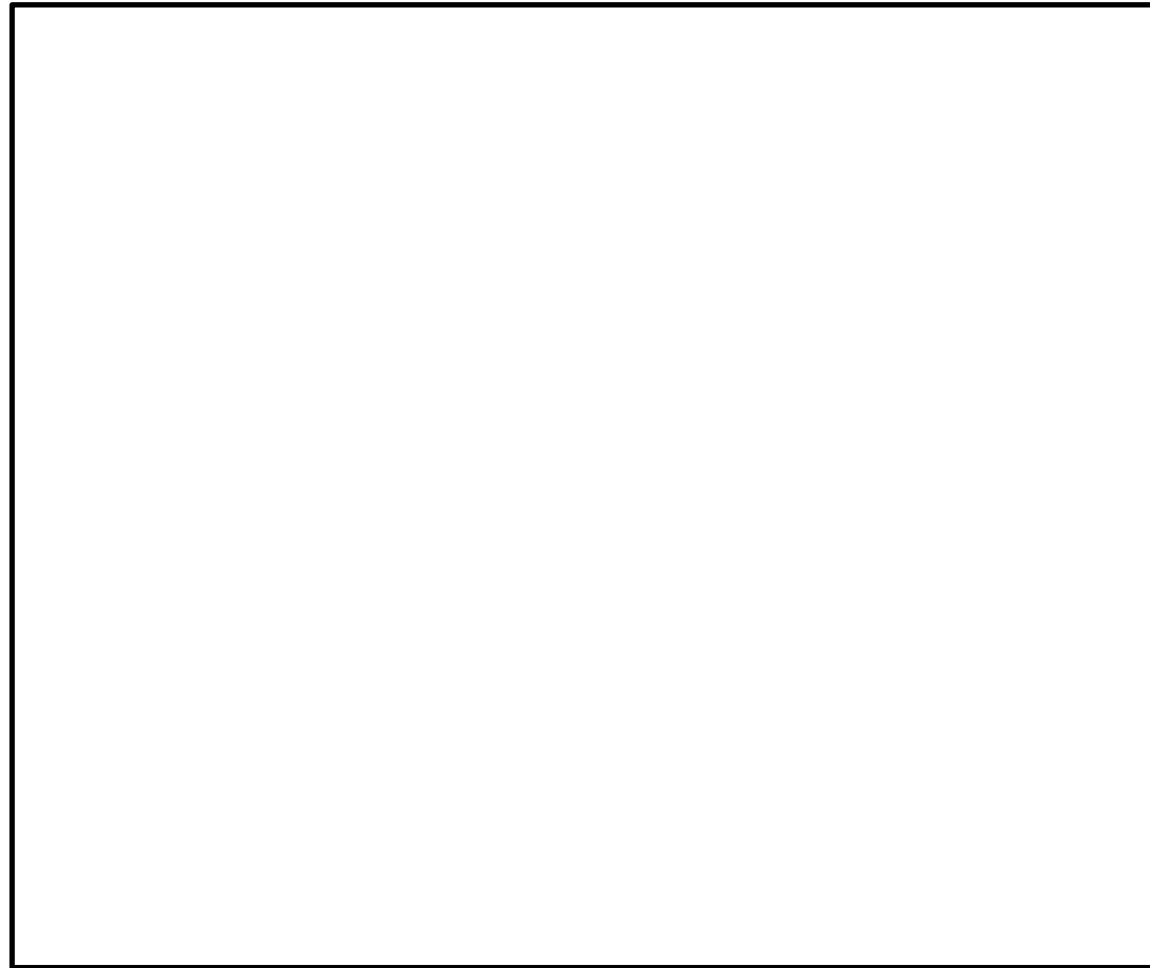


図 56-2-4 代替淡水源配置図(淡水貯水池, 防火水槽, 海水取水箇所)

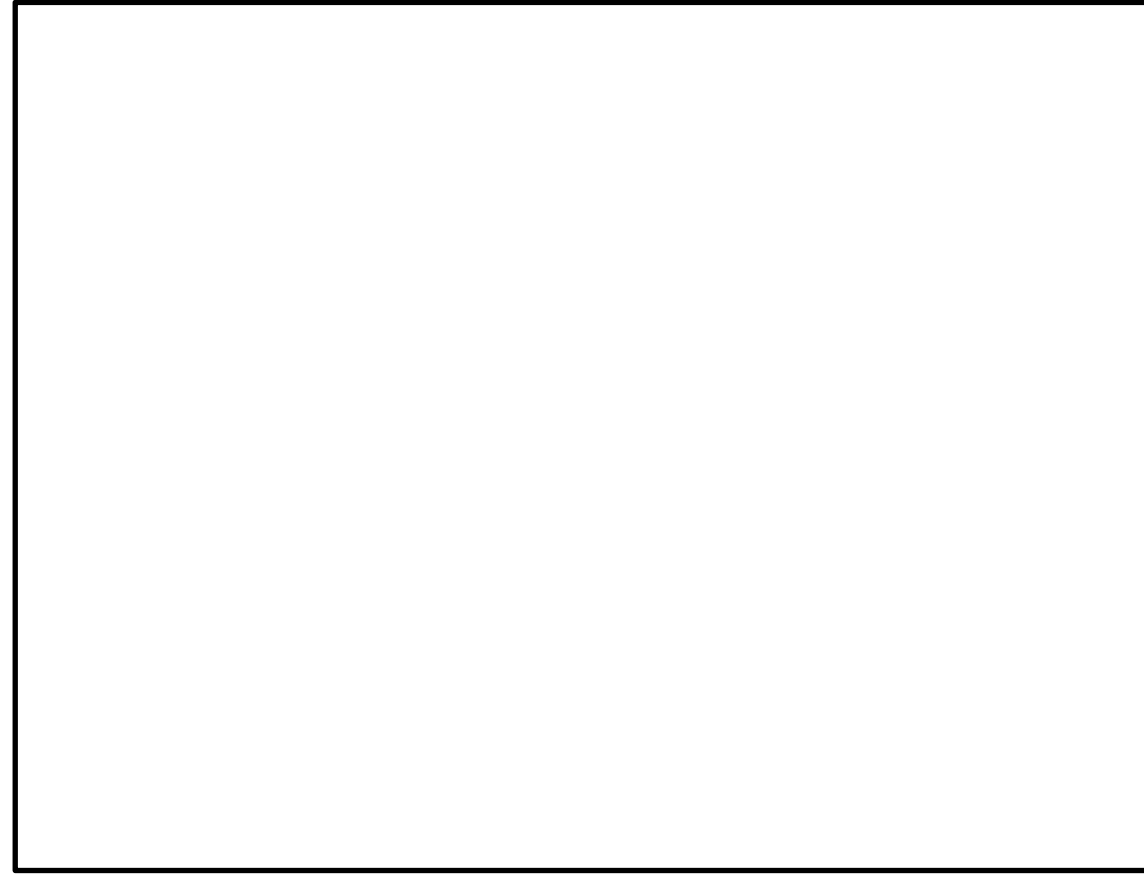


図 3 水源配置図(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2), 海水取水箇所)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
56-3 系統図	56-3 系統図	

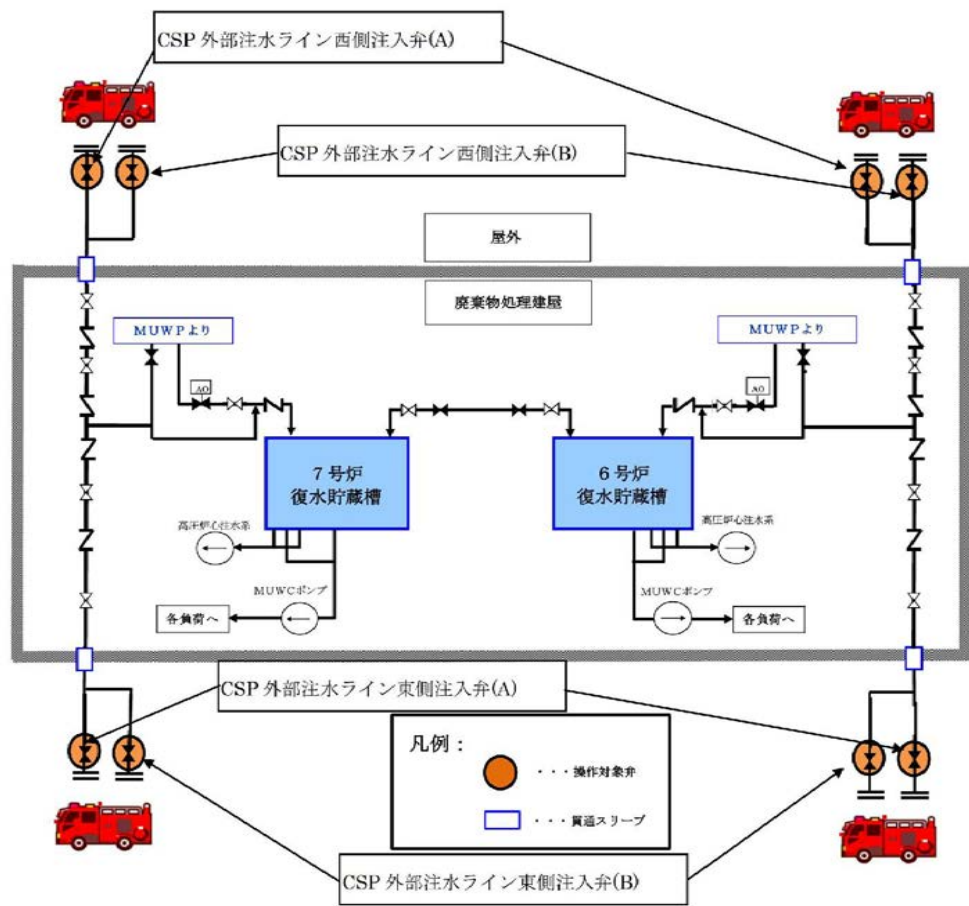


図 56-3-1 系統概要図 (可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への供給)

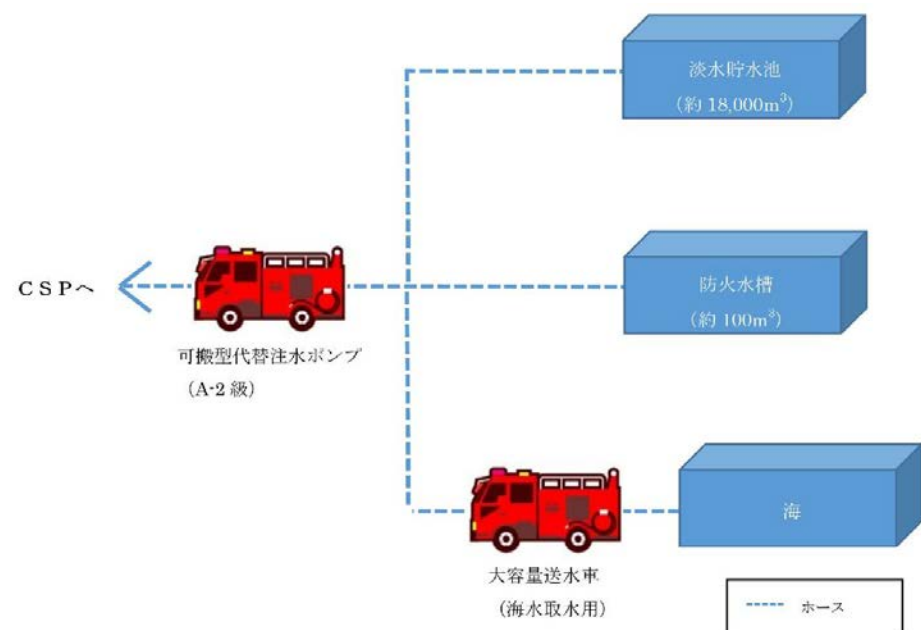


図 56-3-2 系統概要図(各種水源による可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) への供給)

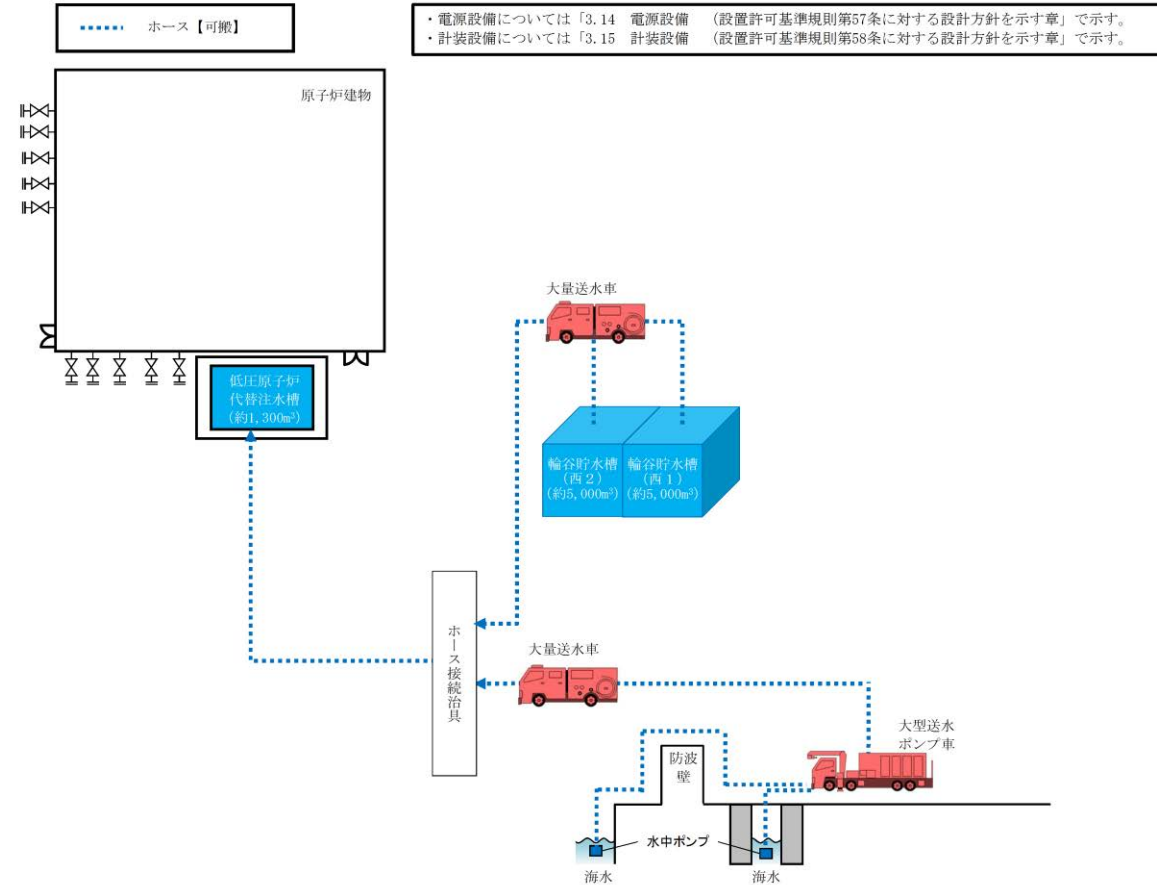


図 1 系統概要図 (各種水源による低圧原子炉代替注水槽への供給)

・ S A水源の相違

・ 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
<p data-bbox="617 1018 777 1092">56-4 試験及び検査</p>	<p data-bbox="1774 1018 1935 1092">56-4 試験及び検査</p>	

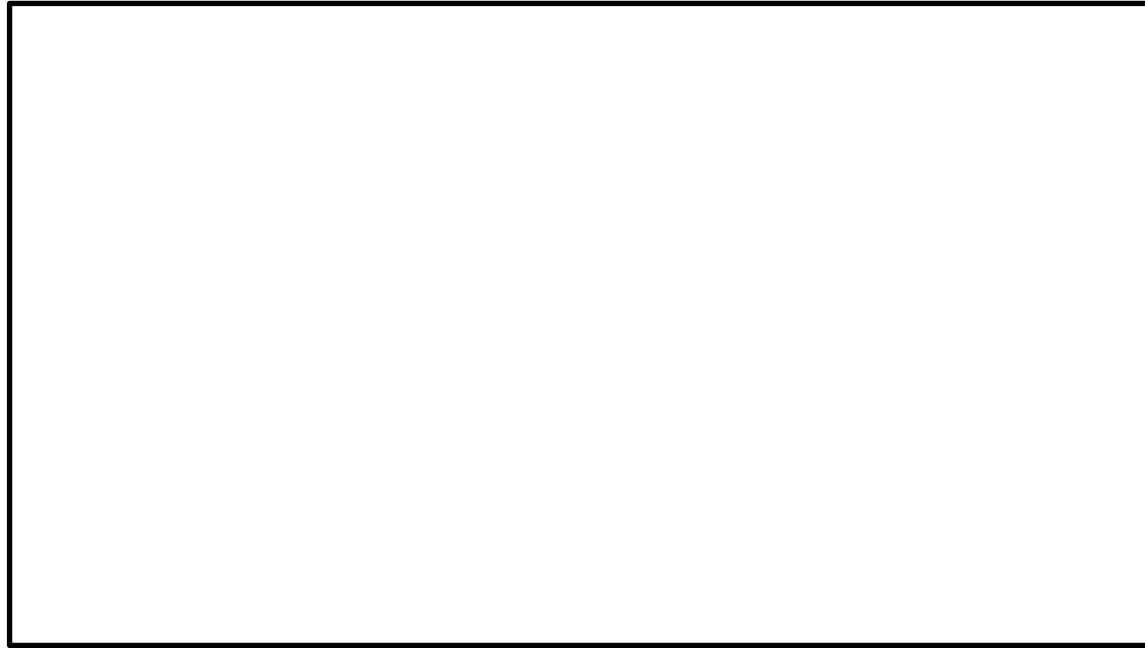


図 56-4-1 構造図 (6号炉復水貯蔵槽)

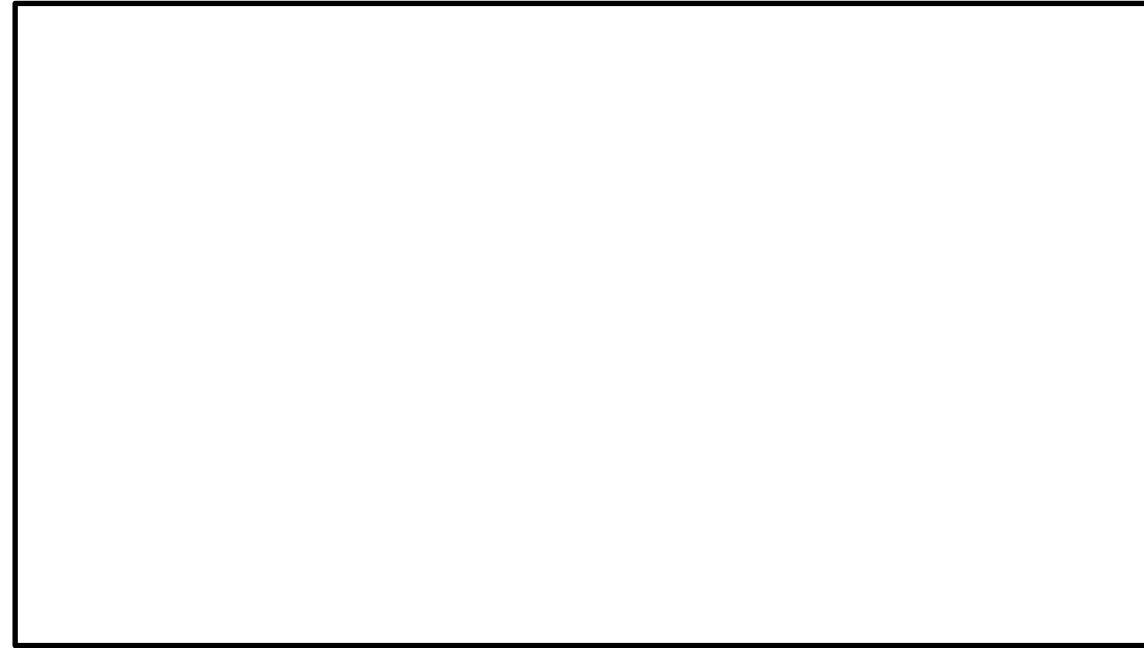


図 1 構造図 (低圧原子炉代替注水槽)

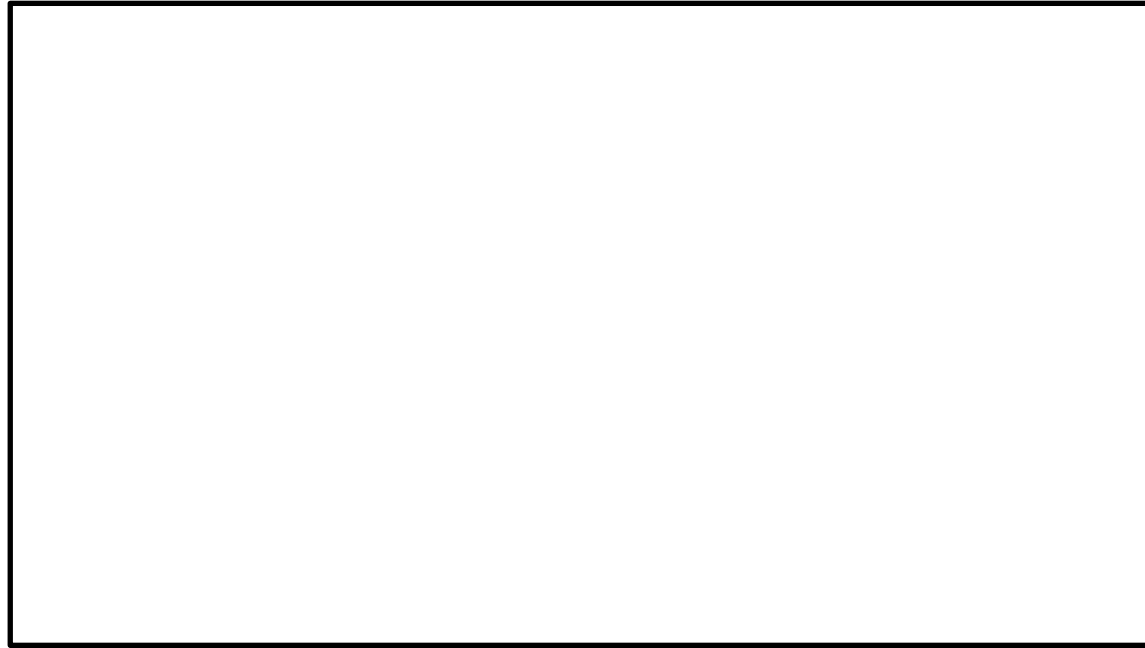


図 56-4-2 構造図 (7号炉復水貯蔵槽)

・資料構成の相違

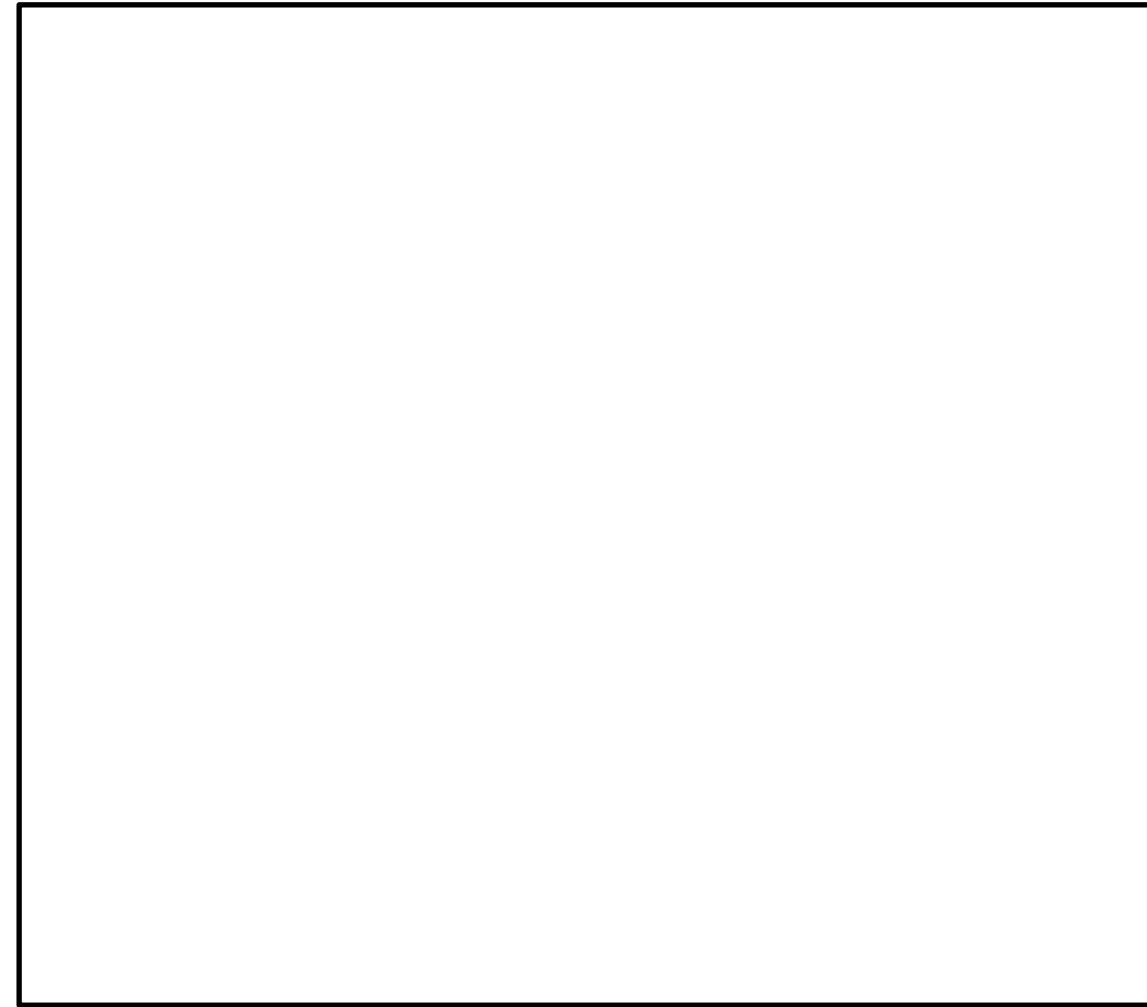


図2 構造図 (サプレッション・チェンバ)

柏崎刈羽原子力発電所6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の 取組	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	復水脱塩塔 (C) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	10.4M	-	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	10.4M	-	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
		機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中	
		簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中	
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
		機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中	
		簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中	
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
		機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中	
		簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	-	定検停止中	
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
		機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
機能・性能試験		B	電動機検査 (その1)	定検停止中		
復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中		
復水貯蔵槽	1	開放点検	13.0M	-	定検停止中	
制御棒	制御棒	A	外観点検	照射量 による	制御棒外観検査	定検停止中
		取替	照射量 による	-	定検停止中	
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装 1式	C, 1,3	特性試験	1C 又は1.3M	-	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	C	機能・性能試験	1C	-	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体 205本 (全数)	1	分解点検	13.0M (25%)	制御棒駆動機構分解検査 (JPR)	定検停止中
	制御棒駆動機構スプールベース 205個 (全数)	1	分解点検	13.0M	制御棒駆動機構分解検査 (APR)	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本 (全数)	1	分解点検	13.0M (25%)	制御棒駆動水圧系設備検査 (その1)	定検停止中
	制御棒駆動機構用電動機 205台 (全数)	2	分解点検	13.0M	-	定検停止中
	制御棒駆動機構結合部 205本 (全数)	1	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その3)	定検停止中
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動水圧系	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その1)	定検停止中
	制御棒駆動水ポンプ (A)	3	分解点検	3.9M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)
制御棒駆動水ポンプ (B)	3	分解点検	3.9M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	

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

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

・設備の相違

機器又は系統名	実施数(機器名)	完全の 量定度	点検及び試験・検査 の項目	保全方式 または種別	検査名	備考 ()内は電撃する設備診断日時
復水ろ過器 (C)		3	開放点検	7.8M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (A)		3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (B)		3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (C)		3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (D)		3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (E)		3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (F)		3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (A) 樹脂ストレーナ		3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (B) 樹脂ストレーナ		3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (C) 樹脂ストレーナ		3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ		3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ		3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ		3	開放点検	6.5M	-	定検停止中
除イオン樹脂再生塔		3	開放点検	1.0.4M	-	定検停止中
除イオン樹脂再生塔		3	開放点検	1.0.4M	-	定検停止中
復水脱塩装置再循環ポンプ		3	分解点検	7.8M	-	定検停止中
復水脱塩装置再循環ポンプ電動機		3	分解点検	7.8M	-	定検停止中
新編水系	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (運転診断 1M) (点検診断 6M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設置検査 (その1)	定検停止中
			継ぎ点検 (両側品交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (運転診断 1M) (点検診断 6M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設置検査 (その1)	定検停止中
			継ぎ点検 (両側品交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5.2M	-	定検停止中 (運転診断 1M) (点検診断 6M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設置検査 (その1)	定検停止中
			継ぎ点検 (両側品交換)	1.3M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (運転診断 1M) (点検診断 6M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (運転診断 1M) (点検診断 6M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ (C) 電動機	3	分解点検	7.8M	-	定検停止中 (運転診断 1M) (点検診断 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	1.3.0M	-	定検停止中
新設機	新設機	3	外観点検 (ボルトナット・パイプ型)	両側量 による	-	定検停止中
			外観点検 (メアノウムフラット チューブ型)	1.C	-	定検停止中
			取替	両側量 による	-	定検停止中
選択制御器挿入	選択制御器挿入機 1式	A	機能・性能試験	1.C	選択制御器挿入機検査	定検停止中
	代替制御器挿入機設計書 1式	B,C,1	特性試験	1.C 又は1.3M	-	定検停止中
	代替制御器挿入機用電圧 1式	A	機能・性能試験	1.C	-	定検停止中
制御器駆動機構	制御器駆動機構 205本	1	機能・性能試験	1.C	制御器駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御器駆動機構 205本	1	機能・性能試験	1.C	制御器駆動機構機能検査	定検停止中
	制御器駆動機構本体 205本 (全数)	1	分解点検	1.3.0M (2.5%)	制御器駆動機構分解検査 (AWR)	定検停止中
			分解点検	1.3.0M (2.5%)	制御器駆動水圧系設置検査 (その 1)	定検停止中
	制御器駆動機構スプールベース 205個 (全数)	1	分解点検	1.3.0M	制御器駆動機構分解検査 (AWR)	定検停止中

柏崎刈羽原子力発電所6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査者	備考 () 内は適用する設備診断技術	
濃縮液ポンプ	濃縮液ポンプ(B)	3	分解点検	8.3M※	—	休止設備 ※毎月管理	
	濃縮液ポンプ電動機(A)	3	分解点検	8.3M※	—	※毎月管理	
	濃縮液ポンプ電動機(B)	3	分解点検	8.3M※	—	休止設備 ※毎月管理	
	濃縮液タンク(A)	3	開放点検	3.11M※	—	※廃液抜き取り後本格点検実施 ※毎月管理	
	濃縮液タンク(B)	3	開放点検	3.11M※	—	休止設備 ※毎月管理	
	濃縮液タンク	3	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検査	定検停止中	
	原子炉格納容器	1	開放点検	1.3M	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁	原子炉格納容器隔離弁 2.9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 2.4台	A	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
	原子炉冷却浄化系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
	可燃性ガス濃度制御系 8台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
	廃棄物処理系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
	試料採取系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
	復水補給水系 2台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
	移動式炉心内計装系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
	サブプレッションプール浄化系 3台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
	非グラウンド部漏えい処理系 1台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
	格納容器内密閉気モニタ系 4台	A	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
	原子炉補機冷却系 6台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
	機室空調補機常用冷却水系 3台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
	主蒸気管ドレン系 2台	1	機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中	
	伊太サンブル系 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-F051 A	1	分解点検	1.30M	—	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-F051 B	1	分解点検	1.30M	—	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-F052 A	1	分解点検	1.30M	—	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-F052 B	1	分解点検	1.30M	—	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	1.30M	—	—	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 C41-F008	1	分解点検	1.30M	—	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	1.30M	—	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	1.30M	—	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	1.30M	—	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	1.30M	—	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	1.30M	—	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	1.30M	—	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	1.30M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 K11-F104	1	分解点検	1.30M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 T31-F002	1	分解点検	6.5M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 T31-F003	1	分解点検	6.5M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 T31-F010	1	分解点検	1.30M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 T31-F011	1	分解点検	1.30M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁 T31-F012	1	分解点検	1.30M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中

表1 島根原子力発電所 2号 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は頻度	検査者	備考
給水系	B-RPタービン演算器 2-9826	低	機能・性能試験	13M	—	—
	給水系計器一式	高	特性試験 機能・性能試験 消耗品取替	1C 13M~78M 1C 8Y	—	給・復水系設備検査(特性) 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査(原子炉プロセス計装) 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査(原子炉給水流量制御装置他) 主要制御系機能検査(原子炉給水流量制御装置)
	給水系配管一式	高	外観点検	10C	—	—
	給水系配管支持構造物一式	高	分解点検	130M	—	—
	給水系配管支持構造物一式	高	外観点検	10C	—	給・復水系設備検査(外観) レストレイント検査
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器 DB11-1	高	開放点検	13M	—	—
	原子炉圧力容器	高	漏えい試験	1C	—	クラス1機器供用期間中検査(漏えい)
原子炉格納容器	原子炉格納容器 07209-1-3	高	開放点検	13M	—	—
	原子炉格納容器	高	漏えい試験	1C	—	原子炉格納容器漏えい率検査
原子炉格納容器ベントレーション系	原子炉格納容器ベントレーション一式	高	外観点検	1C	—	—
	原子炉格納容器ベントレーション一式	高	消耗品取替	13M	—	—
	原子炉ベント・ドレン系配管一式	高	外観点検	10C	—	—
原子炉ベント・ドレン系	原子炉ベント・ドレン系配管一式	高	分解点検	130M	—	—
	原子炉ベント・ドレン系配管支持構造物一式	高	外観点検	10C	—	—
制御棒駆動系	制御棒駆動系一式	高	外観点検	10C	—	構造健全性検査
	制御棒駆動水加熱器 H212-1	低	漏えい試験	2C	—	—
	スクラム排出水容器 A B T212-1A, 1B	高	外観点検	10C	—	—
	水圧ユニット要素容器 137台 T212-125	高	開放点検	130M	—	—
	水圧ユニット要素容器 137台 T212-125	高	漏えい試験	1C	—	—
	水圧ユニットアクムレータ 137台 T212-125	高	開放点検	130M	—	—
	水圧ユニットフィルタ 137台×4台 S212-134, 135, 136, 141	高	漏えい試験	1C	—	—

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所7号機 点検計画

・設備の相違

機組又は系統名	実施数(機組名)	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 ()内は適用する設備名称
C/F電気水移送ポンプ (B)	C/F電気水移送ポンプ (B)	3	分解点検	8.3M※	—	中継管理
			検査点検 (メンテナンス) (潤滑油交換)	4.7M※	—	中継管理
	C/F電気水移送ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	8.3M※	—	中継管理
			分解点検	8.3M※	—	中継管理
	C/F電気水移送ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	8.3M※	—	中継管理
			分解点検	8.3M※	—	中継管理
	C/F電気水受タンク	3	開封点検	1.3.1M※	—	中継管理
			非破壊試験	B	固体廃棄物処理内容試験表	
	CUW定流量水移送ポンプ (A)	3	分解点検	8.3M※	—	中継管理
			検査点検 (メンテナンス) (潤滑油交換)	4.7M※	—	中継管理
	CUW定流量水移送ポンプ (B)	3	分解点検	8.3M※	—	中継管理
			検査点検 (メンテナンス) (潤滑油交換)	4.7M※	—	中継管理
CUW定流量水移送ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	8.3M※	—	中継管理	
		分解点検	8.3M※	—	中継管理	
CUW定流量水移送ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	8.3M※	—	中継管理	
		分解点検	8.3M※	—	中継管理	
CUW定流量水受タンク	3	開封点検	1.3.1M※	—	中継管理	
		非破壊試験	B	固体廃棄物処理内容試験表		
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検査	定検中止中
	原子炉格納容器	1	外観点検	1.3M	—	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁	原子炉格納容器隔離弁	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検中止中
下流性ガス系	下流性ガス系 1.6台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検中止中
原子炉格納材浄化系	原子炉格納材浄化系 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検中止中
可燃性ガス濃度計測系	可燃性ガス濃度計測系 8台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検中止中
廃棄物処理系	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	定検中止中
試料採取系	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	定検中止中
取水供給系	取水供給系 2台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検中止中
移動式中心時計装置	移動式中心時計装置 4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検中止中
漏えい検出系	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	定検中止中
サブプレッシャープール浄化系	サブプレッシャープール浄化系 3台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検中止中
非ブランド取扱い電線系	非ブランド取扱い電線系	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検中止中
格納容器内空気モニタ系	格納容器内空気モニタ系 4台	2	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検中止中
原子炉格納高圧系	原子炉格納高圧系 6台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検中止中
換気空調機常用冷却水系	換気空調機常用冷却水系 3台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検中止中
主蒸気管下流系	主蒸気管下流系 2台	1	機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検中止中
排水サンプル系	排水サンプル系 2台	1	機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 B21-F051A	原子炉格納容器隔離弁 B21-F051A	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 B21-F051B	原子炉格納容器隔離弁 B21-F051B	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 B21-F052A	原子炉格納容器隔離弁 B21-F052A	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 B21-F052B	原子炉格納容器隔離弁 B21-F052B	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 C41-F007	原子炉格納容器隔離弁 C41-F007	1	分解点検	1.3.0M	—	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 C41-F008	原子炉格納容器隔離弁 C41-F008	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 G31-F002	原子炉格納容器隔離弁 G31-F002	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 G31-F003	原子炉格納容器隔離弁 G31-F003	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 G31-F017	原子炉格納容器隔離弁 G31-F017	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 G31-F018	原子炉格納容器隔離弁 G31-F018	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 K11-F003	原子炉格納容器隔離弁 K11-F003	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 K11-F004	原子炉格納容器隔離弁 K11-F004	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検中止中
原子炉格納容器隔離弁 K11-F103	原子炉格納容器隔離弁 K11-F103	1	分解点検	1.3.0M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検中止中

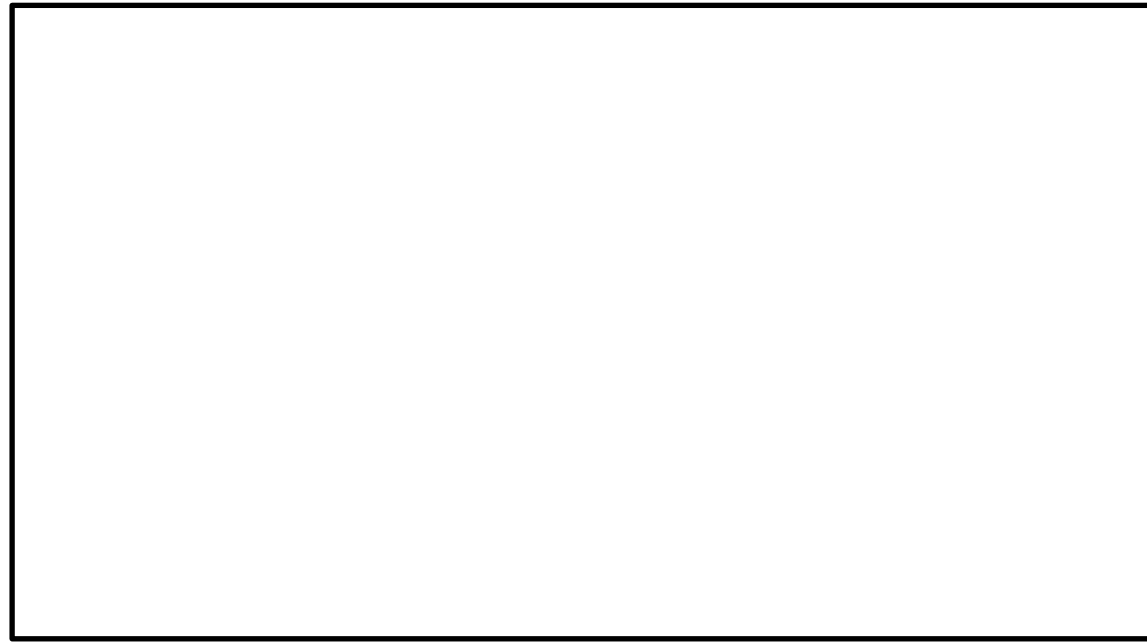


図 56-4-3 運転性能検査系統図 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級))

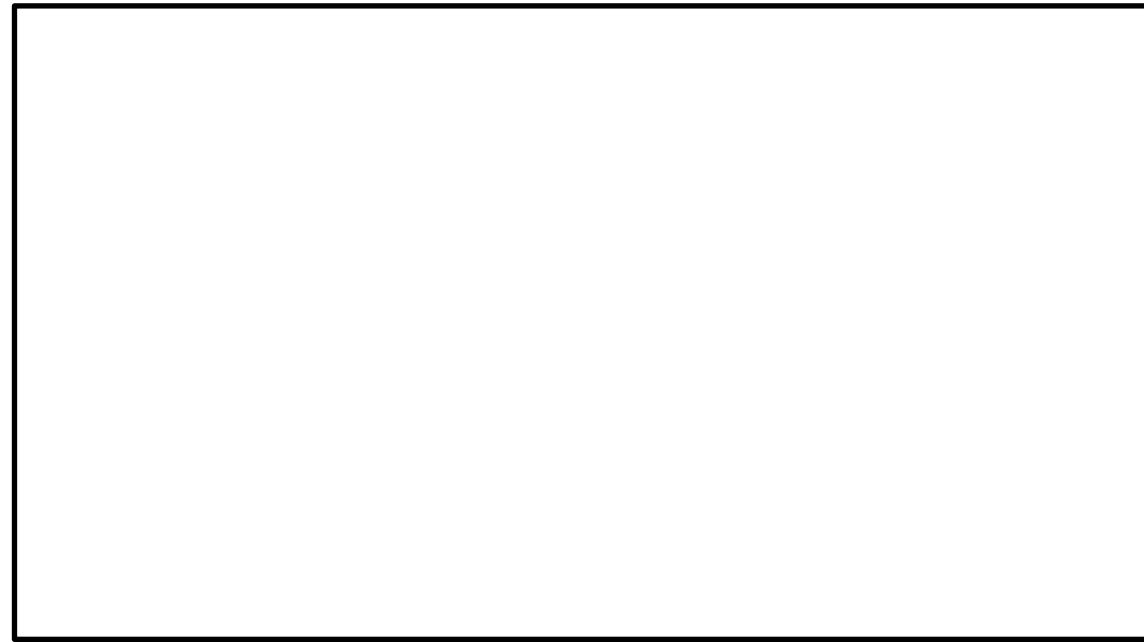


図 3 運転性能検査系統図 (大量送水車)



図 56-4-4 運転性能検査系統図 (大容量送水車 (海水取水用))

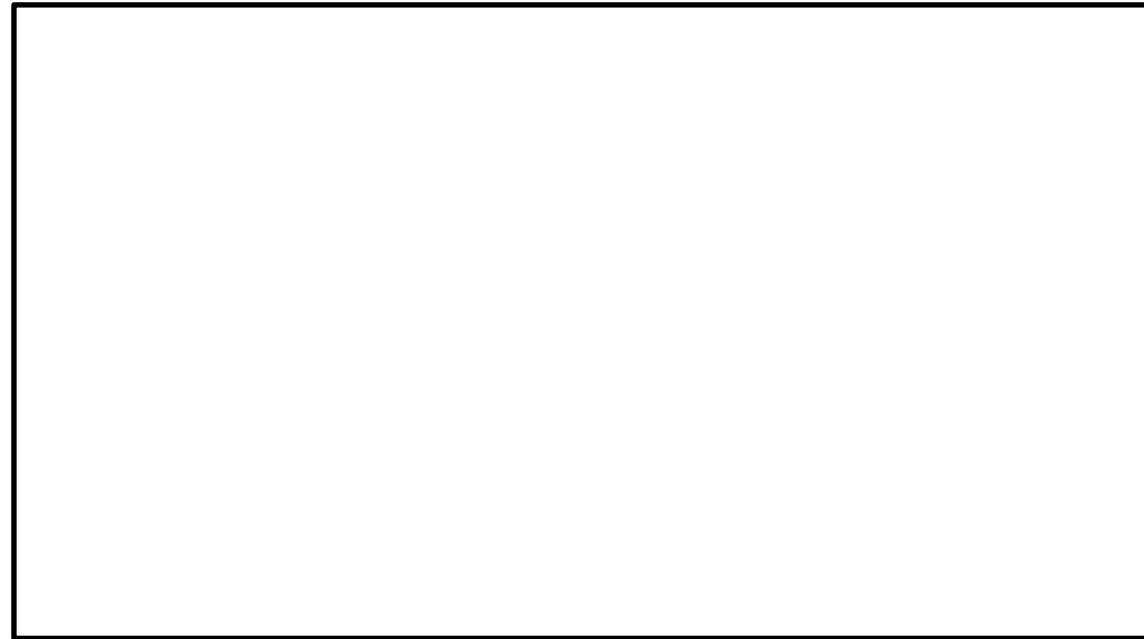


図 4 運転性能検査系統図 (大型送水ポンプ車)

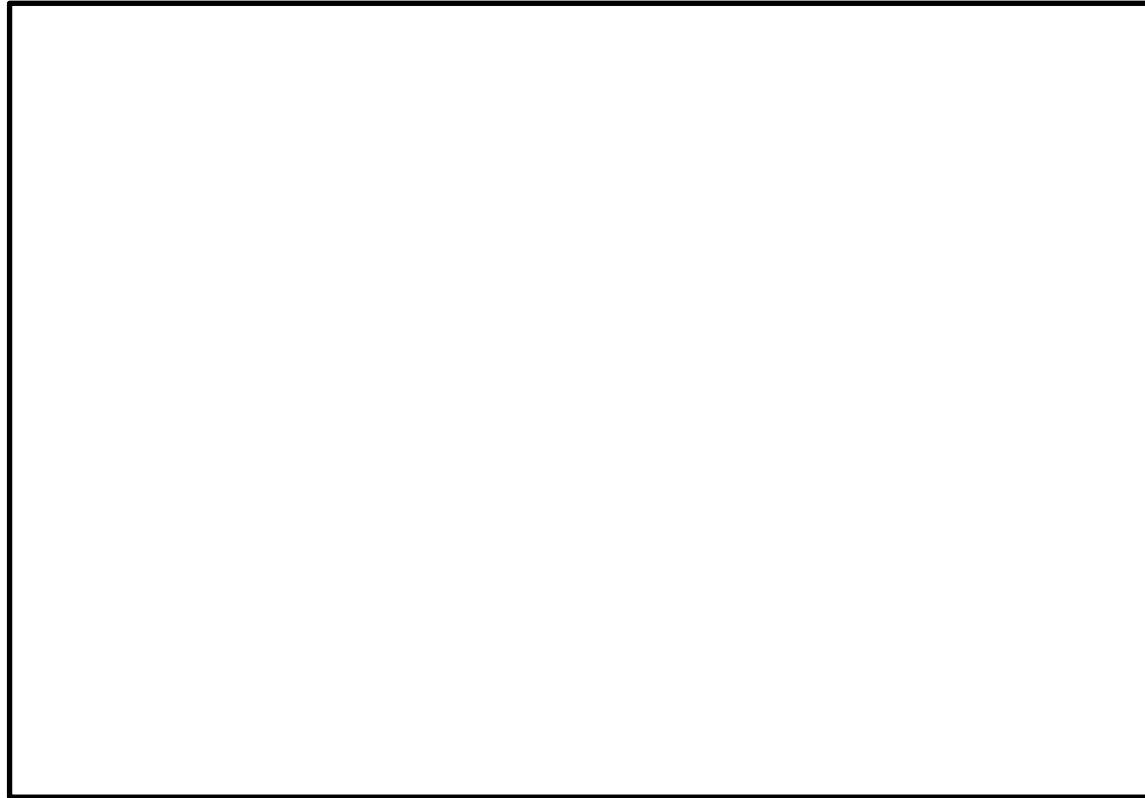


図 56-4-5 構造図 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級))

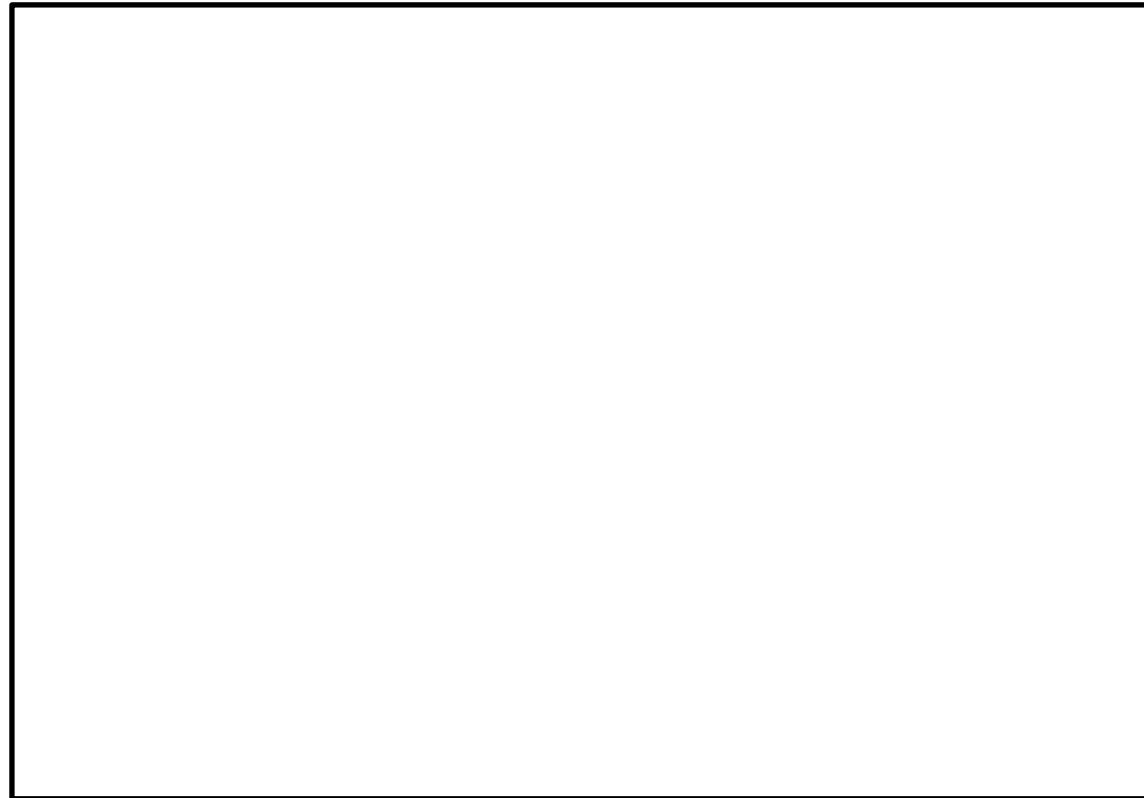


図 5 構造図 (大量送水車)

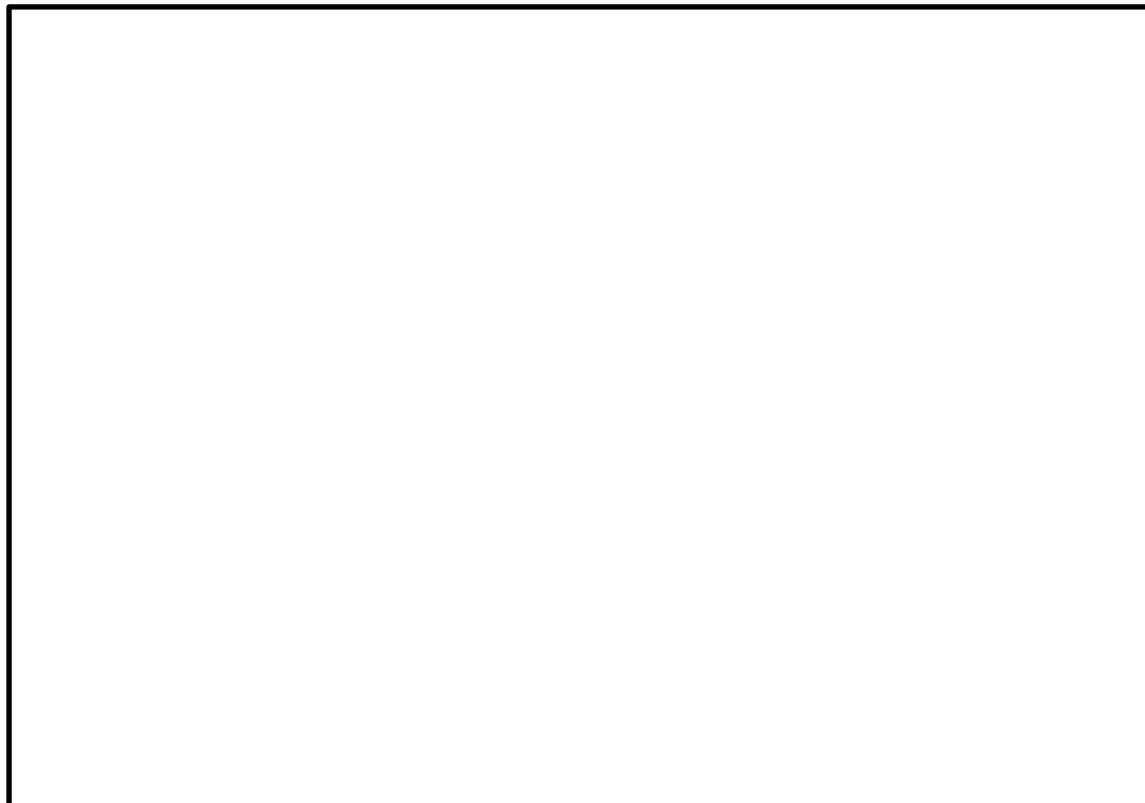


図 56-4-6 構造図 (大容量送水車 (海水取水用))



図 6 構造図 (大型送水ポンプ車)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="617 1018 777 1094">56-5 容量設定根拠</p>	<p data-bbox="1774 1018 1935 1094">56-5 容量設定根拠</p>	

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

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

・設備の相違

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

1. 容量 1,700m³ (注1) (2,100m³ (注2))

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

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

当該事故シーケンスにおいては、号炉あたり7日間で約2,700m³の水を使用する。当該使用量は復水貯蔵槽の最低貯水量約1,700m³/号炉を上回るが、図56-5-1に示すとおり、復水貯蔵槽が枯渇（事象発生から約14時間後）する前に、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水又は海水の供給を開始（事象発生から約12時間後）することにより、復水貯蔵槽が枯渇することはない。従って、復水貯蔵槽は最低貯水量約1,700m³/号炉を有する設計とすることで、重大事故等の収束に必要なとなる水の確保が可能となる。前に、可搬型の移送ルートを用いて供給する。

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

1. 容量 740m³ (注1) , (1,300m³ (注2))

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

当該事故シーケンスにおいては、7日間で約3,200m³の水を使用する。当該使用量は低圧原子炉代替注水槽の最低貯水量約740m³を上回るが、図1に示すとおり、低圧原子炉代替注水槽が枯渇（事象発生から約21時間後）する前に、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び（西2））の淡水又は海水の供給を開始（事象発生から約2時間30分後）することにより、低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。従って、低圧原子炉代替注水槽は最低貯水量約740m³を有する設計とすることで、重大事故等の収束に必要なとなる水の確保が可能となる。

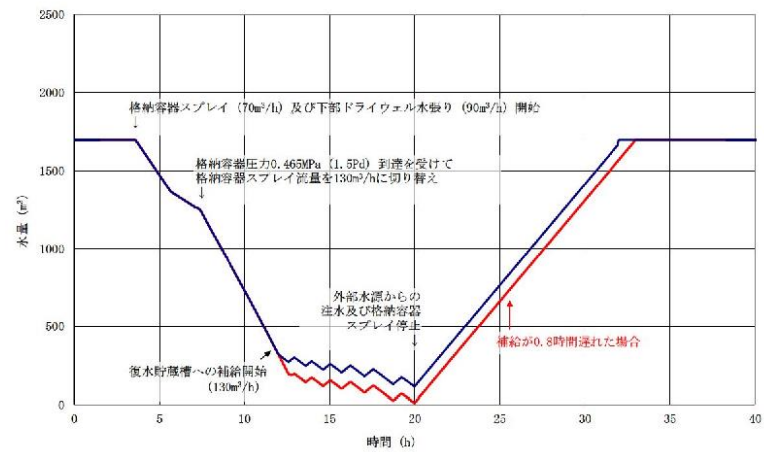


図 56-5-1 復水貯蔵槽の水量変化

水使用パターン

①格納容器下部注水

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

原子炉圧力容器の破損後は崩壊熱相当で注水。

②代替格納容器スプレィ冷却系による代替格納容器スプレィ

原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始 (70m³/h)。

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

③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送

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

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

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

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

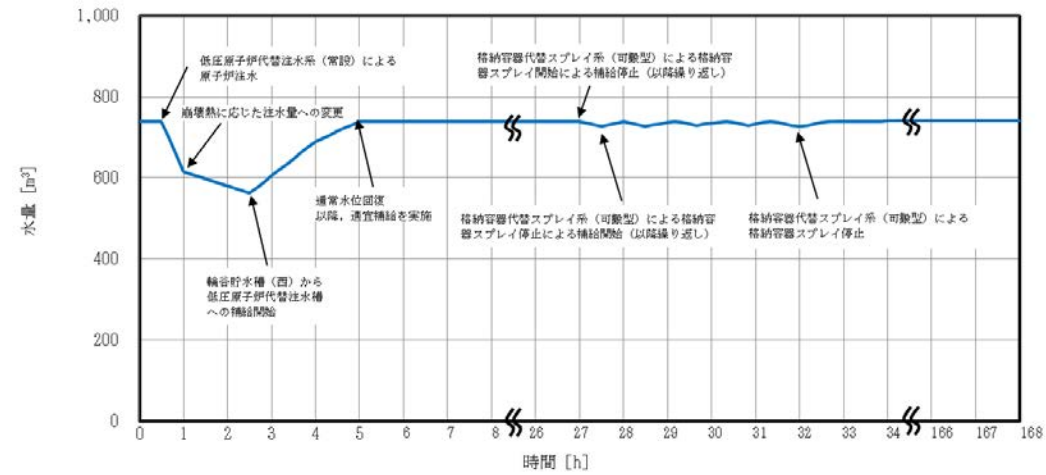


図 1 低圧原子炉代替注水槽の水量変化

①低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水

事象発生後、定格流量で注水する(250m³/h)。

冠水後は、崩壊熱に応じた注水量で注水する。

②輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)から低圧原子炉代替注水槽への移送

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

③代替格納容器スプレィ系(可搬型)による格納容器スプレィ

事象発生27時間後から格納容器圧力に応じ、120m³/hで間欠運転を実施。

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

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

名称		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
容量	m ³ /h/台	130 (注1) , (120 (注2))
吐出圧力	MPa [gage]	1.04 (注1) , (0.85 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	100

名称		大量送水車
容量	m ³ /h/台	120 以上 (注1) , (168 以上 (注2))
吐出圧力	MPa [gage]	0.29 以上 (注1) , (0.85 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.6
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/台	230

機器仕様に関する注記

注1：要求値を示す
注2：規格値量を示す

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】

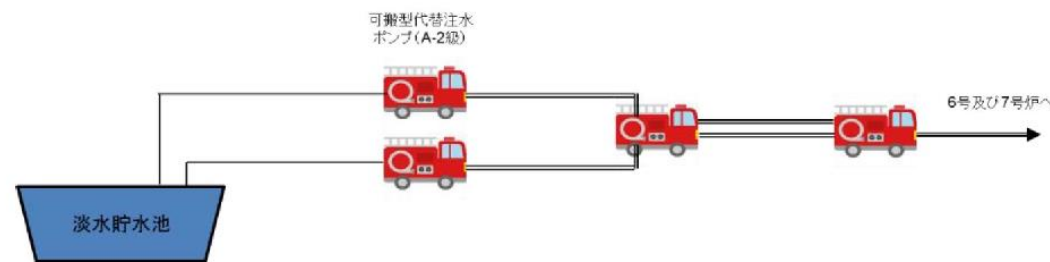
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時に以下の機能を有する。
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は想定される重大事故等時において、代替淡水源(淡水貯水池及び防火水槽)の淡水若しくは海水を、事故収束に必要な水量を復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。

【設定根拠】

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

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

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



系統概要図

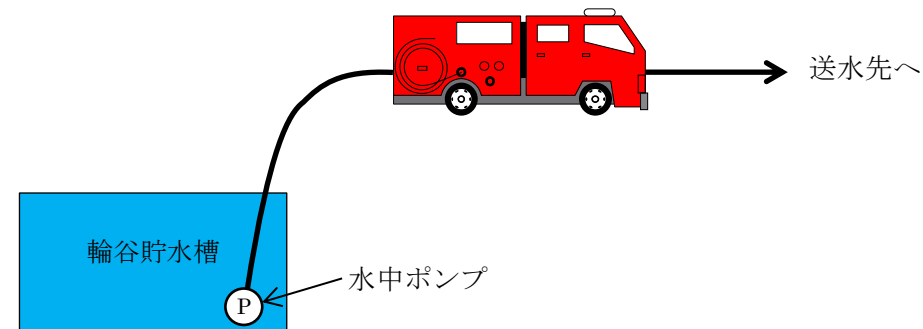


図2 系統概要図

1. 容量 130m³/h (注1) / 120m³/h(注2)

復水貯蔵槽への供給として使用する場合の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の容量の要求値は、運転中の発電用原子炉における事故シーケンスのうち、水使用の観点から厳しいシナリオとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却系を使用しない場合」シナリオに係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において、有効性が確認されている復水貯蔵槽への供給流量は130m³/h (注1) である。

1. 容量 120 m³/h 以上 (注1) / 168 m³/h 以上 (注2)

低圧原子炉代替注水槽への供給として使用する場合の大量送水車の容量の要求値は、運転中の発電用原子炉における重大事故シーケンスのうち、水使用の観点から厳しいシナリオとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用しない場合)」シナリオに係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において、有効性が確認されている低圧原子炉代替注水槽への供給流量は120m³/h (注1) である。

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される120m³/h 以上 (注2) を容量の公称値とする。

なお、大量送水車は、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される 168m³/h (注2) を容量の公称値とする。

・設備の相違

2. 吐出圧力 1.04MPa 以上 (注1) / 0.85MPa (注2)

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

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

【7号炉CSP大容量接続口 (西)】

静水頭	約	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 1.04MPa		

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

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

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

2. 吐出圧力 0.29 MPa 以上 (注1) / 0.85 MPa (注2)

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

【南法面経由 の場合】

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

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

以上より、大量送水車の吐出圧力の要求値は、約0.29MPa 以上とする。

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

図56-5-2 に示すとおり、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) はポンプの回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

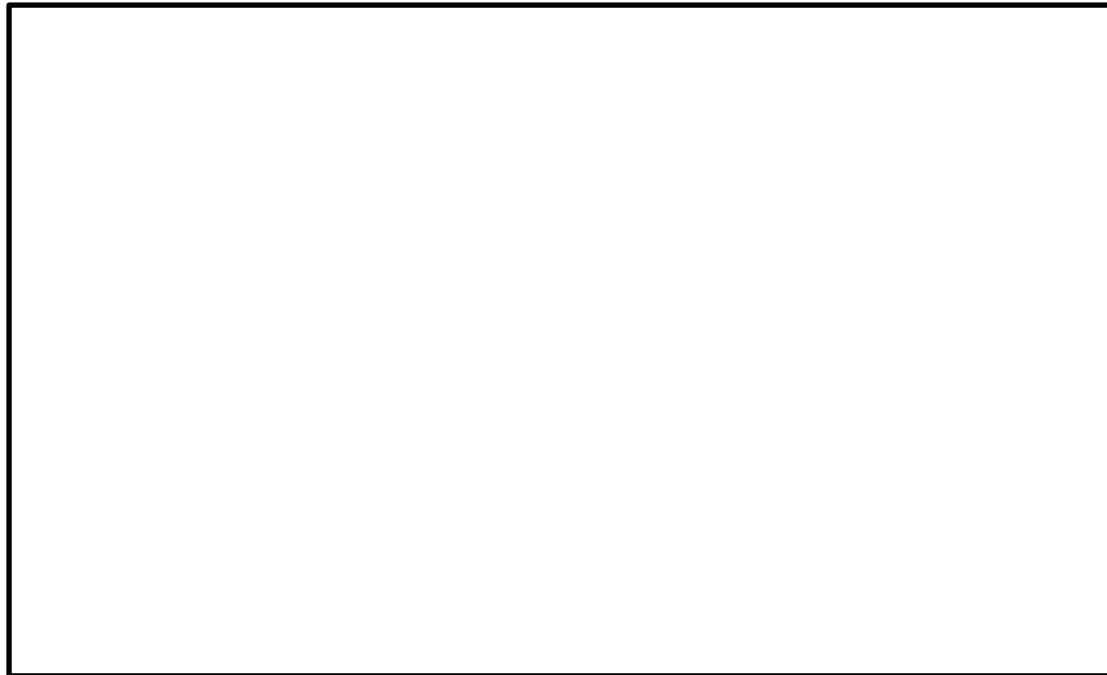


図56-5-2 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 性能曲線

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

なお、評価においては、接続口側の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の有効NPSHが必要NPSH を十分に上回るように、上流側の (淡水貯水池に近い側の) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の運転条件を設定した。

<接続口側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

図56-5-2 より、ポンプの必要回転数は、復水貯蔵槽への供給に必要な流量 (130m³/h) 及び吐出圧力 (1.04MPa) を満足する2800rpm とする。

図3 に示すとおり、大量送水車はポンプの回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

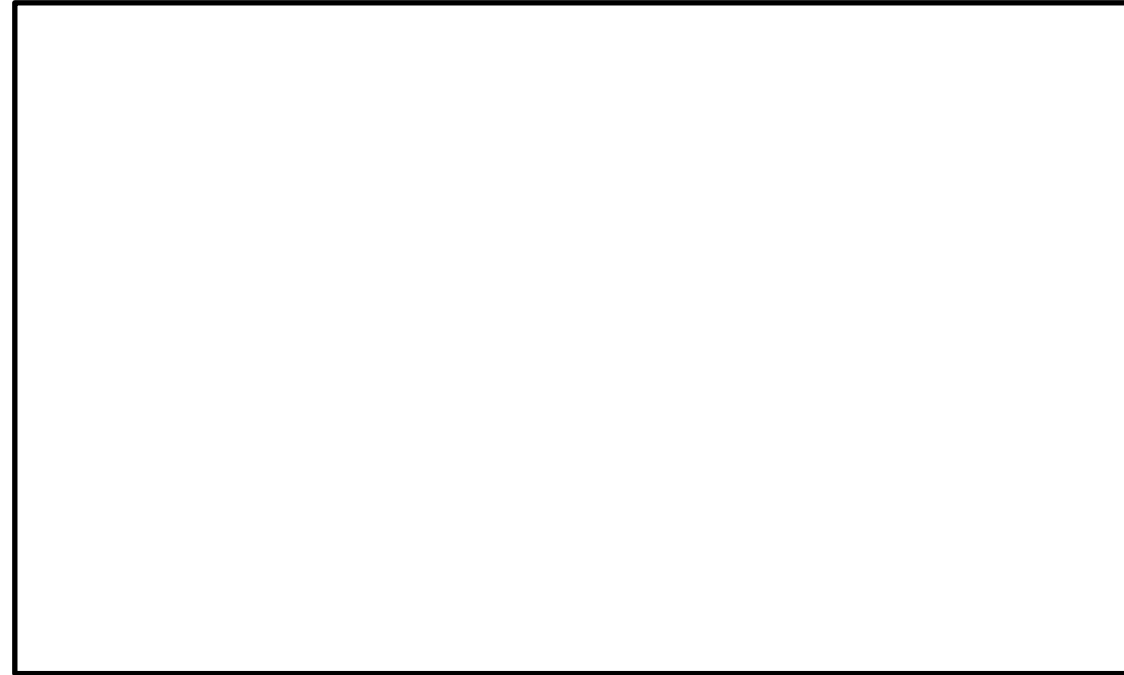


図3 大量送水車性能曲線

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

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) に投入した取水ポンプにより取水される水を、送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図4に示す。

大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約 0.7m 下位に設置する必要がある。よって、大量送水車の設置場所 (EL 53.2m) , 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) の底面 (EL 45.9m) , 大量送水車の送水ポンプの設置高さ約 1m から、送水ポンプと輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) の水面の高低差は最大で約 7.6m となる (図4参照)。

必要流量 120m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.7m であることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽 (西) の水面の高低差が最大 (大量送水車から約 7.6m 下位) となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 5.2m*となる。

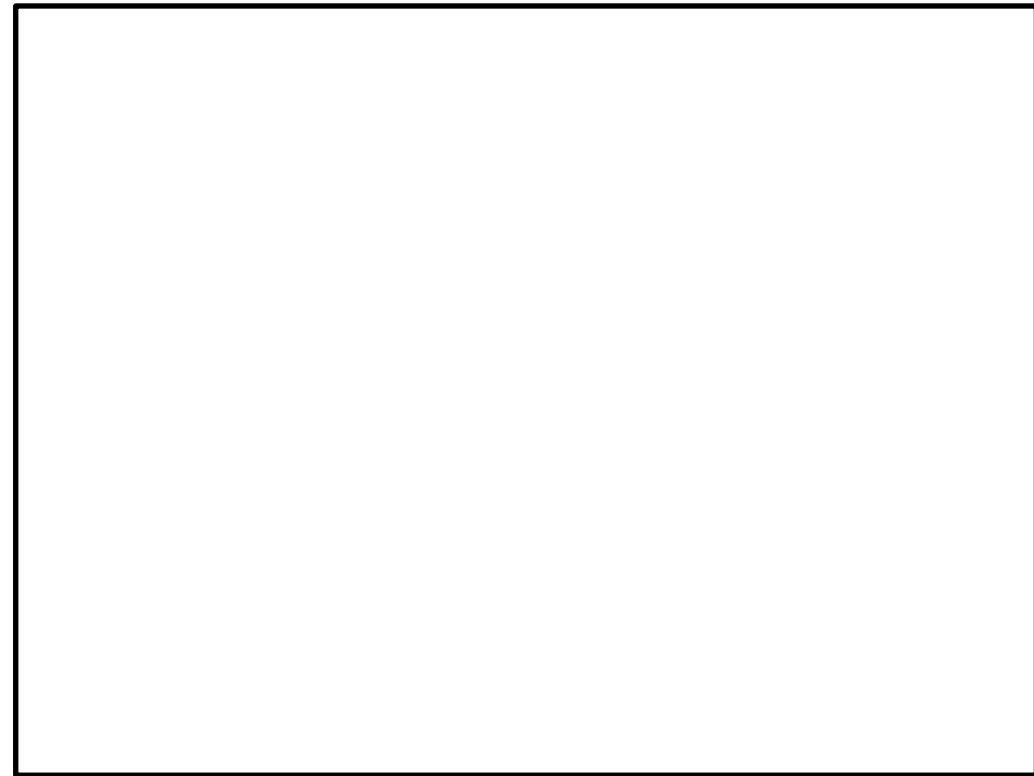


図56-5-3 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) NPSH

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

有効NPSH は下記のとおり算出する。

$$\text{有効NPSH} = H_a + H_n + H_s - H_1 - h_s \dots \textcircled{1}$$

ここで、 H_a : 大気圧

H_n : 上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 吐出圧力

H_s : 吸込揚程 (上流側可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) との高低差)

H_1 : 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。

$H_n =$

$H_s =$

$H_1 =$

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

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

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

※内訳は以下の通り

取水ポンプの全揚程	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
ホース圧損	約	<input type="text"/>	m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	<input type="text"/>	m
合計	約	5.2	m

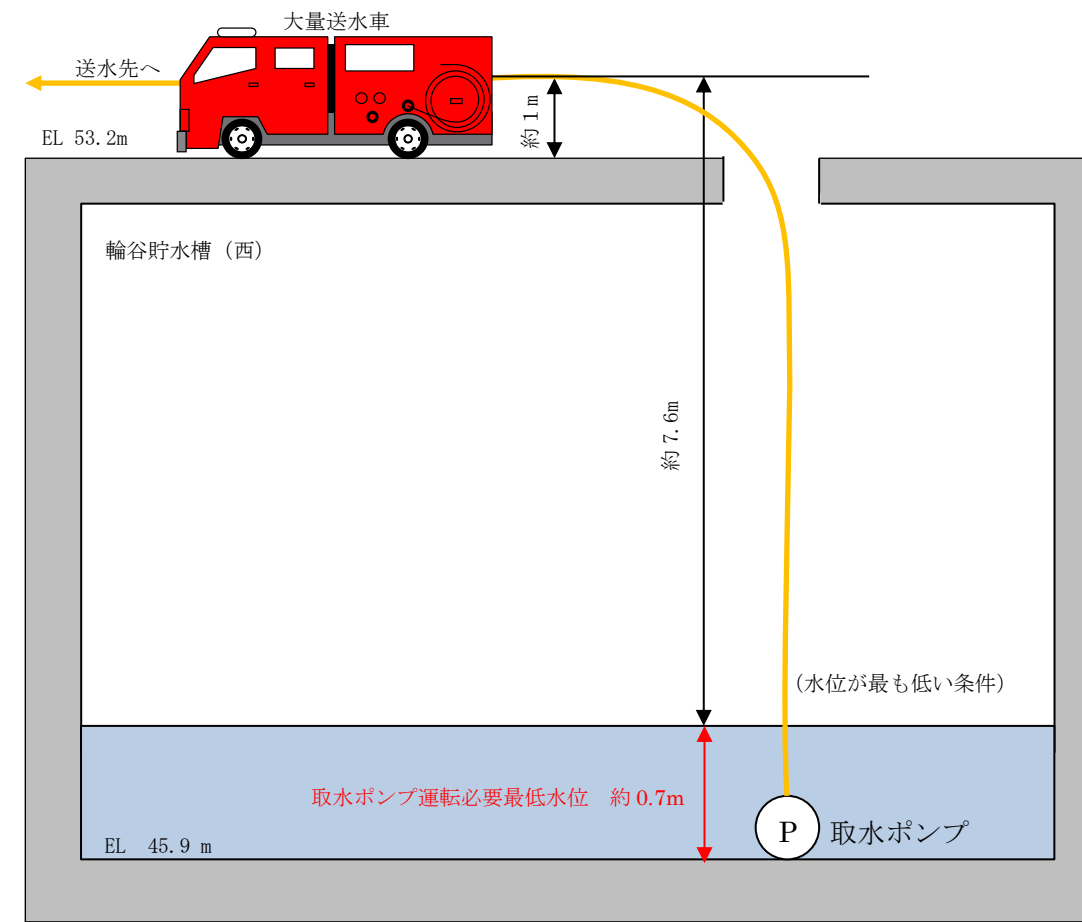


図4 大量送水車設置概要図

<中継用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

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

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

$$H_n = \text{$$

$$H_s = \text{$$

$$H_1 = \text{$$

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

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

<淡水貯水池側 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) >

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

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

$$H_n = \text{$$

$$H_s = \text{$$

$$H_1 = \text{$$

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 最高使用圧力 2.0MPa 復水貯蔵槽注水に必要となる吐出圧力は1.04MPa 以上であるが、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた注水先への注水シナリオのうち、吐出圧力が最大となるのは格納容器下部注水（可搬型）にて要求される吐出圧力（1.67MPa）であり、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用圧力は1.67MPa を上回る圧力として2.0MPa とする。</p> <p>4. 最高使用温度 60℃ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用温度は、水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため、60℃とする。</p> <p>5. 原動機出力 100kW/台 水の移送設備として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして100kW/台とする。</p>	<p>3. 最高使用圧力 1.6MPa 低圧原子炉代替注水槽注水に必要となる吐出圧力は 0.29MPa 以上であるが、大量送水車を用いた注水先への注水シナリオのうち、吐出圧力が最大となるのは燃料プールのスプレー（常設スプレーヘッド）にて要求される吐出圧力（1.54MPa）であり、大量送水車の最高使用圧力は 1.54MPa を上回る圧力として 1.6MPa とする。</p> <p>4. 最高使用温度 40℃ 大量送水車の最高使用温度は、水源である淡水及び海水の温度が 40℃以下であるため、40℃とする。</p> <p>5. 原動機出力 230kW/台 水の移送設備として使用する大量送水車の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして230kW/台とする。</p>	

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

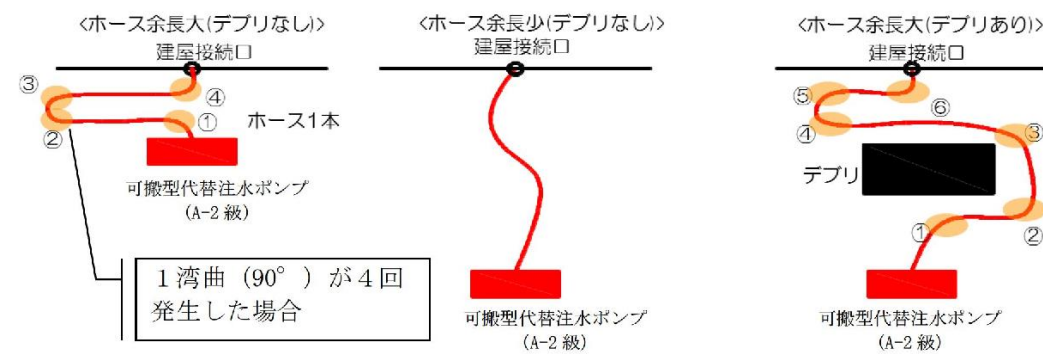


図1 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失hc >

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

○損失係数fc

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

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

を引用する。

○流速v

$$v = Q/A$$

・Q=流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

ここでは、例示として、90 [m³/h] の場合の計算を示す。

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

・A=管路の断面積について

A=πr²であることから、75Aのホースを使用した場合を想定すると、r=0.038 [m]となる。よって、A=0.00454[m²]

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

消防用ホースの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。

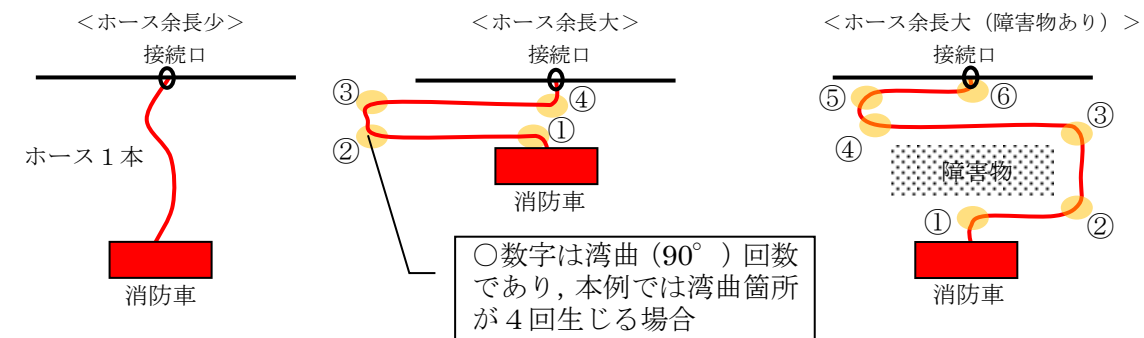


図5 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : hb >

$$h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [m] = f_b \cdot \frac{v^2}{2000} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [MPa]$$

○fb : ベンドの損失係数

ホースの湾曲によるベンドの損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径1mにおける90°湾曲時のベンド損失係数であり、次式、表7のうち数値の大きい方を使用する。

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \left(\frac{d}{R} \right)^{3.5} \right\} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}$$

・評価手法の相違

・流速 $v=Q/A$ より
 $v=165.1982[m/min]$
 $= 2.7533[m/s] \dots (ii)$

○上記(i)(ii)より, 1湾曲(90°)あたりの圧力損失を求める。

$hc = fc \times v^2 / (2g)$ より, 重力加速度 $9.8[m/s^2]$ を用いて
 $hc = 0.068 \times (2.7533^2 / (2 \times 9.8)) \times 3$
 $= 0.079[m]$

表7 ベンド損失係数 f_b

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

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典 : 新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 $120m^3/h$ の場合の値を記載する。)

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

$R/d = 6.5$, $\left(Re \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\epsilon / d) \cong 0.5 < 200$ 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

$f_b = 0.14[MPa] \dots (i)$ とする。

○ v : 流速

$v = Q/A$

Q : 流量について

低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する場合は

$Q = 120[m^3/h] = 2.0[m^3/min]$ となる。

A : 管路の断面積について

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

よって, $A = 0.0185057[m^2]$

$v = Q/A$ より

$= 108.074[m/min] = 1.8012[m/s] \dots (ii)$

○上記(i)(ii)より, 1湾曲(90°)あたりの圧力損失を求める。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

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

名 称	大容量送水車 (海水取水用)	
流 量	m ³ /h	840 以上 (注1) (900 (注2))
吐 出 圧 力	MPa[gage]	0.20 以上 (注1) (1.25 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3
最高使用温度	℃	60
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記	注1：要求値を示す 注2：公称値を示す	

【設定根拠】

大容量送水車 (海水取水用) は、重大事故等時の復水貯蔵槽の淡水枯渇並びに、複数の代替淡水源 (防火水槽又は淡水貯水池) から、復水貯蔵槽への淡水供給が不能となる場合に、防火水槽又は可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) へ、海水を供給するために設置する。

1. 容量の設定根拠

大容量送水車 (海水取水用) の容量は、復水貯蔵槽へ供給を行うために6号炉、7号炉で必要となる流量の合計260 m³/h から、余裕をみた流量とする。

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

2. 揚程の設定根拠

大容量送水車 (海水取水用) の揚程は、下記を考慮する。

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

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

※1 ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については56-5-19 参照。

詳細設計においては、重大事故時のホースの取り回し、作業性、他設備の干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲で適切に選定する。

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

名 称	大型送水ポンプ車	
容 量	m ³ /h	120 以上 (注1) (1,800 (注2))
吐出圧力	MPa[gage]	0.82 以上 (注1) (1.4 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/個	1,193
機器仕様に関する注記	注1：要求値を示す 注2：公称値を示す	

【設定根拠】

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

1. 容量の設定根拠

低圧原子炉代替注水槽への海水補給として使用する場合の大型送水ポンプ車の容量は、輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) から大量送水車により低圧原子炉代替注水槽への補給流量を基に設定する。大量送水車の補給流量は120m³/h である。

以上より、大型送水ポンプ車の容量は120m³/h (注1) であり、これを上回るものとして、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である1,800m³/h (注2) とする。

2. 吐出圧力 0.82MPa 以上 (注1), (1.4MPa (注2))

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

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

※1 ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については56-5-14～16 参照。

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

上記から、大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は0.82MPa[gage]以上とし、1.4MPa[gage] とする。

・設備の相違

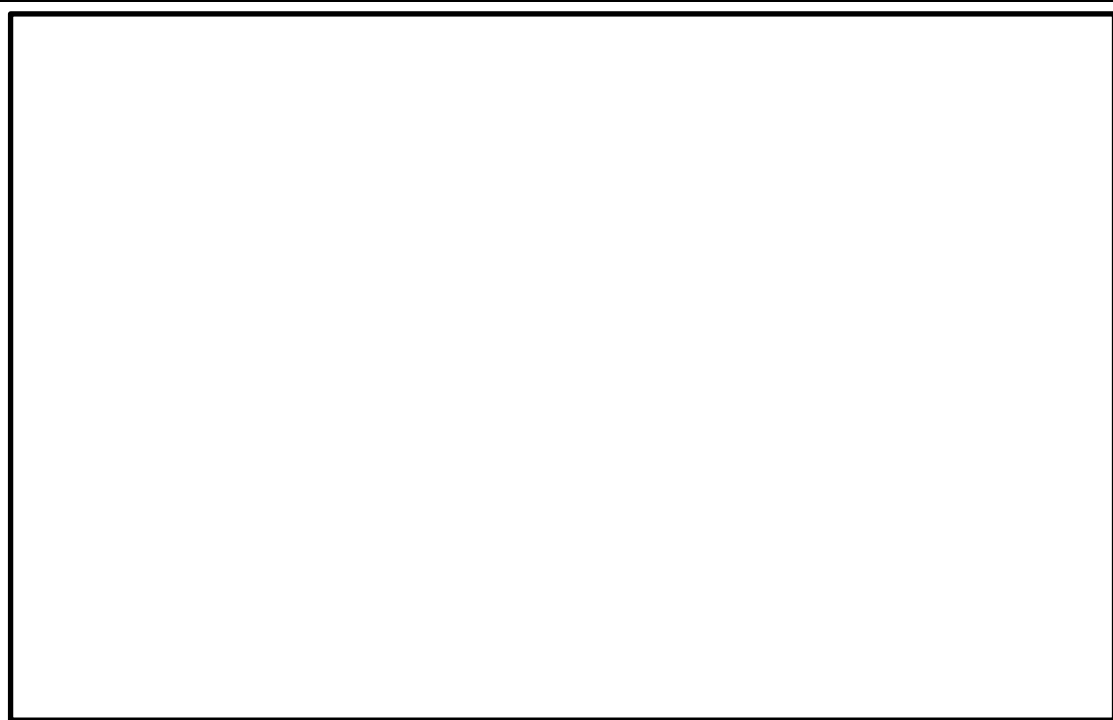


図56-5-4 大容量送水車（海水取水用）送水ポンプ性能曲線

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

〈大容量送水車のNPSH 評価〉

大容量送水車（海水取水用）は、取水路に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図56-5-5に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約13.4m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約17.2m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から0.5m 以上水没させて使用する必要がある。

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

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

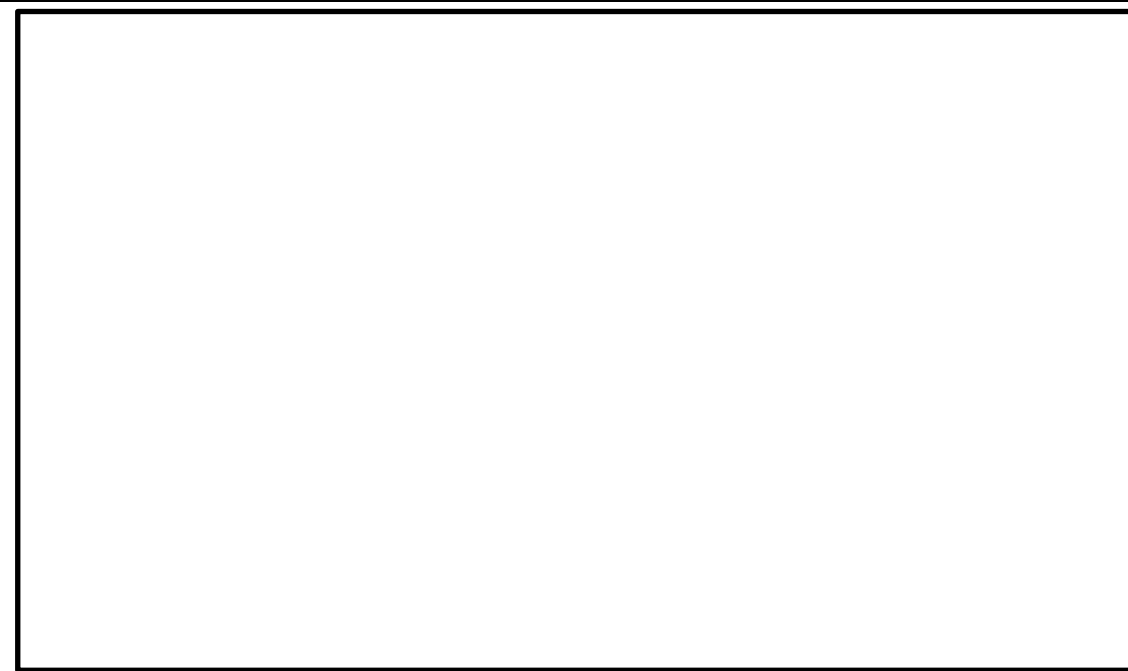


図6 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

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

大型送水ポンプ車は移動式熱交換設備への送水 780m³/h と同時に低圧原子炉代替注水槽への海水補給 120m³/h も行うため、取水ポンプの流量は 900m³/h として計算する。

大型送水ポンプ車は取水槽に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージ図を図7に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約 10m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 16.1m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から 1.0m 以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが 60m であることから、海面が最も低い状態になった場合（大型送水ポンプ車から約 17.1m 下位、取水箇所から大型送水ポンプ車までの水平距離約 25m）でも、海水を取水することが可能である。

上記の設置状況に基づき、必要流量 900m³/h を確保した場合における揚程である 49.0m に対し、必要揚程が 28.6m であること、また、取水ポンプの吐出部のホース長が 60m であるのに対し、最も海面が低い状態になった場合の高低差が約 17.1m であることから、必要な揚程を確保することが可能である。

また、送水ポンプの必要吸込水頭が約 10m 以上であるのに対し、必要流量 900m³/h を確保した場合における水中ポンプの全揚程は約 50m であり、ホース圧損（約 2m）と静水頭（約 16.5m）を考慮しても、送水ポンプの有効吸込水頭（約 30m（=50m-2m-16.5m））は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

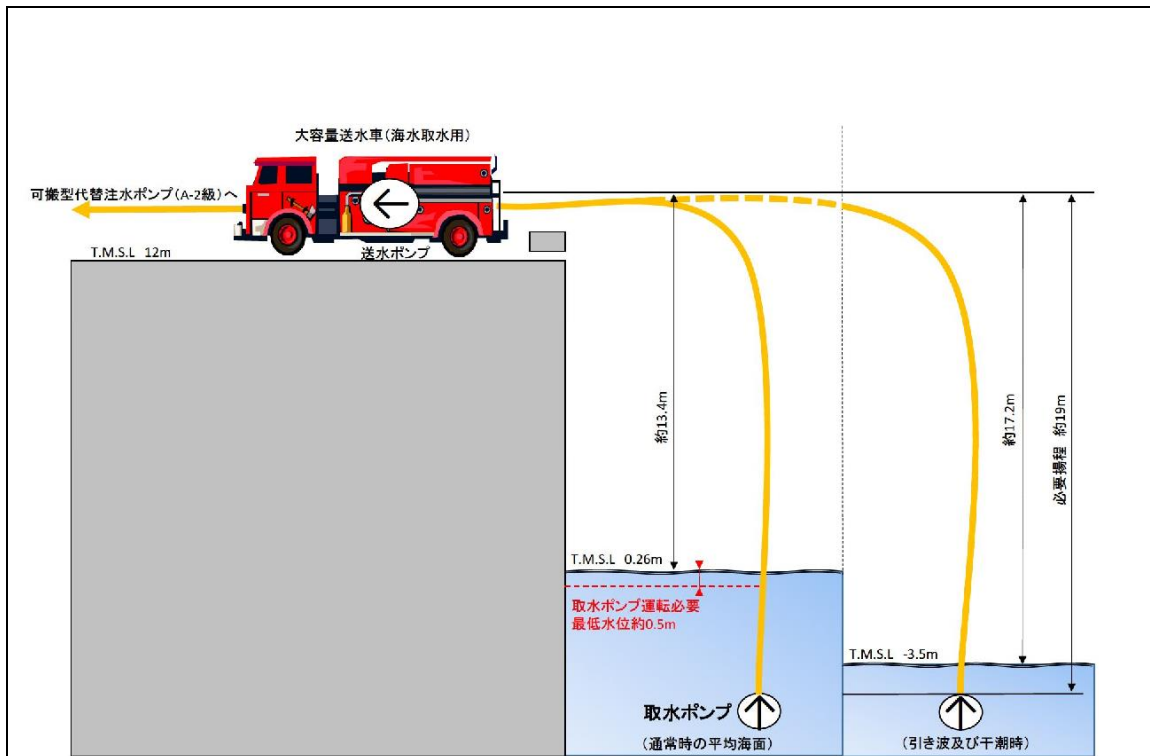


図56-5-5 大容量送水車（海水取水用）概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大容量送水車（海水取水用）の最高使用圧力は、ホースの最高使用圧力と同等の 1.3MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

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

5. 原動機出力の設定根拠

原動機出力は、定格流量点 での軸動力を考慮し、 kW とする。

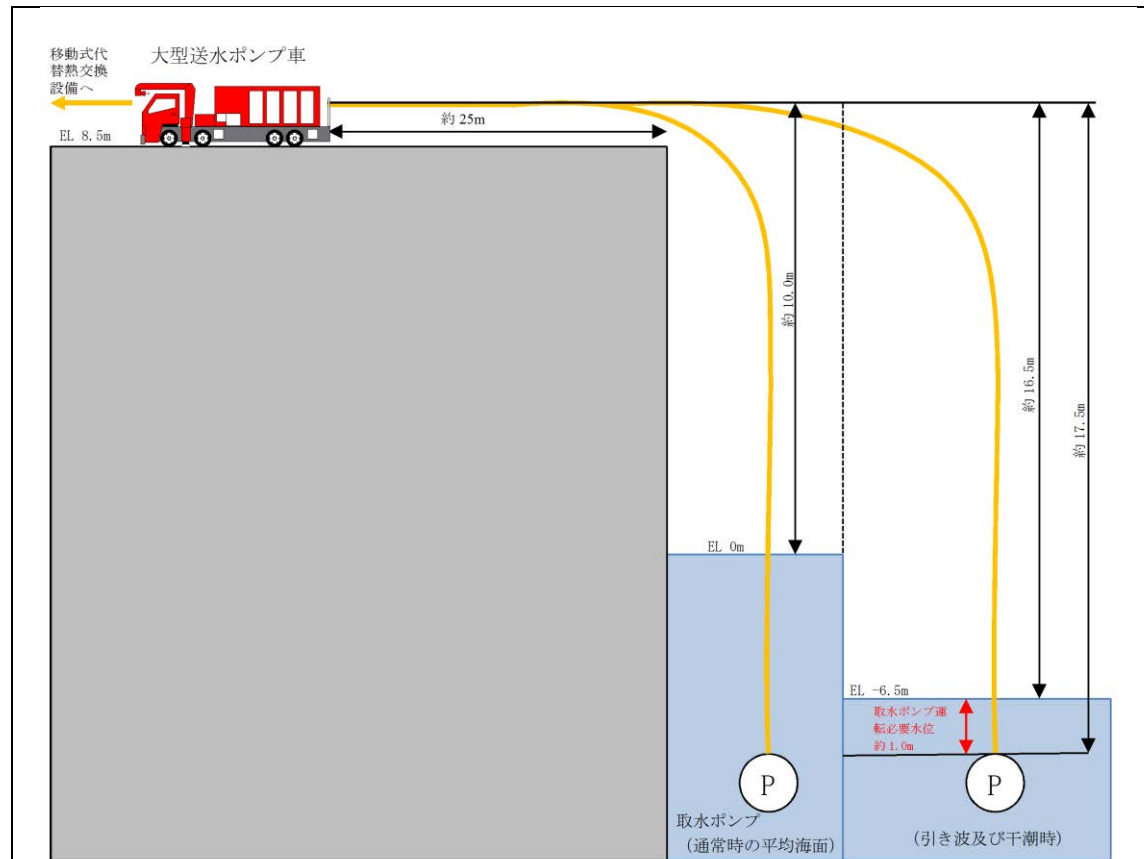


図7 大型送水ポンプ車概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

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

4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用温度は、海水温度 30℃に余裕を考慮し、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

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

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、『機械工学便覧』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

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

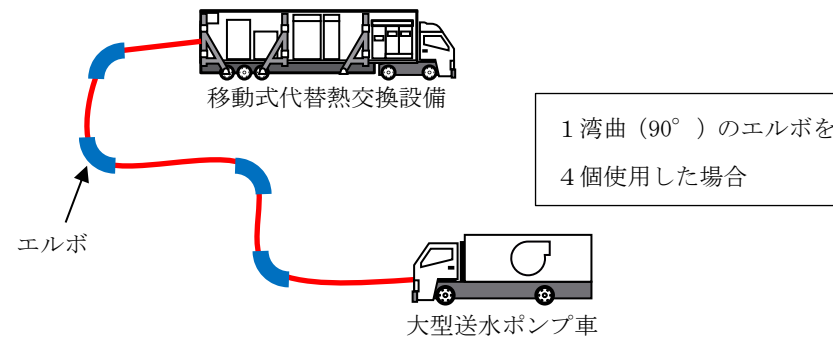


図8 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

<流量エルボ1個(90°)あたりの圧力損失: h_b >

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

ここで $g=9.8m/s^2$, $1m=0.0098MPa$ とし

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

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数 ζ_b は

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

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

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

・資料構成の相違
柏崎 6/7 は 8 ページ後に記載

表7 αの数値

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

(例として 300A, 流量 1,000m³/h の場合の値を記載する)

$$\rho = 0.596 [\text{m}]$$

$$d = 0.2979 [\text{m}]$$

$$v = 1.792 [\text{mm}^2/\text{s}]$$

であることから

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

$$\approx 3.99 [\text{m/s}]$$

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

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

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

$$\approx 165519 > 364 \text{ より}$$

ここで

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

$$= 2.00067 \dots$$

$$\approx 2$$

であるため

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

$$= 2.085319$$

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

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

$$= 0.148346 \dots$$

$$\approx 0.15$$

となり

$$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2000$$

$$= 0.0119400 \dots$$

$$\approx 0.012 [\text{MPa}]$$

名 称	サブプレッション・チェンバ	
容 量	m ³	3600
限界圧力	MPa[gage]	0.62
限界温度	℃	200

1. 容量

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

代替循環冷却系を運転するための成立条件として、水源が関係する項目としては、復水移送ポンプのNPSH 評価であり、系統圧力損失を考慮した有効NPSH がポンプの必要NPSH を満足することが条件となる。添付1 に、代替循環冷却系の復水移送ポンプのNPSH 評価（別添資料-2「復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性について」抜粋）を示す。表1 で示すとおり、サブプレッション・チェンバのプール水位が通常最低水位

(T. M. S. L. -1200) の状態においてNPSH 評価を行っており、代替循環冷却系が成立するためのサブプレッション・チェンバ圧力の下限が6号炉では MPa[gage], 7号炉では MPa[gage]となる。これらのサブプレッション・チェンバ圧力以上の状態であれば、通常最低水位 (T. M. S. L. -1200) 以上の水量が確保できているため、代替循環冷却系水源としての必要な水量を満足できる。よって、設計基準事故対処設備としての設計上のサブプレッション・チェンバのプール水量と同じ約3600m³ とする。

名 称	サブプレッション・チェンバ	
容 量	m ³	2,800
限界圧力	MPa[gage]	0.853
限界温度	℃	200

1. 容量

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

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

残留熱代替除去系を運転するための成立条件として、水源が関係する項目としては、残留熱代替除去ポンプの NPSH 評価であり、ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮した有効 NPSH を満足することが条件となる。添付1 に、残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプの NPSH 評価（別添資料-2「残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却の成立性について」抜粋）を示す。表1 で示す通り、サブプレッション・チェンバのプール水位が通常最低水位 (EL 5.56m) の状態において NPSH 評価を行っており、残留熱代替除去系が成立するためのサブプレッション・チェンバ圧力の下限が MPa[gage]となる。これらのサブプレッション・チェンバ圧力以上の状態であれば、通常最低水位 (EL 5.56m) 以上の水量が確保できているため、残留熱代替除去系水源としての必要な水量を満足できる。よって、設計基準事故対処設備としての設計上のサブプレッション・チェンバのプール水量と同じ約2,800m³ とする。

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

高圧原子炉代替注水系を運転するための成立条件として、水源が関係する項目としては、高圧原子炉代替注水系の NPSH 評価であり、ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮した有効 NPSH を満足することが条件となる。添付2 に高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプの NPSH 評価を示す。重大事故等時の各事象における有効 NPSH が最も小さくなる評価条件での評価結果を表2に示す。表2で示す通り、通常最低水位 (EL 5.56m) 以上の水量が確保できていれば、高圧原子炉代替注水系水源としての必要な水量を満足できる。よって、設計基準事故対処設備としての設計上のサブプレッション・チェンバのプール水量と同じ2,800m³ とする。

・設備の相違
サブプレッション・チェンバを水源とする設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="142 247 1216 474" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>2. 限界圧力 原子炉格納容器の限界圧力である0.62MPa[gage]とする。</p> <p>3. 限界温度 原子炉格納容器の限界温度である 200℃とする。</p> </div>	<div data-bbox="1288 247 2362 474" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>2. 限界圧力 原子炉格納容器の限界圧力である 0.853MPa[gage]とする。</p> <p>3. 限界温度 原子炉格納容器の限界温度である 200℃とする。</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">(添付1)</p> <p>① ポンプのNPSH 評価</p> <p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH\geq必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSH と必要NPSH を比較するNPSH 評価により確認を行う。ここでは、<u>代替循環冷却系</u>において<u>復水移送</u>ポンプが正常に動作することをNPSH 評価により確認する。</p> <p>本評価では、図1 の系統構成を想定し、サブプレッション・チェンバ圧力、サブプレッション・チェンバのプール水位と<u>復水移送</u>ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失(残留熱除去系ストレーナ、<u>残留熱除去系ポンプ</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</u>の圧力損失を含む)により求められる有効NPSH と、<u>復水移送</u>ポンプの必要NPSH を比較することで評価する。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>においては、サブプレッション・チェンバ圧力が変動することが想定され、これに伴い有効NPSH が変動することとなるため、ここでは、有効NPSHを満足できるサブプレッション・チェンバ圧力の下限を示す。評価条件を図2、表1に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付 1</p> <p>①<u>残留熱代替除去</u>ポンプの NPSH 評価</p> <p>ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること(有効 NPSH\geq必要 NPSH)を満足する必要がある、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは<u>残留熱代替除去系</u>において<u>残留熱代替除去</u>ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。</p> <p>本評価では、図 1 の系統構成を想定し、サブプレッション・チェンバ圧力、サブプレッション・チェンバのプール水位と<u>残留熱代替除去</u>ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失(残留熱除去系ストレーナの圧力損失を含む)により求められる有効 NPSH と、<u>残留熱代替除去</u>ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>においては、サブプレッション・チェンバ圧力が変動することが想定され、これに伴う有効 NPSH が変動することとなるため、ここでは、有効 NPSH を満足できるサブプレッション・チェンバ圧力の下限を示す。評価条件を図 2、表 1 に示す。</p>	<p>・設備の相違</p>

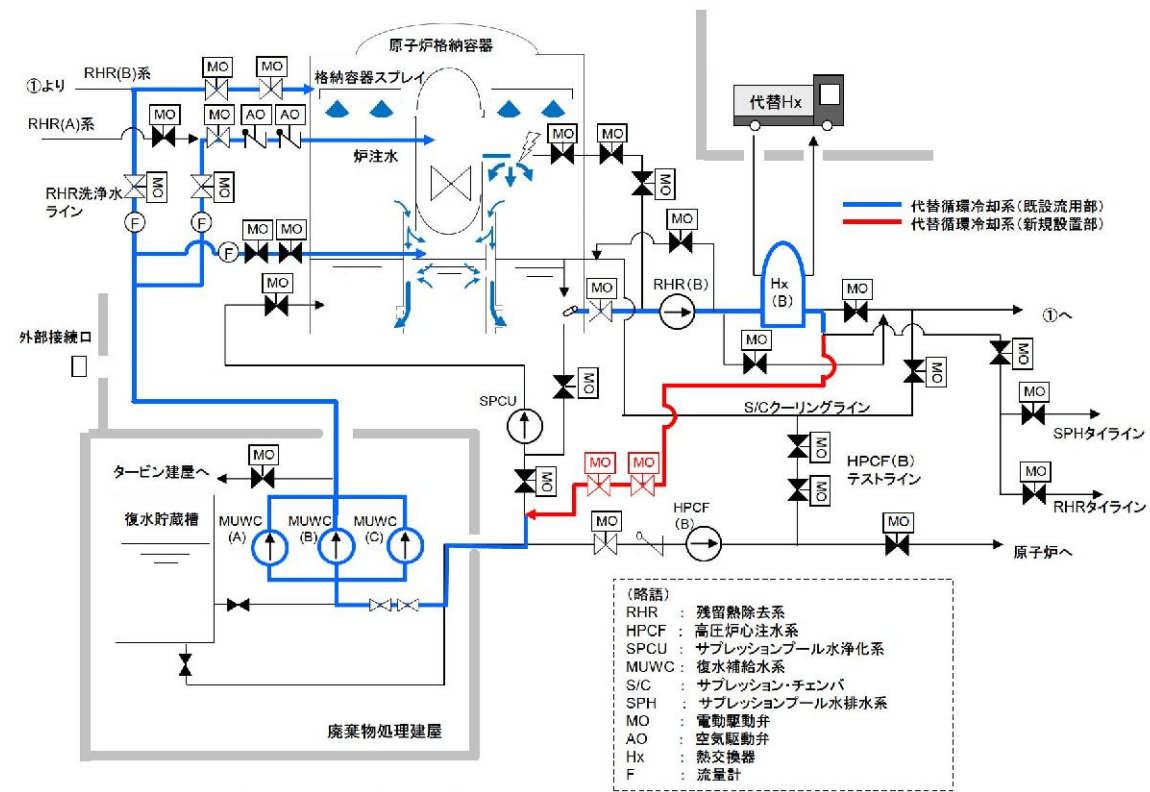


図1 代替循環冷却系 系統概要図 (7号炉の例)

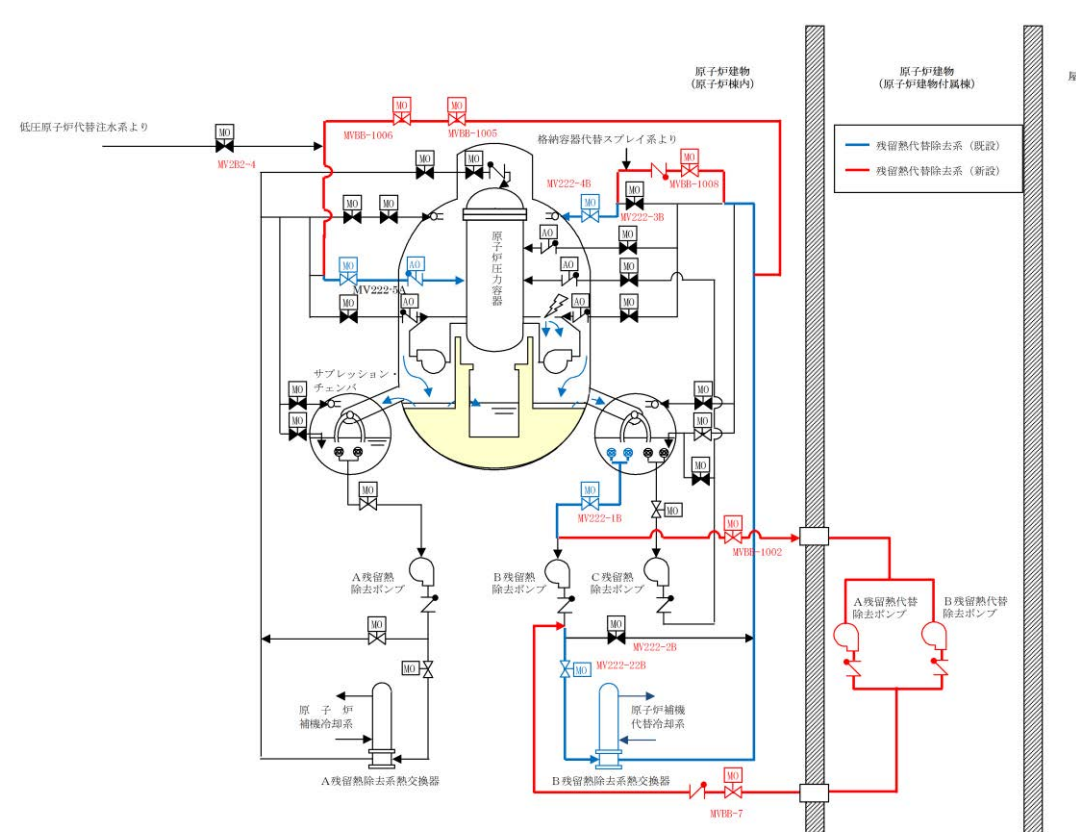


図1 残留熱代替除去系 系統概要図

・設備の相違

・設備の相違

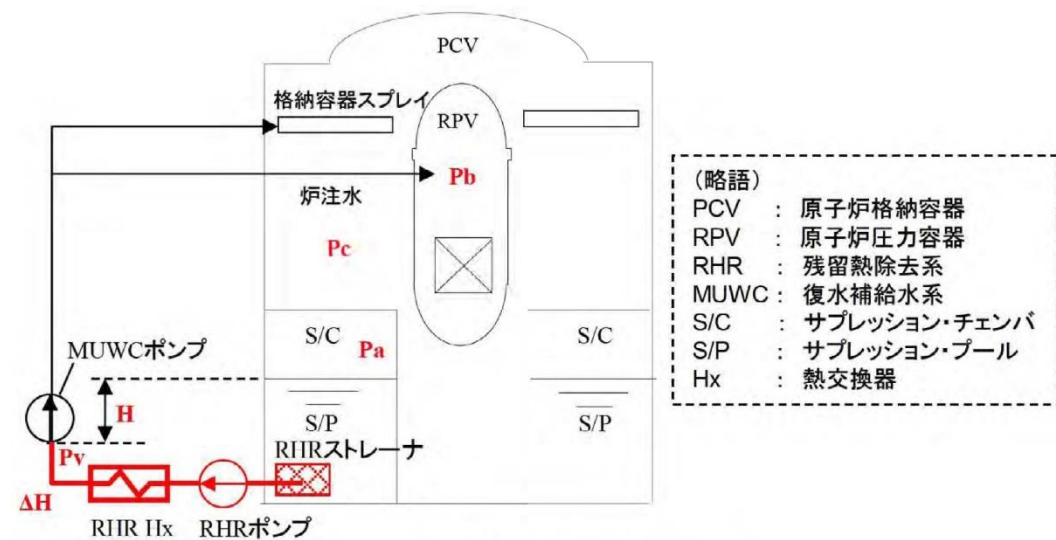


図2 NPSH 評価条件図

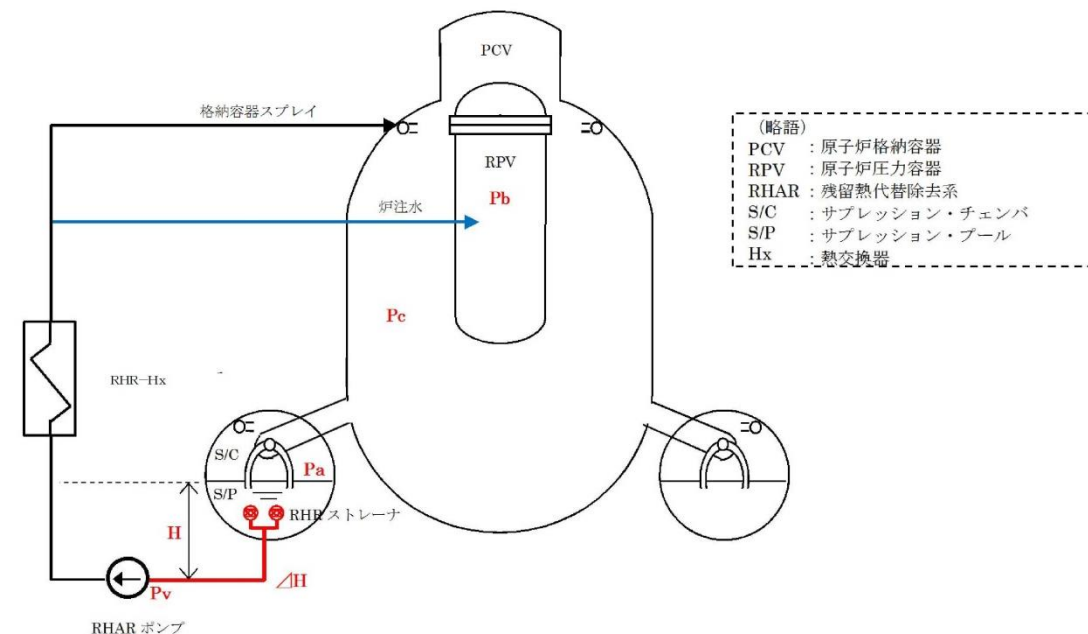


図2 NPSH 評価条件図

表 1 NPSH 評価条件

項目	6号炉	7号炉	設定根拠
Pa S/C 圧力	—	—	— (本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)			S/C 限界圧力0.62MPa に対するS/P 水飽和温度166℃を想定した場合の、代替循環冷却系統運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度 (□℃と設定※) での飽和蒸気圧とする
H S/P 水位とMUWC ポンプ軸レベル間の水頭差			S/P 水位は通常最低水位 (T. M. S. L. -1200)とし、MUWC ポンプ軸レベルは T. M. S. L. □とする。
ΔH 吸込配管圧損			□ m ³ /h (本系統循環流量190m ³ /h に余裕を見込んだ値) 時のRHR ストレーナ～MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
RHR ストレーナ圧損			工認記載値に、RHR 定格流量954m ³ /h と □ m ³ /h (本系統循環流量190m ³ /h に余裕を見込んだ値) の二乗比を掛けて算出した圧損約 □ m に余裕を見込み □ m とする
RHR ポンプ圧損			RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損に余裕を見込み □ m とする
RHR 熱交換器圧損			RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量954m ³ /h と □ m ³ /h (本系統循環流量190m ³ /h に余裕を見込んだ値) の二乗比を掛けて算出した値
— MUWC ポンプの必要 NPSH			ポンプ定格流量時の必要NPSH

(略語) T. M. S. L. : 東京湾平均海面

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

(略語)

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

表 1 残留熱代替除去系 NPSH 評価条件

項目	2号炉	設定根拠
Pa S/C 圧力	—	(本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv 残留熱代替除去ポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算値)		有効性評価解析値であるピーク温度 132℃の飽和蒸気圧力
H S/P 水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差		S/P 水位レベル(LWL) : EL 5.56m とポンプ軸レベル : EL 2.3m の差
ΔH 吸込配管圧損(ストレーナ込)		ポンプ流量 150m ³ /h における圧損値
— 残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH		ポンプ定格流量時の必要 NPSH

(略語)

S/C : サプレッション・チェンバ
 S/P : サプレッション・プール

・設備及び評価手法の相違

表1の条件を元に、(有効NPSH) ≥ (必要NPSH) の式より、有効NPSHを満足できるサブプレッション・チェンバ圧力の下限を求める。

【6号炉】

$$(有効NPSH) = Pa - Pv + H - \Delta H \geq (必要NPSH)$$

$$Pa \geq \boxed{} \text{MPa[gage]}$$

以上の評価結果より、6号炉ではサブプレッション・チェンバ圧力が「 $\boxed{}$ MPa[gage]以上」の条件において有効NPSHを満足できることを確認した。

【7号炉】

$$(有効NPSH) = Pa - Pv + H - \Delta H \geq (必要NPSH)$$

$$Pa \geq \boxed{} \text{MPa[gage]}$$

以上の評価結果より、7号炉ではサブプレッション・チェンバ圧力が「 $\boxed{}$ MPa[gage]以上」の条件において有効NPSHを満足できることを確認した。

上記の結果を踏まえ、サブプレッション・チェンバ圧力が6号炉では $\boxed{}$ MPa[gage]以上、7号炉では $\boxed{}$ MPa[gage]以上の状態であれば復水移送ポンプの必要NPSHを満足することから、重大事故等時において代替循環冷却系は成立する。

表1の条件を元に、(有効NPSH) ≥ (必要NPSH) の式より、有効NPSHが必要NPSHを満足できるか確認する。

$$(有効NPSH) = Pa - Pv + H - \Delta H \geq (必要NPSH)$$

$$Pa \geq \boxed{} \text{MPa[gage]}$$

②高圧原子炉代替注水ポンプのNPSH評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH ≥ 必要NPSH)を満足する必要がある。有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価により確認を行う。ここでは高圧原子炉代替注水系において高圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作することをNPSH評価により確認する。評価条件を表2に示す。

表2 高圧原子炉代替注水系 NPSH 評価条件

	算定値[m]
Ha: 吸込み液面に作用する絶対圧力	18.76
H _s : 吸込揚程(静水頭)	2.75
H _L : ポンプ吸込配管圧損	2.07
h _s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	10.79
有効NPSH (Ha + H _s - H _L - h _s)	8.56
必要NPSH	7.0

表2より、有効NPSHが必要NPSHを上回っており、高圧原子炉代替注水ポンプの運転状態において必要NPSHは確保されている。

・設備及び評価手法の相違

・設備の相違
サブプレッション・チェンバを水源とする設備の相違

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

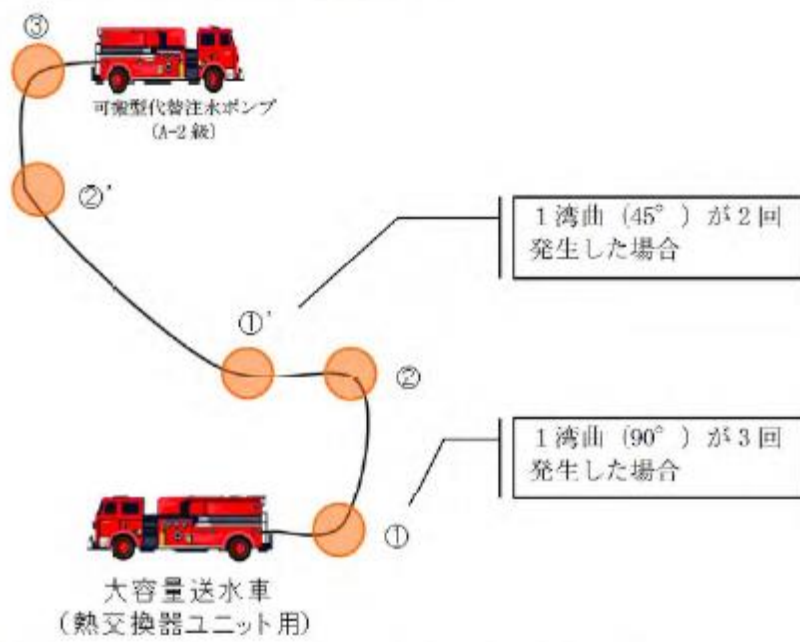


図1 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

<1湾曲 (90°) あたりの圧力損失hc>

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

○損失係数fc

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

$$fc = 0.068 \cdot \cdot \cdot (i)$$

を引用する。

○流速v

$$V = Q/A$$

・資料構成の相違
島根2号炉は8ページ前に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・ Q=流量について 大容量送水車の流量を， 6号炉ならびに7号炉の復水貯蔵槽へ供給を行うために必要な流量である260m³/hに余裕をみた300m³/hと仮定する。</p> <p>・ A=管路の断面積について $A = \pi r^2$であることから， $r = \text{管内径} / 2$ となり， 管内径0.295m より， $R = 0.1475$。 よって， $A = 0.06834 \text{ [m}^2\text{]}$</p> <p>・ 流速 $v = Q/A$ より $v = 73.164 \text{ [m/min]}$ $= \underline{1.220 \text{ [m/s]}} \dots (ii)$</p> <p>○上記 (i) (ii) より， 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。 $hc = fc \times v^2 / (2g)$ より， 重力加速度 $9.8 \text{ [m/s}^2\text{]}$ を用いて $hc = 0.068 \times (1.220^2 / (2 \times 9.8))$ $= \underline{0.00517 \text{ [m]}}$</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
56-6 接続図	56-6 接続図	

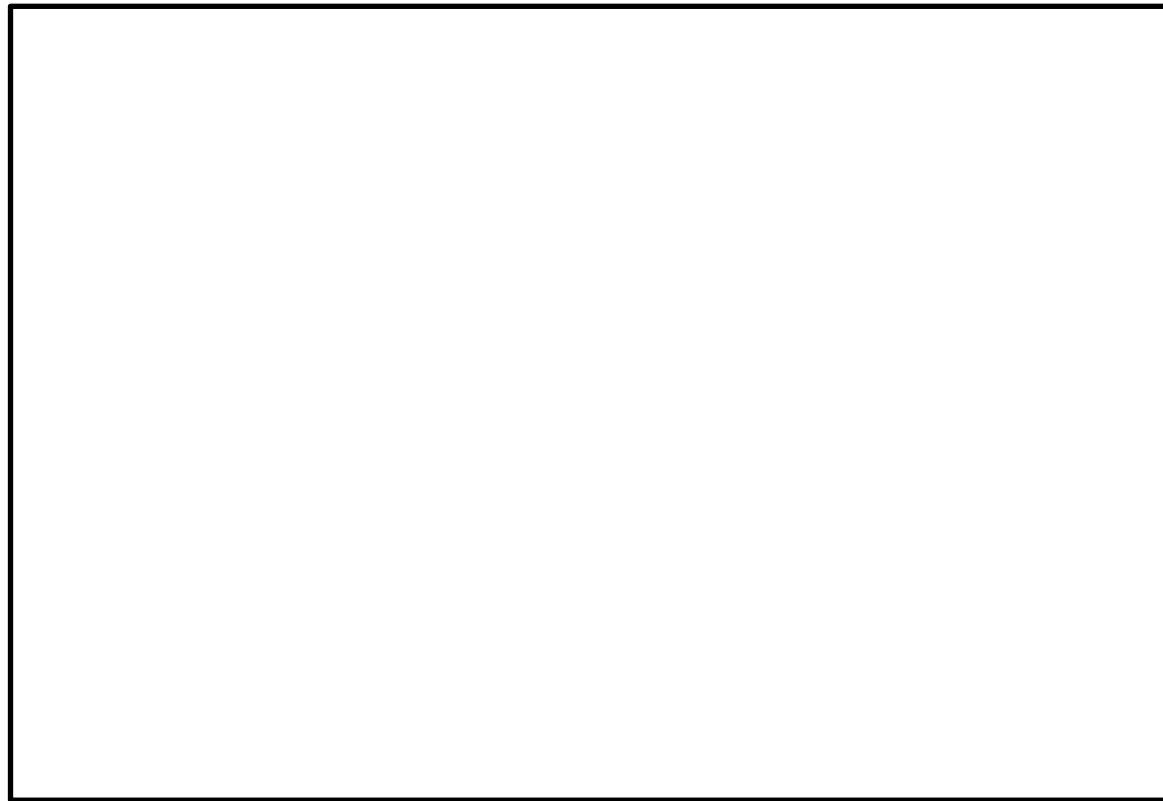


図 56-6-1 接続図 (復水貯蔵槽への供給 (淡水貯水池を水源とする場合))

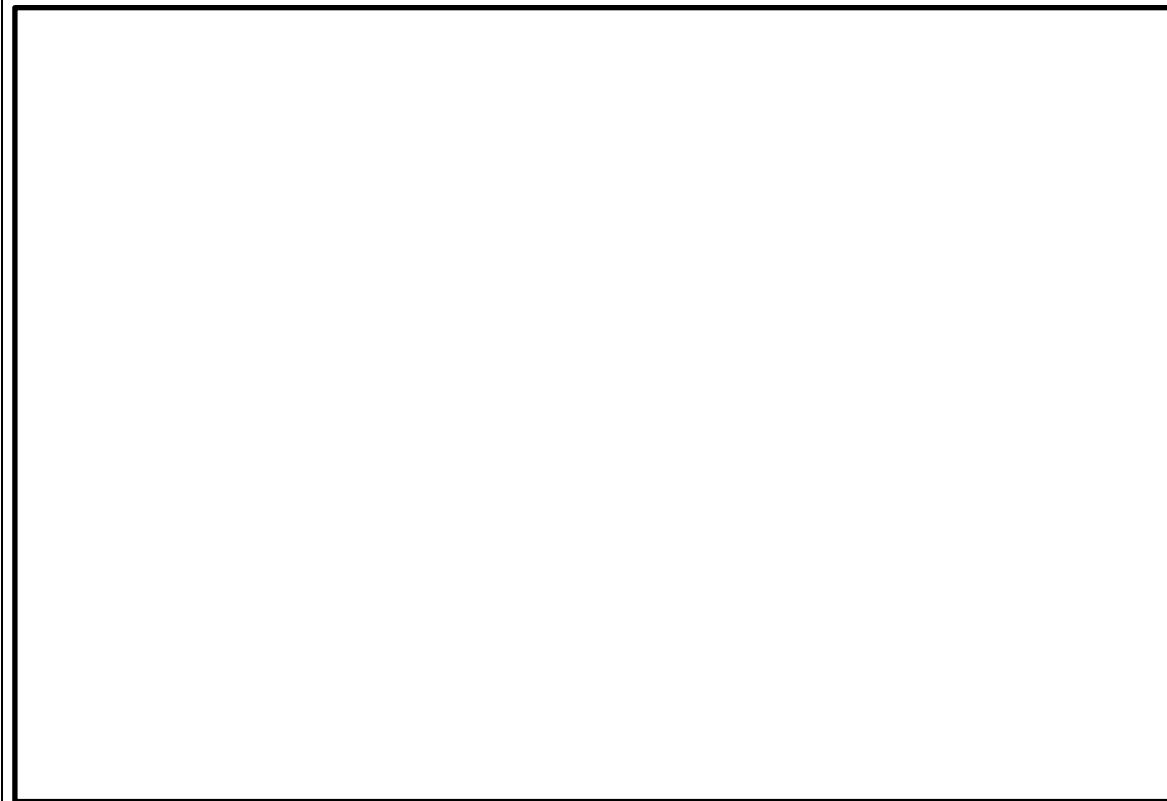


図 56-6-2 接続図 (復水貯蔵槽への供給 (防火水槽を水源とする場合))

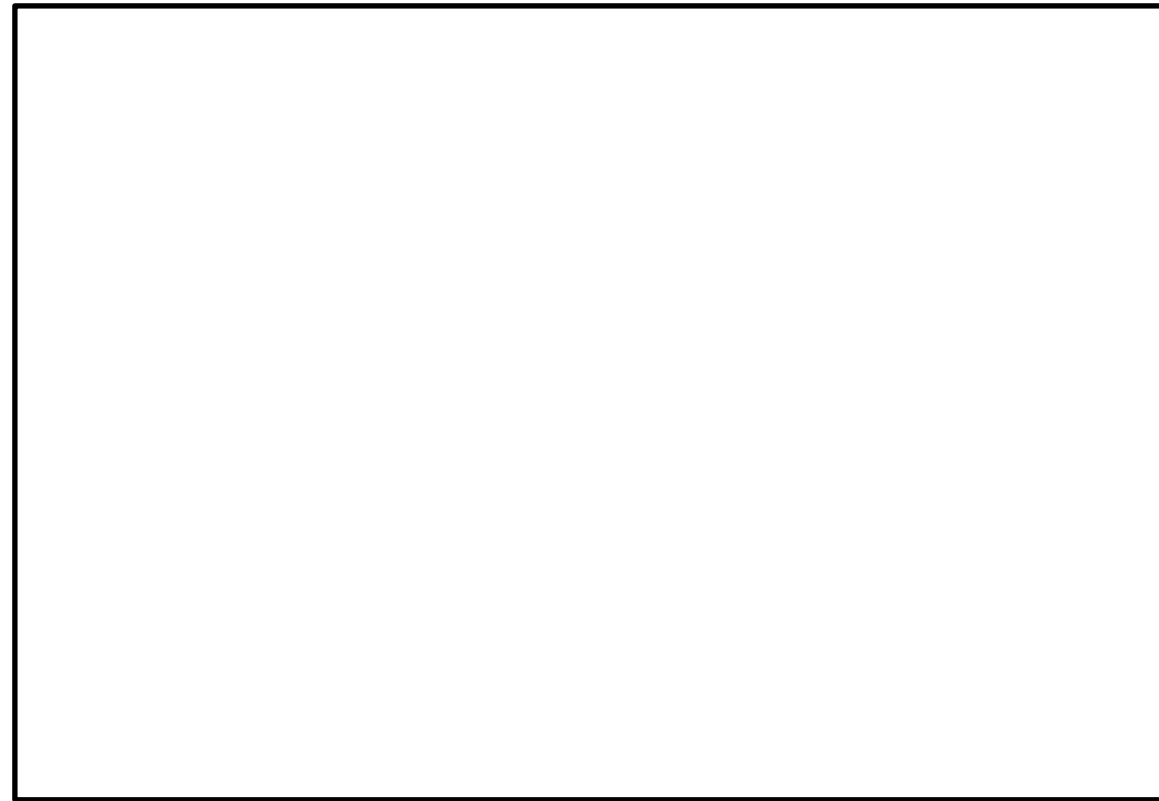


図 1 接続図接続図 (低圧代替原子炉代替注水槽への供給 (輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) を水源とする場合))

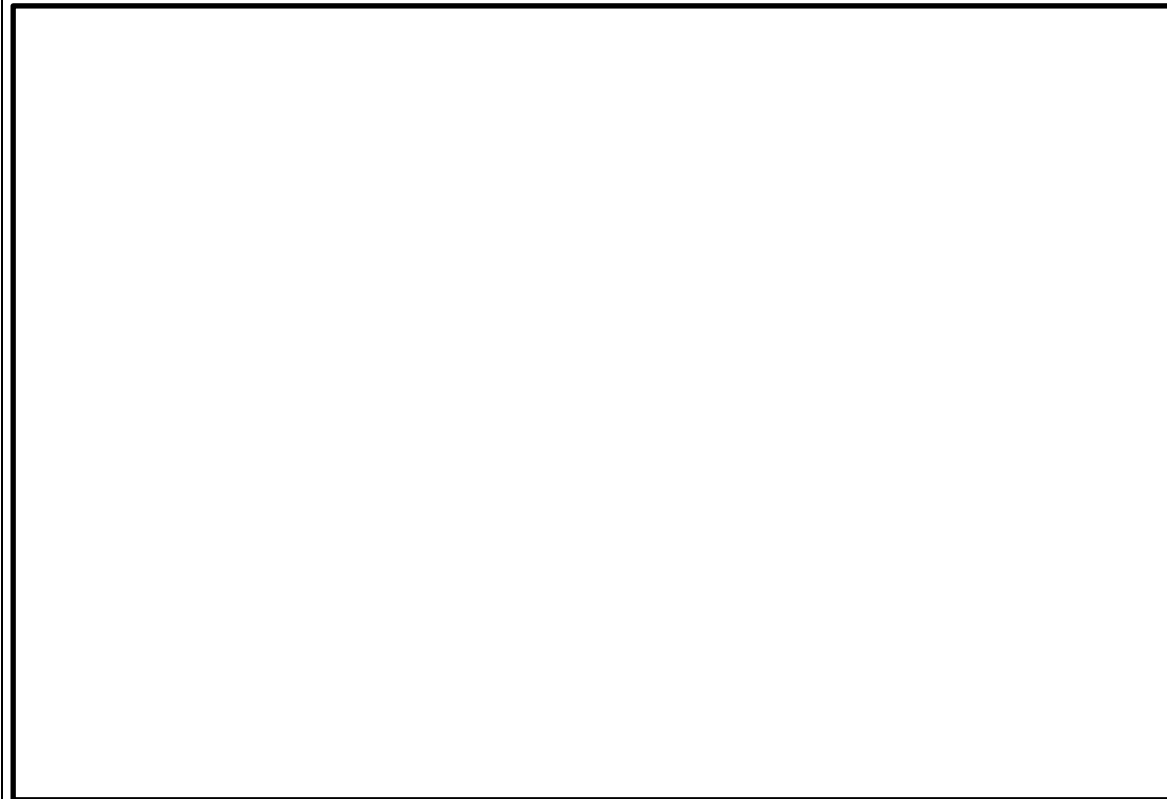


図 56-6-3 接続図 (復水貯蔵槽への供給 (海を水源とする場合))

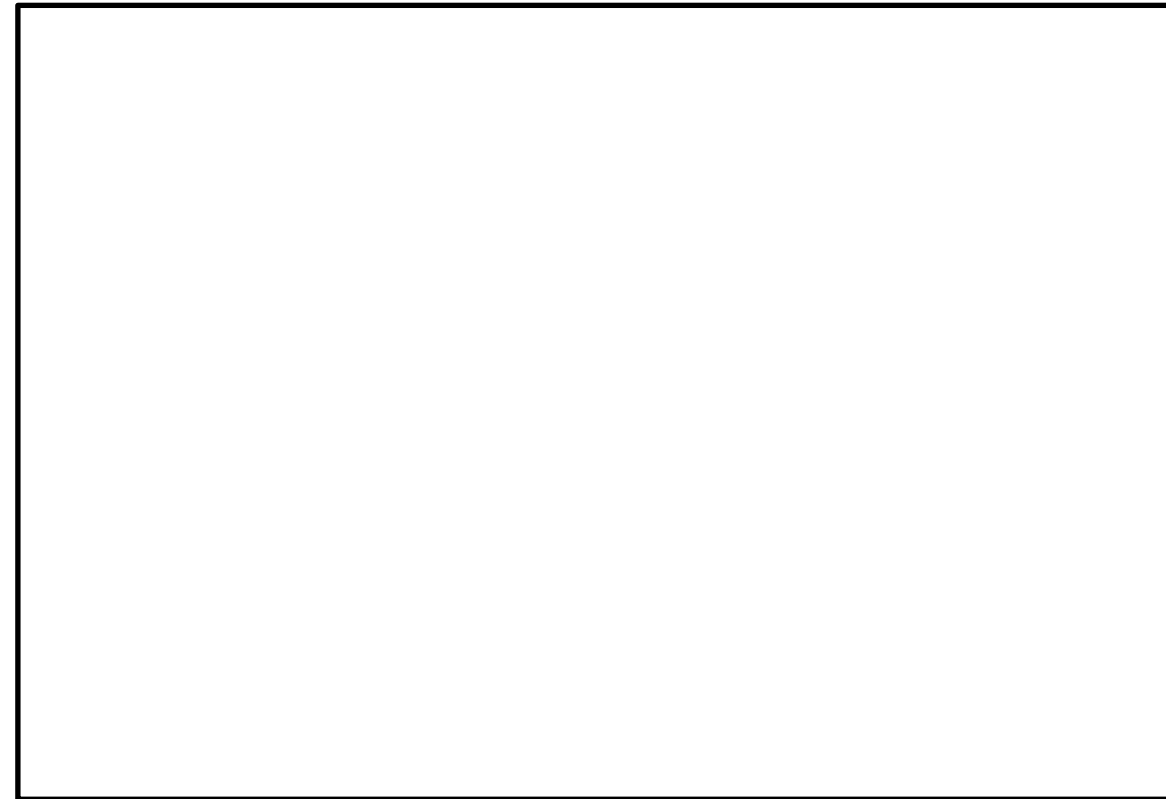


図 2 接続図 (低圧代替原子炉代替注水槽への供給 (海を水源とする場合))

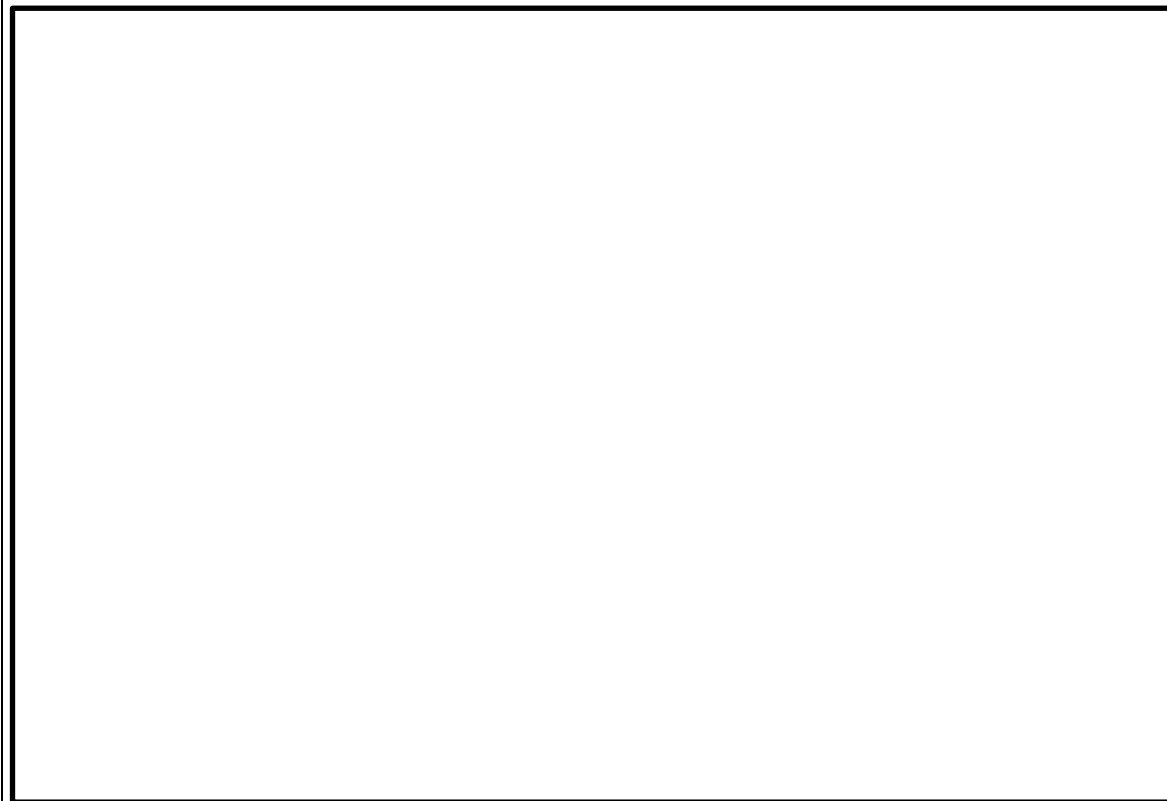


図 56-6-4 接続図 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いた各系統への水の供給 (海を水源とする場合))

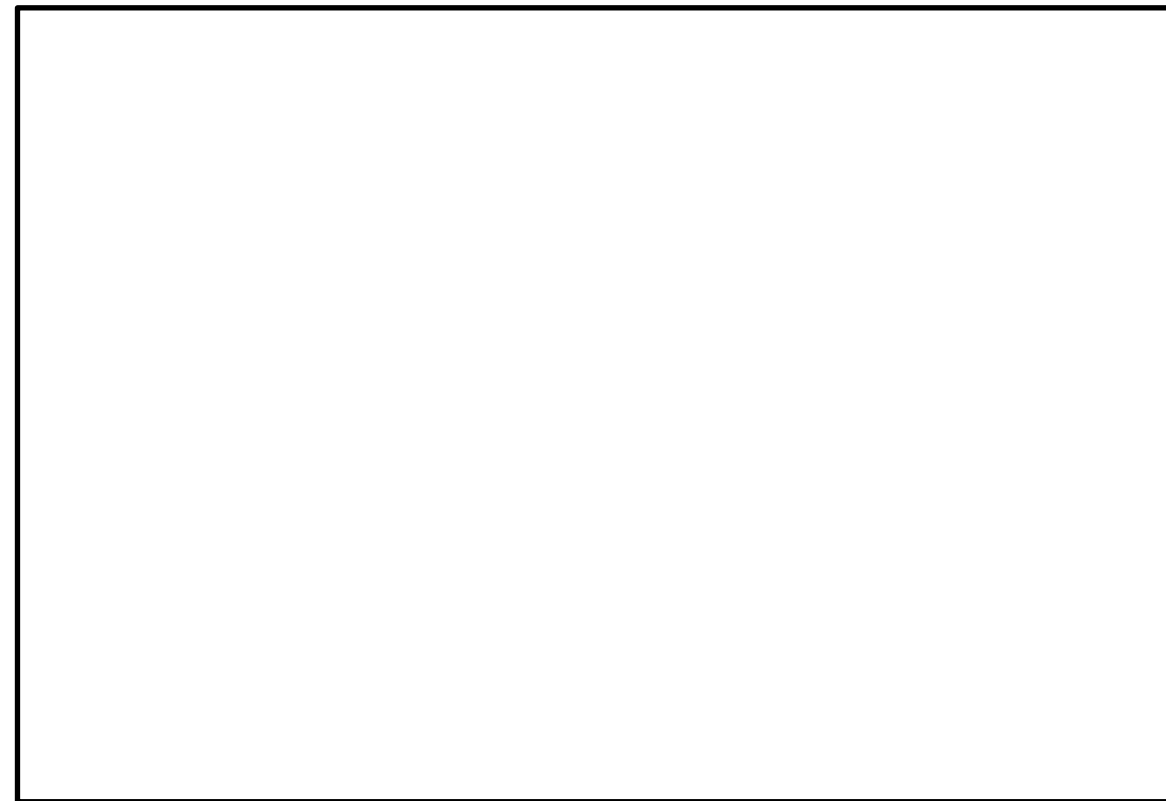


図 3 接続図 (大量送水車及び大型送水ポンプ車を用いた各系統への水の供給 (海を水源とする場合))

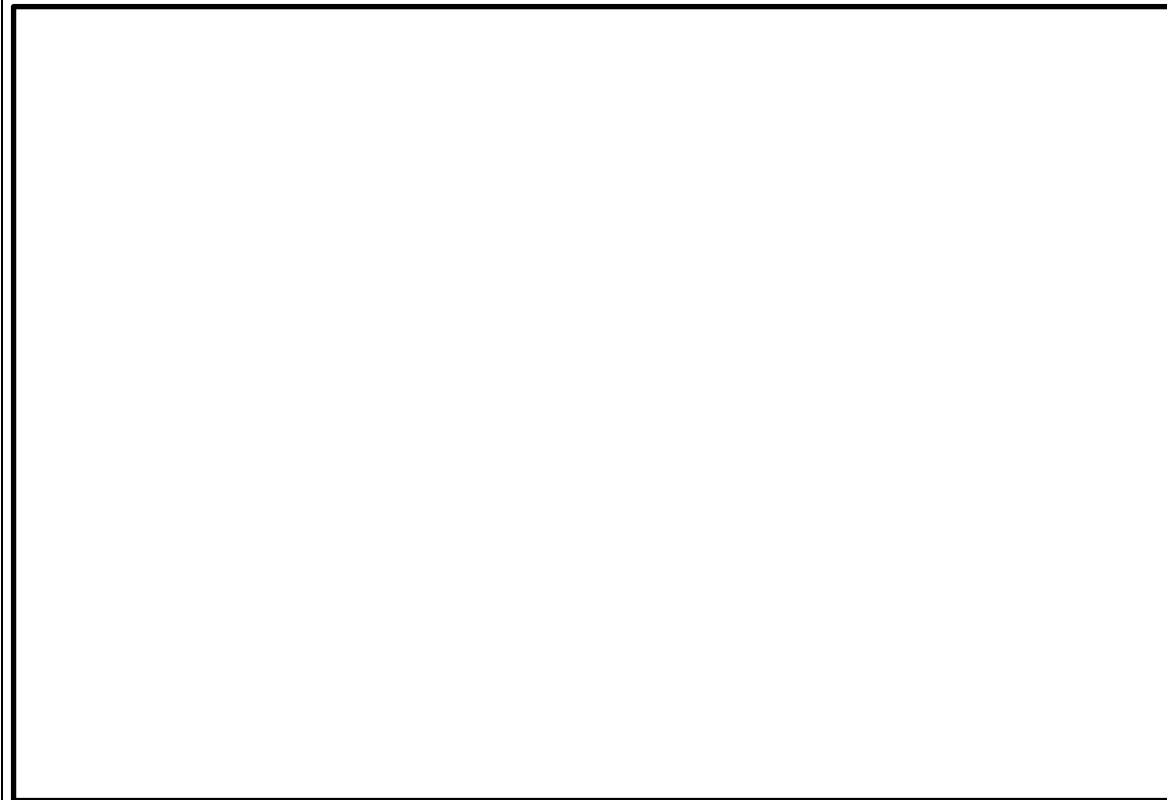


図 56-6-5 接続図 ((可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いた各系統への水の供給 (淡水貯水池を水源とする場合))

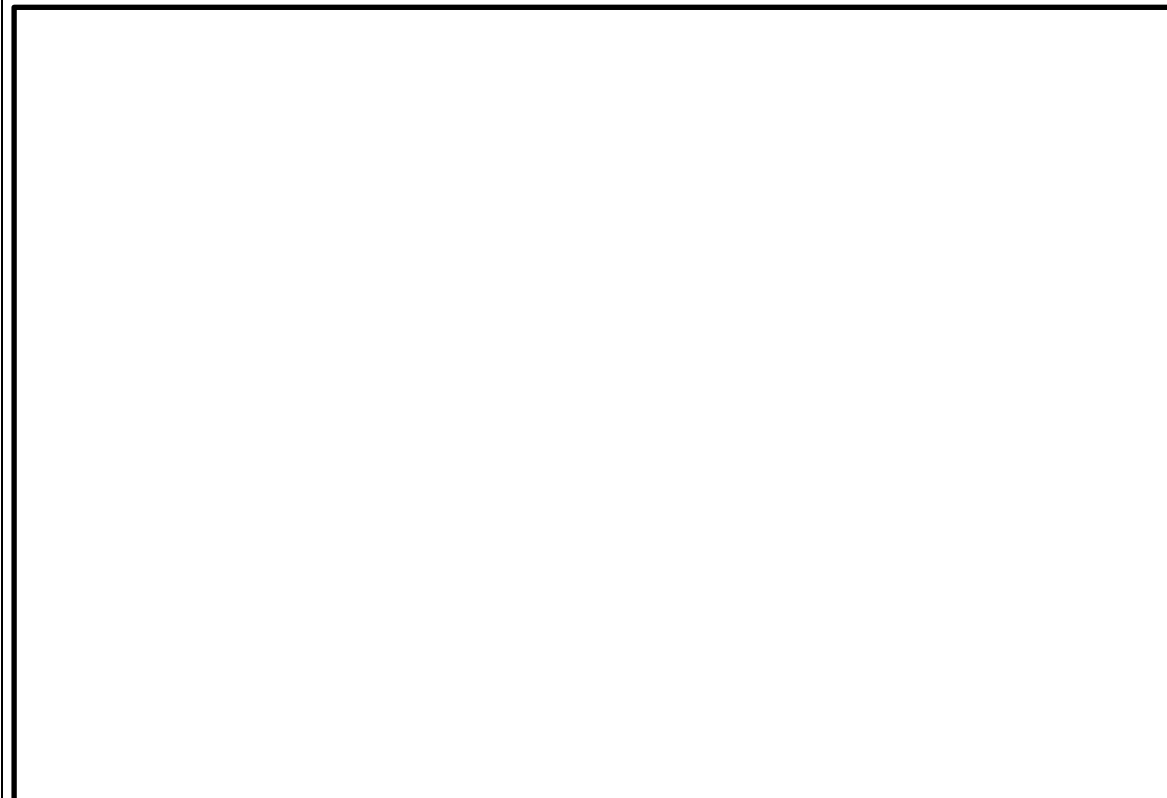


図 56-6-6 接続図 ((可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いた各系統への水の供給 (防火水槽を水源とする場合))

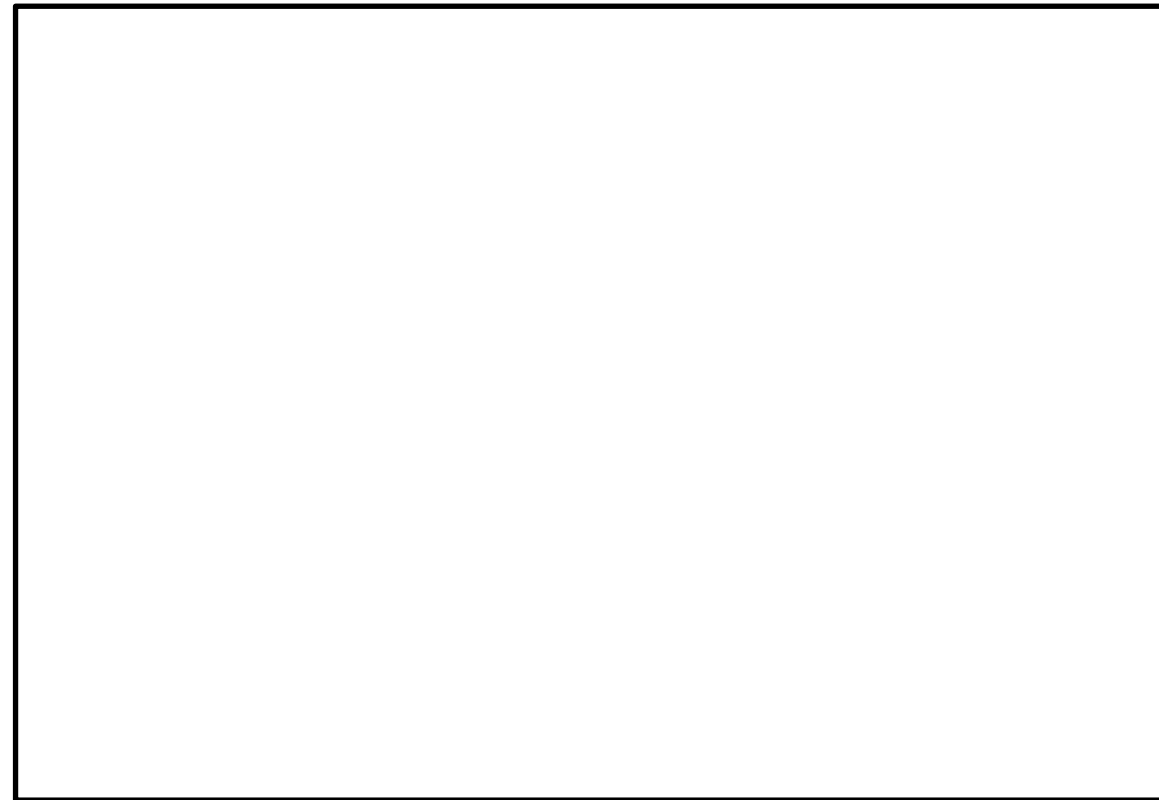


図 4 接続図 (大量送水車を用いた各系統への水の供給 (輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) を水源とする場合))

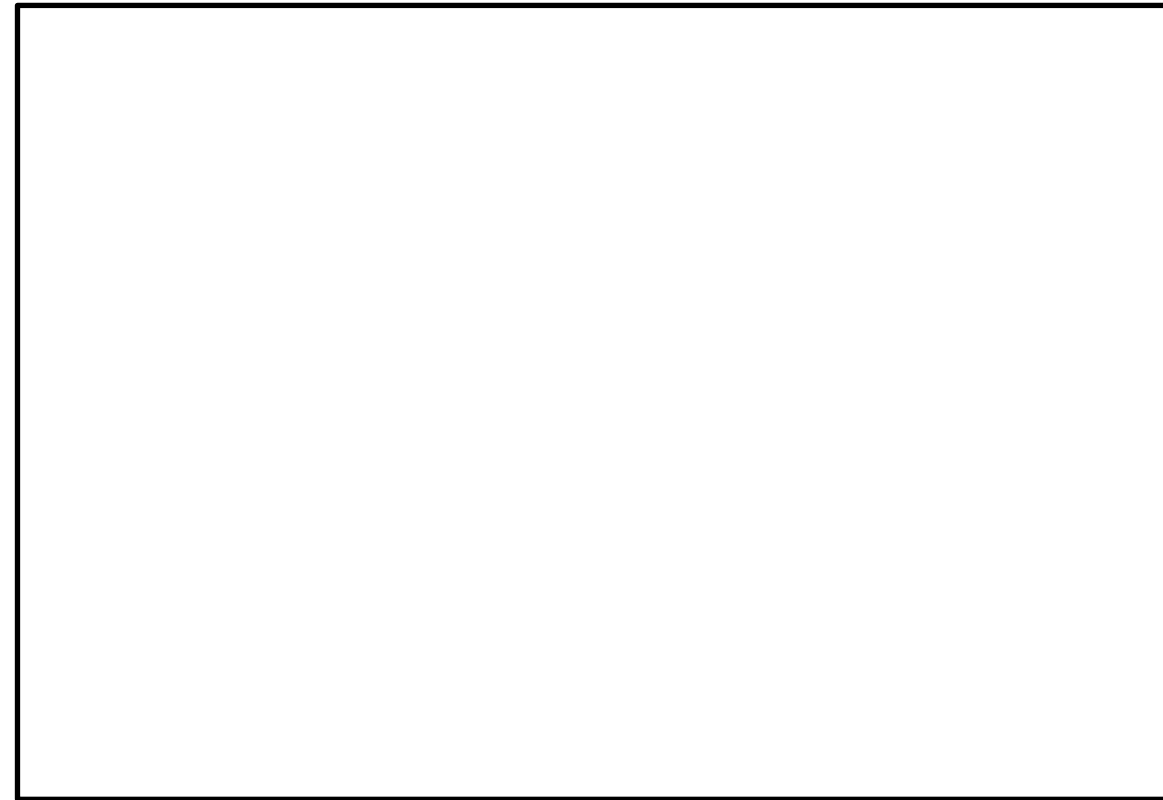


図5 接続図（屋内接続口へ接続する場合のホースルート図）（1 / 3）

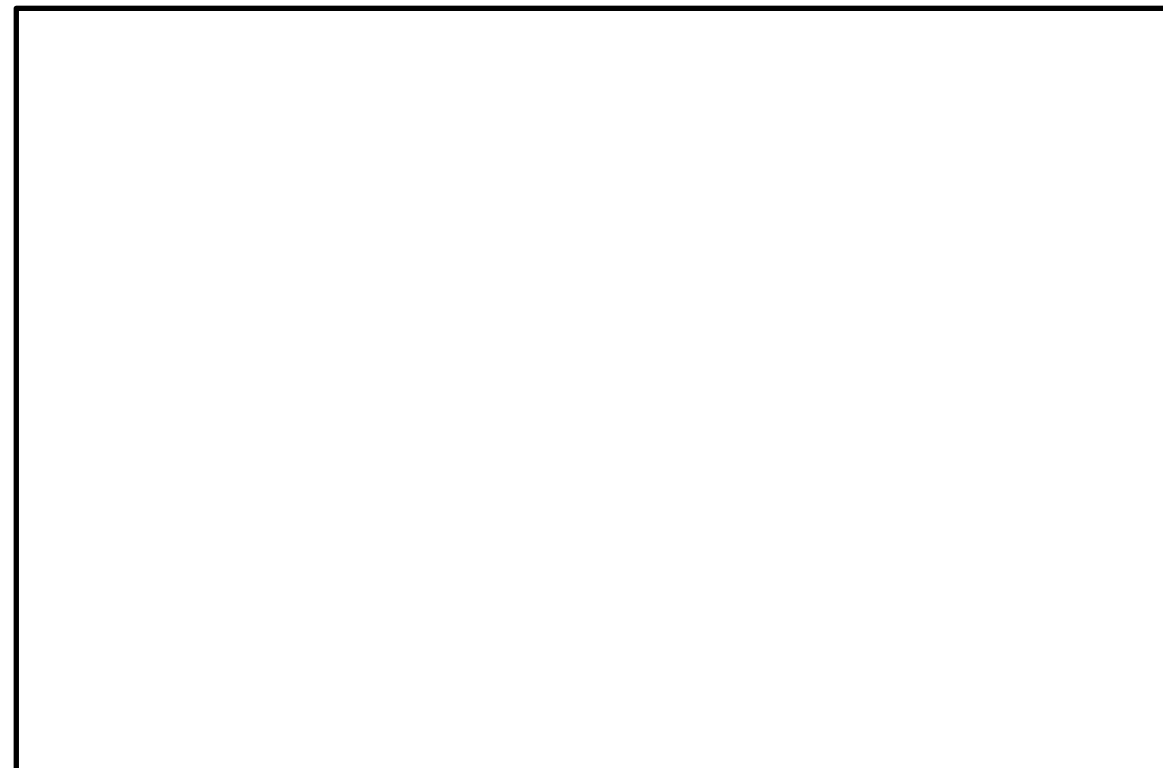


図5 接続図（屋内接続口へ接続する場合のホースルート図）（2 / 3）

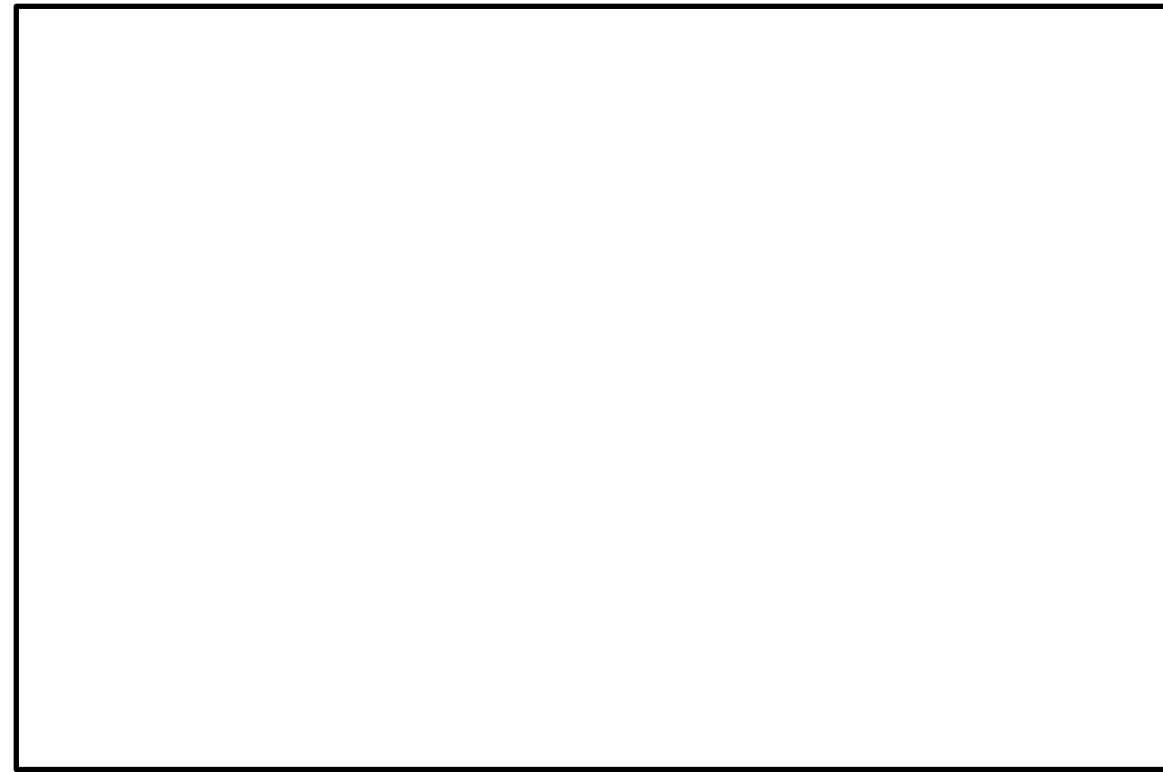


図5 接続図(屋内接続口へ接続する場合のホースルート図) (3 / 3)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="626 1016 765 1094">56-7 保管場所図</p>	<p data-bbox="1774 1016 1914 1094">56-7 保管場所図</p>	

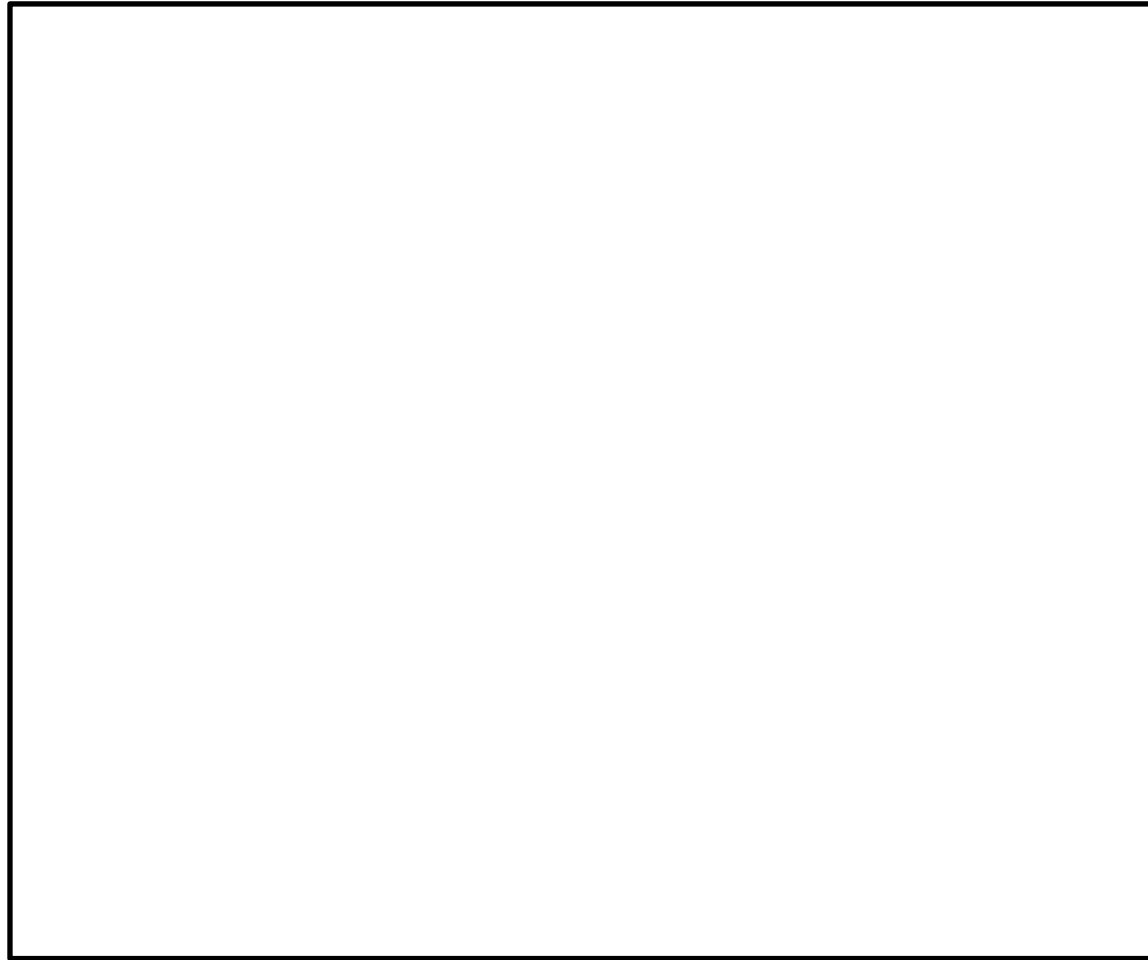


図 56-7-1 保管場所図 (位置の分散)

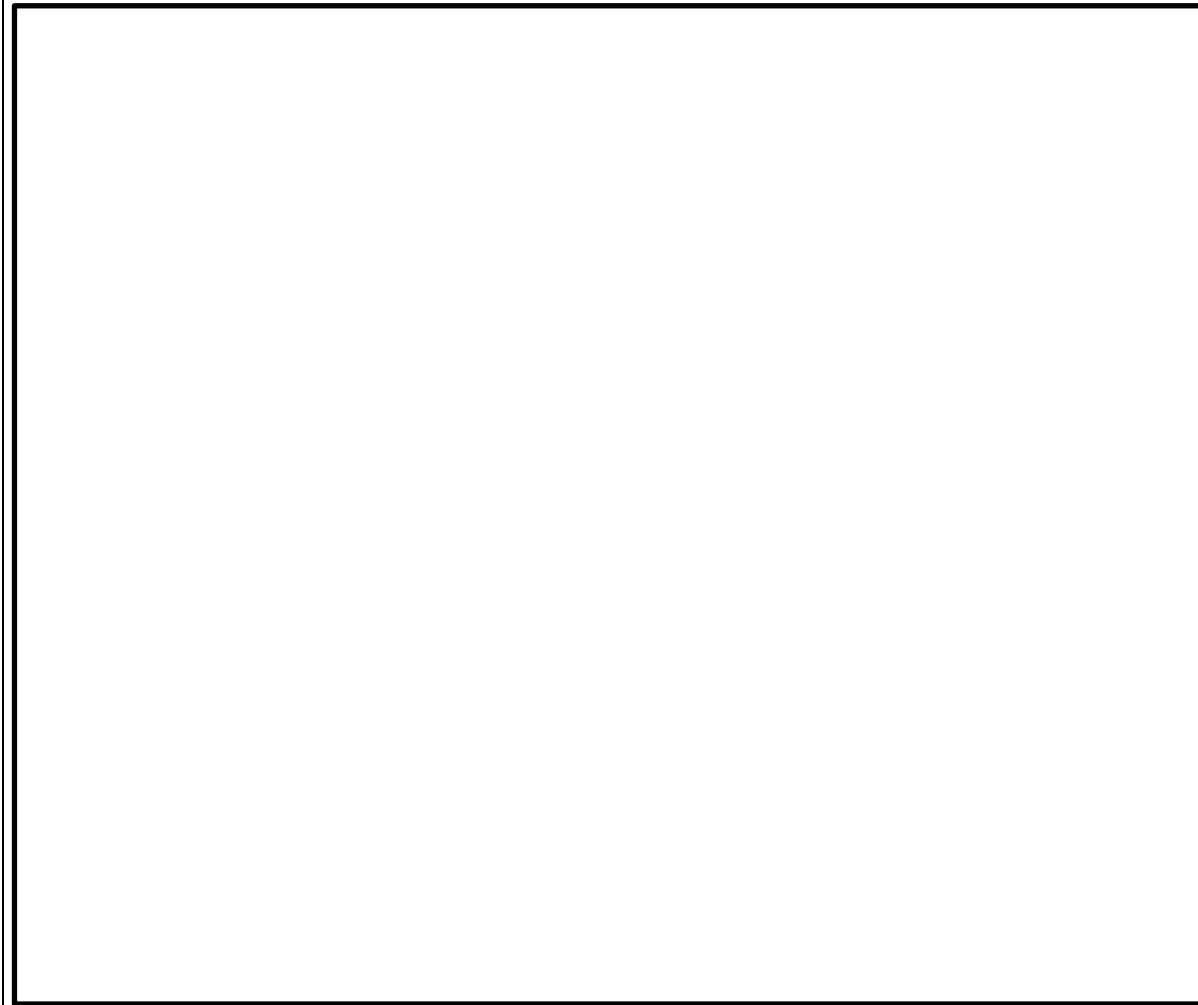


図 1 保管場所図 (位置の分散)

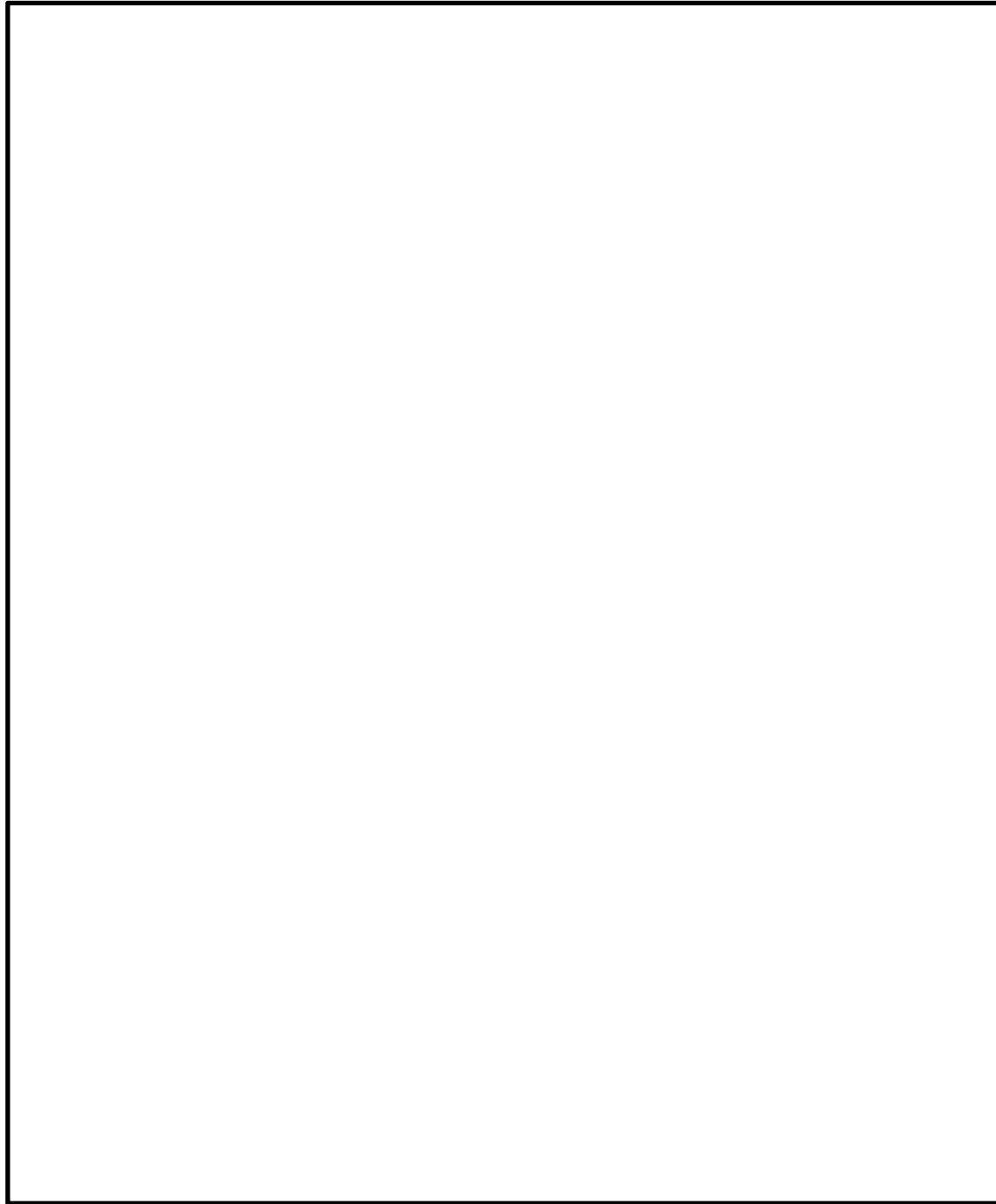


図 56-7-2 保管場所図(機器毎の配置)



図 2 保管場所図 (機器の配置) (1 / 2)

・資料構成の相違

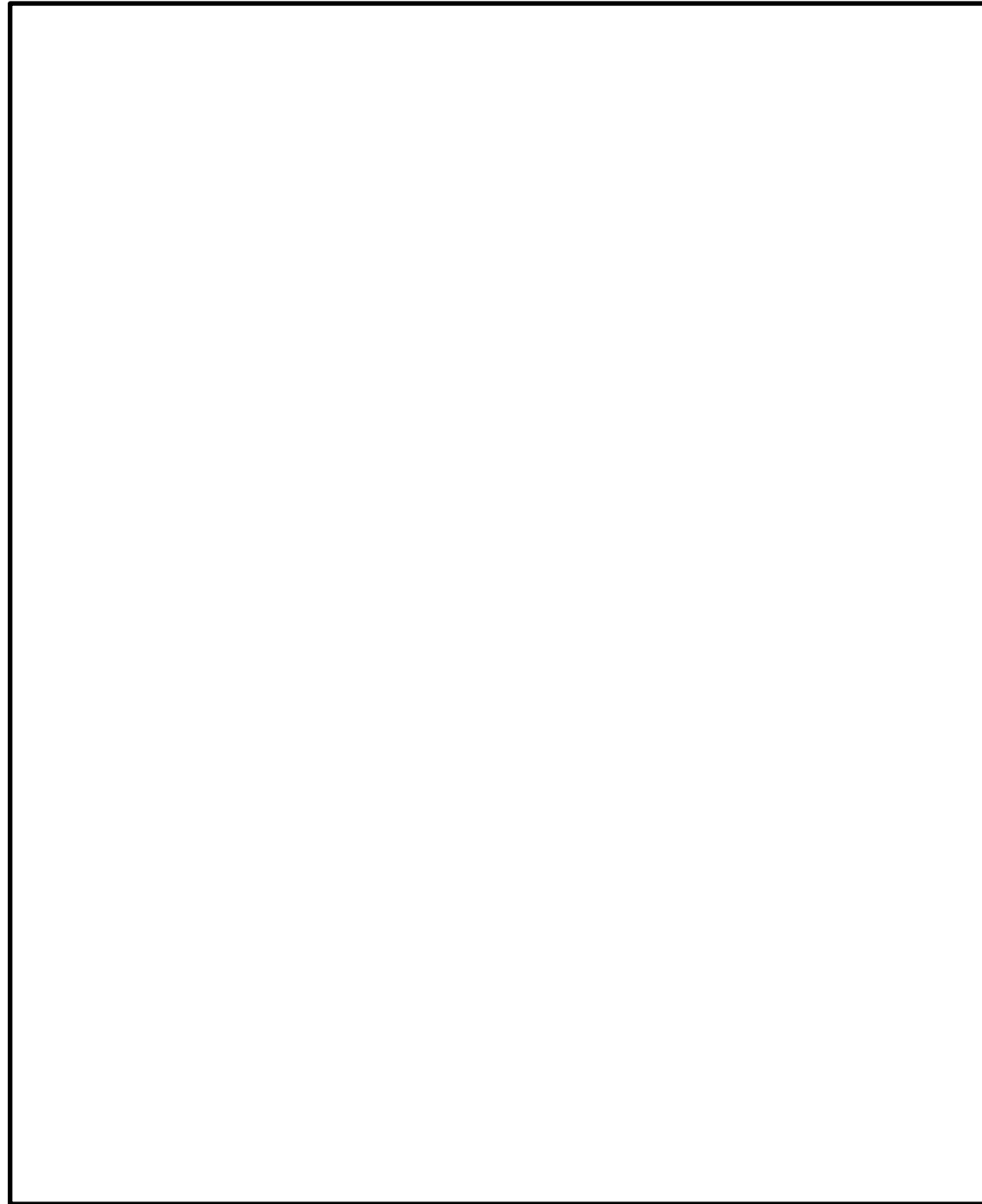


図3 保管場所図 (機器の配置) (2 / 2)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="587 1016 804 1094">56-8 アクセスルート図</p>	<p data-bbox="1745 1016 1961 1094">56-8 アクセスルート図</p>	

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

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

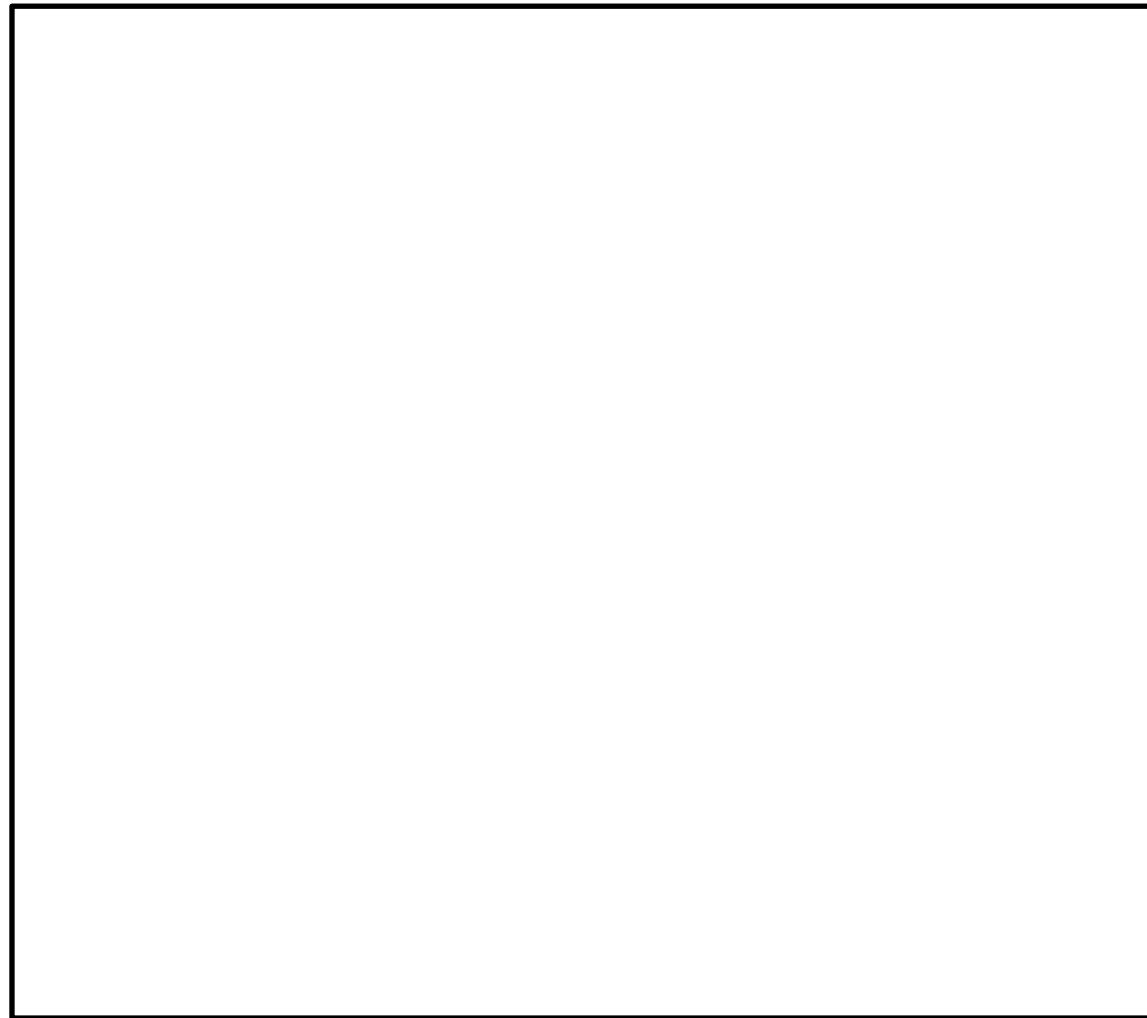


図56-8-1 保管場所及びアクセスルート図

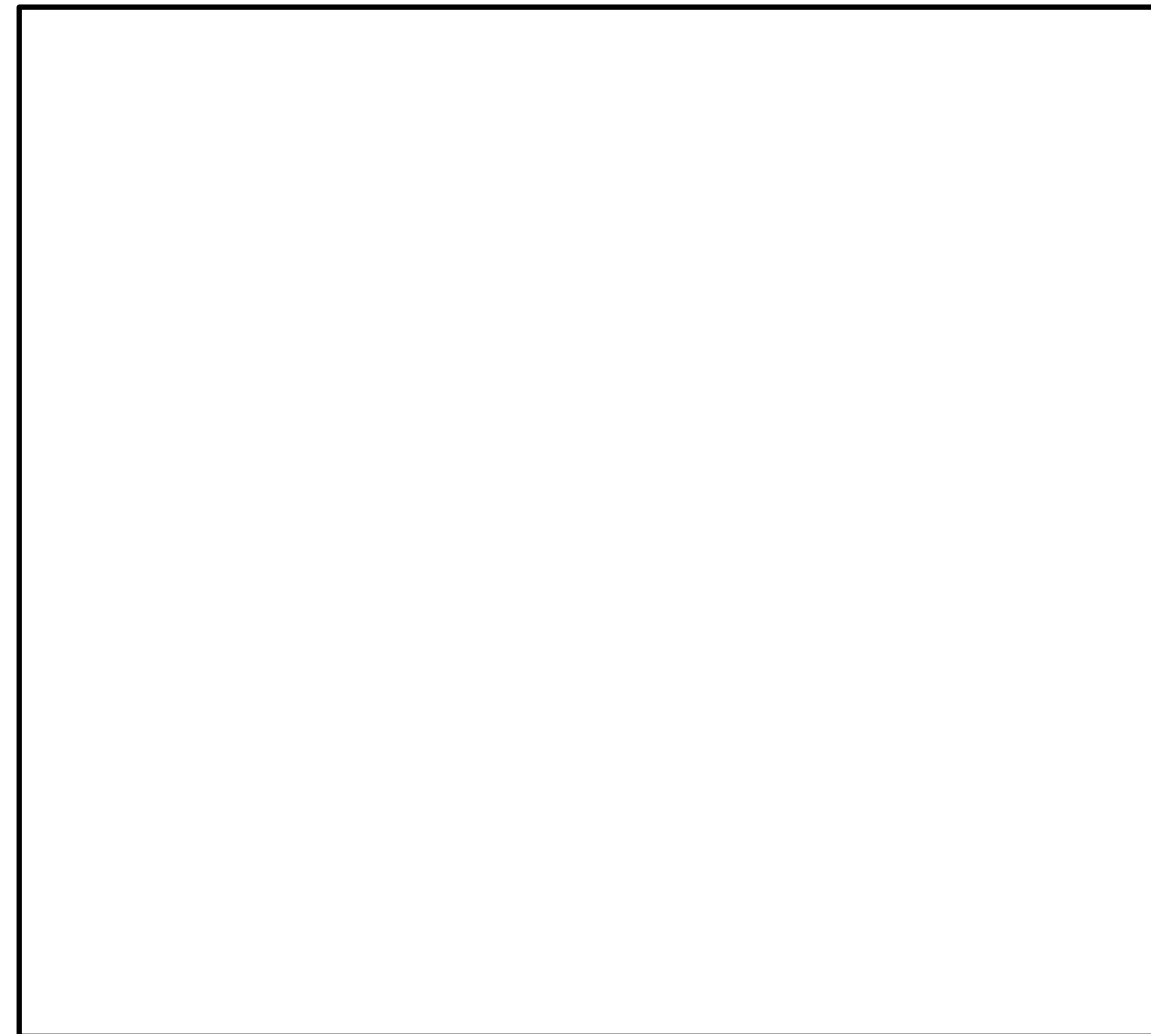


図1 保管場所及びアクセスルート図 (屋外)



図56-8-2 地震・津波発生時のアクセスルート図

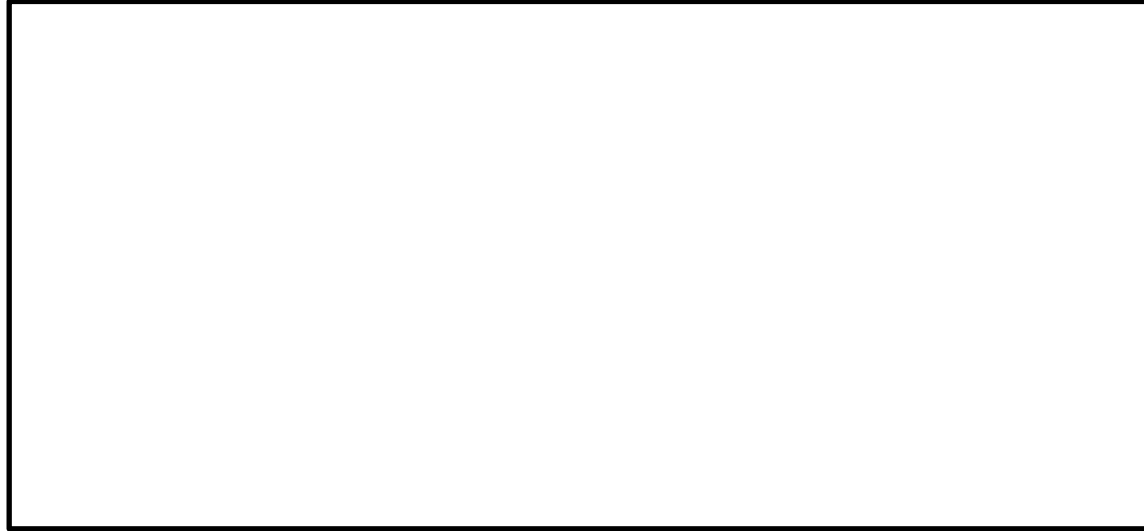


図56-8-3 森林火災発生時のアクセスルート図



図56-8-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
56-9 その他設備	56-9 その他設備	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. 代替淡水源の容量</p> <p>1.1 <u>淡水貯水池 (6号及び7号炉共用)</u> <u>淡水貯水池は、重大事故等の収束に必要な淡水を供給するための代替淡水源として設置する。</u></p> <p>1.1-1 <u>容量</u> <u>淡水貯水池の容量は、18,000m³とする。</u></p> <p><u>重大事故等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスのうち、水使用の観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスは</u></p> <p>① <u>【運転中の発電用原子炉における重大事故】</u> <u>雰囲気気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用しない場合</u> <u>(大破断LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失することを想定するシーケンスにおいて、事象収束のためにW/W ベントを実施する場合)</u> <u>: 水使用量 約7,400m³/号炉/7 日間</u> <u>(なお、事象収束のために代替循環冷却系を使用する場合は、約2,900m³/号炉/7 日間となる)</u></p> <p>であり、次いで</p> <p>② <u>【運転中の発電用原子炉における重大事故に至るおそれがある事故】</u> <u>崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)</u> <u>: 水使用量 約6,200m³/号炉/7 日間</u></p> <p>③ <u>【運転中の発電用原子炉における重大事故に至るおそれがある事故】</u> <u>LOCA 時注水機能喪失</u> <u>: 水使用量 約5,400m³/号炉/7 日間</u></p> <p>である。これらの水使用量に対して、<u>水源、移送ルート (配管) 全て常設である復水貯蔵槽の貯水量約1,700m³/号炉が枯渇する前に、可搬型の移送ルートを用いて供給する淡水源として淡水貯水池を設置する。</u></p> <p>6号及び7号炉において同時に重大事故等が発生したと想定する場合、<u>事故シーケンス①②③について考慮すべき組み合わせは以下の6パターンである。</u></p> <p><u>[パターンA] ① (W/W ベント) +① (代替循環冷却系) : 水使用量 約10,300m³</u> <u>[パターンB] ① (W/W ベント) +② : 水使用量 約13,600m³</u> <u>[パターンC] ① (W/W ベント) +③ : 水使用量 約12,800m³</u> <u>[パターンD] ②+② : 水使用量 約12,400m³</u> <u>[パターンE] ②+③ : 水使用量 約11,600m³</u></p>	<p>1. 代替淡水源の容量</p> <p>1.1 <u>輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2)</u> <u>輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) は、重大事故等の収束に必要な淡水を供給するための代替淡水源として設置する。</u></p> <p>1.2 <u>容量</u> <u>輪谷貯水槽 (西1) の容量は5,000m³、輪谷貯水槽 (西2) の容量は5,000m³とする。</u></p> <p>1.3 <u>水源使用量</u> <u>重大事故等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスのうち、水使用の観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスは</u></p> <p><u>【運転中の発電用原子炉における重大事故】</u> <u>雰囲気気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) : 残留熱代替除去系を使用しない場合</u></p> <p><u>: 水使用量 約5,316m³/7 日間</u></p> <p>である。</p> <p><u>上記事故シーケンスにおける水使用量約5,316m³は、輪谷貯水槽 (西1) の容量5,000m³に輪谷貯水槽 (西2) の容量5,000m³を加えた容量を下回るものである。</u></p>	<p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>[パターンF] ③+③ : 水使用量 約10,800m³</u> <u>(いずれも7日間の対応を考慮した場合の水使用量)</u></p> <p><u>なお、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)のシナリオについては、仮に両号炉において同時に発生したと想定する場合でも、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を用いた事象収束が第一となる。しかしながら、必要水量の評価においては、1つの号炉において代替循環冷却系の使用に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベント(W/Wベント)を行うことを想定するものとする。したがって、上述の組み合わせにおいて考慮すべき①(W/Wベント)の数は1号炉分までとする。</u></p> <p><u>上述の組み合わせパターンのうち、最も水使用量が多いパターンはパターンBであり、その場合の水使用量は約13,600m³である。これは、復水貯蔵槽の貯水量約1,700m³/号炉に淡水貯水池の容量18,000m³を加えた淡水量を下回るものである。</u></p> <p><u>なお、上述の組み合わせパターンにおける水使用量については、事象発生から一定時間後に除熱機能を復旧させ、サプレッション・チェンバのプール水を水源とする注水・スプレイに切り替えることで減少させることが可能である。例えば、事象発生から40時間時点で切り替えに成功した場合、1号炉あたり約2,800m³減少させることができる。このような対応を可能とする対策を講じることにより、淡水貯水池の容量が有する裕度を更に向上させていく。</u></p> <p><u>1.2 防火水槽</u> <u>防火水槽は重大事故等の収束に必要な淡水を供給するための代替淡水源として設置する。</u></p> <p><u>1.2-1 容量 (100m³)</u> <u>防火水槽については、淡水貯水池からの供給(予備のNo.17 防火水槽は除く)、及び海水からの供給が可能な設計としている。</u></p>		

2. 淡水タンクを利用した水の供給設備の整備

重大事故等の収束に必要な水を供給するための自主対策設備として、淡水タンクであるろ過タンク・純水タンクを利用した水の供給設備を整備する。

2. 1. 設備概要

淡水タンクを利用した水の供給設備を図56-9-1 に示す。

純水タンクが健全であり外部電源や仮設発電機により交流電源が確保できた場合には、純水タンクから純水ポンプを使用して復水貯蔵槽へ供給できる構成である。また、ろ過タンク・純水タンクが健全な場合に、ホースを使用してこれら淡水タンクから防火水槽へ水が供給できるとともに、淡水貯水池から淡水タンクへの供給もできる構成である。

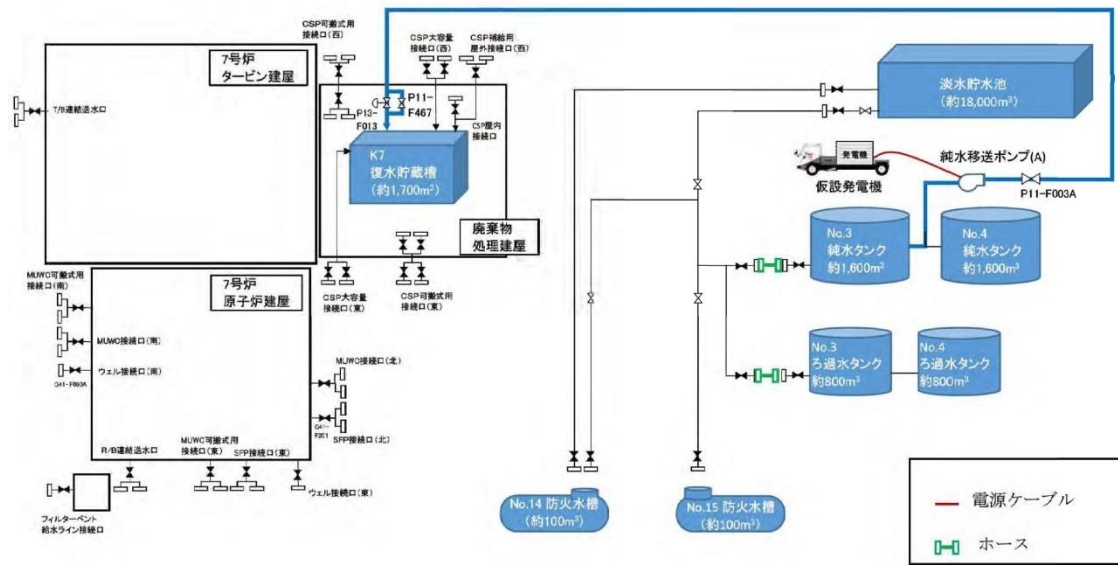


図 56-9-1 純水タンクから復水貯蔵槽への供給

2. 淡水タンクを利用した水の供給設備の整備

重大事故等の収束に必要な水を供給するための自主対策設備として、淡水タンクである純水タンク、1号ろ過タンク、2号ろ過タンク、非常用ろ過タンクを利用した水の供給設備を整備する。

2. 1 設備概要

淡水タンクを利用した水の供給設備を図1, 2に示す。

低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクを水源とした各種注水時において、純水タンク、1号ろ過タンク、2号ろ過タンク及び非常用ろ過タンクから大量送水車及びホースを使用して低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクへ水を供給できる構成である。

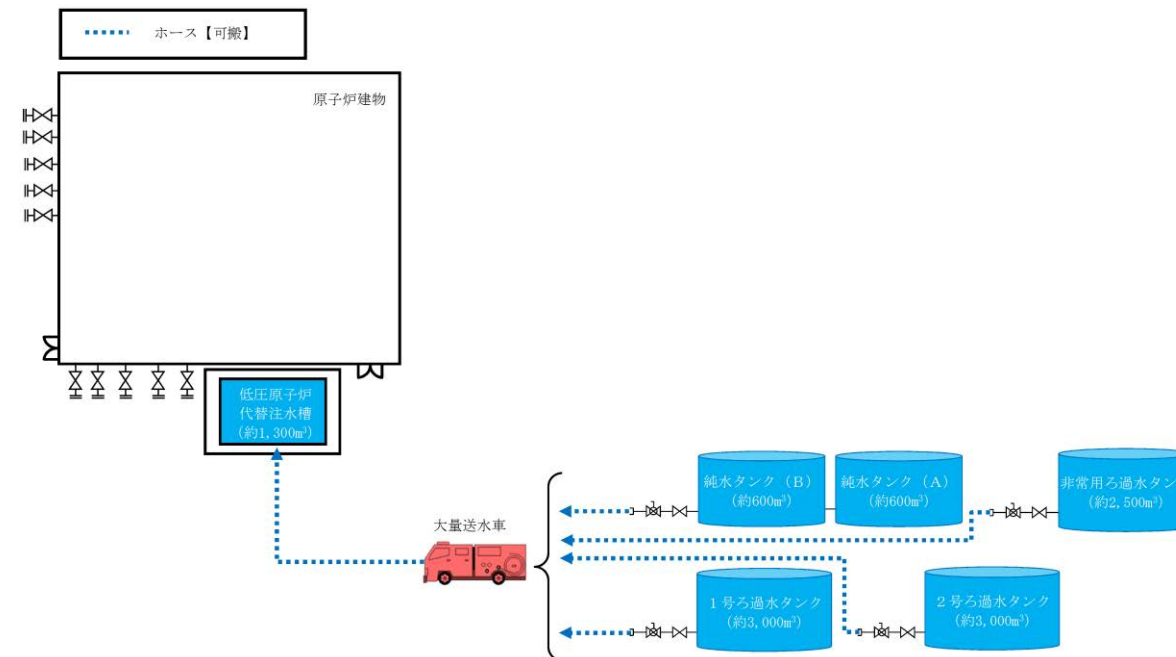


図 1 淡水タンク(純水タンク, 1号ろ過タンク, 2号ろ過タンク及び非常用ろ過タンク)から低圧原子炉代替注水槽への供給

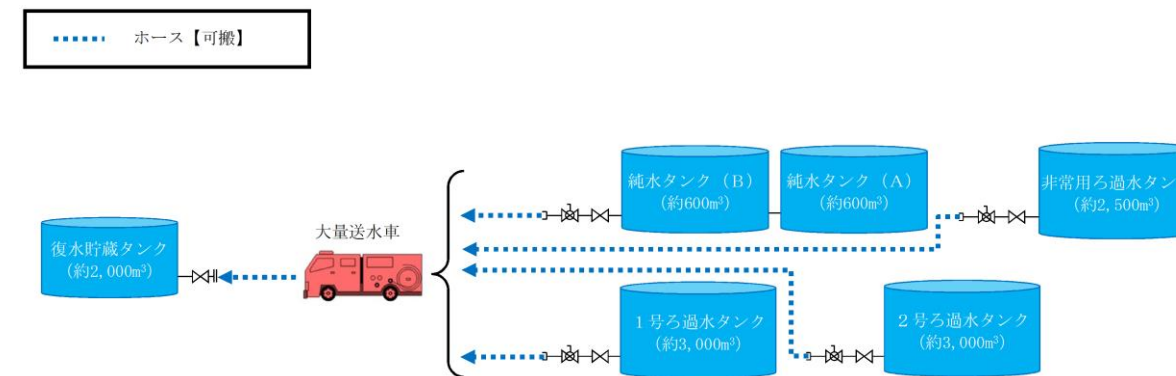


図 2 淡水タンク(純水タンク, 1号ろ過タンク, 2号ろ過タンク及び非常用ろ過タンク)から復水貯蔵タンクへの供給

- ・設備の相違
純水タンクから送水する設備の相違
- ・水源構成の相違
- ・設備の相違
淡水タンクを水源とした水の供給設備の相違

- ・設備の相違
淡水タンクを水源とした水の供給設備の相違

3. 輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）を利用した水の供給設備の整備
重大事故等の収束に必要となる水を供給するための自主対策設備として、輪谷貯水槽（東1）
及び輪谷貯水槽（東2）を利用した水の供給設備を整備する。

3. 1 設備概要

輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）を利用した水の供給設備を図3に示す。
輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした各種注水時において、輪谷貯
水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）が健全な場合には、輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯
水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）へ大量送水車及びホースを
使用して水を供給できる構成である。

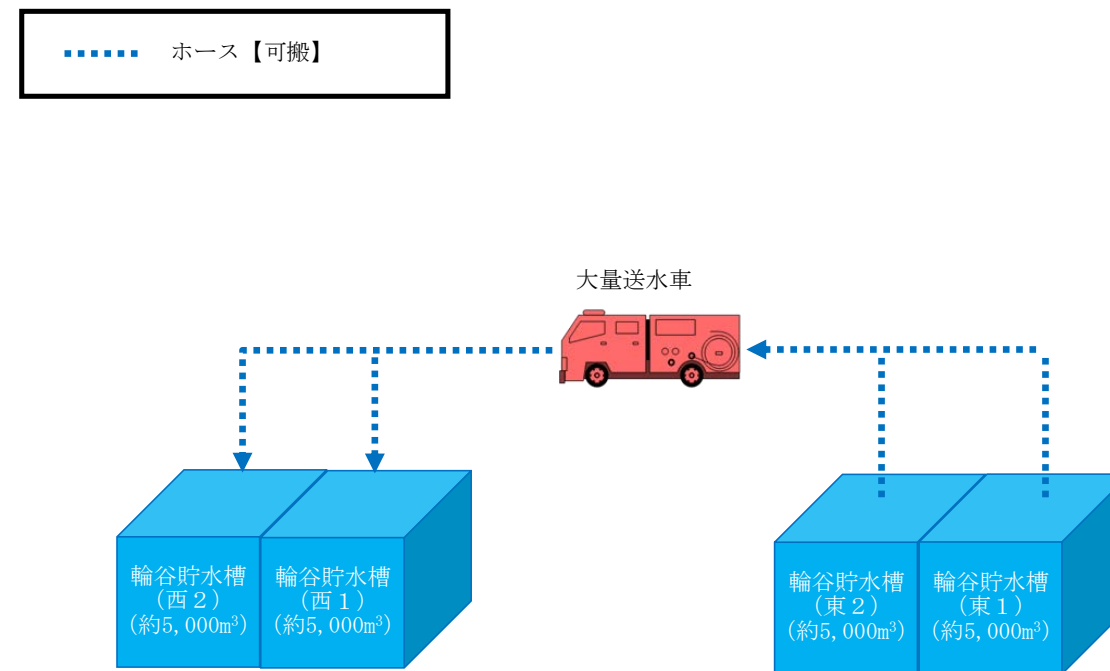


図3 輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽
（西2）への供給

・設備の相違
 代替淡水源（措置）へ補給する水源の相違

3. 複数の海水取水手段の整備

3.1. 設備概要

海水を水源とし水を移送する場合、取水場所を海水取水路からだけでなく護岸から、また、取水ポンプを海水取水ポンプだけではなく可搬型代替注水ポンプから取水することで、多様性を持った設計とする。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。概要図を図 56-9-2, 3 に示す。

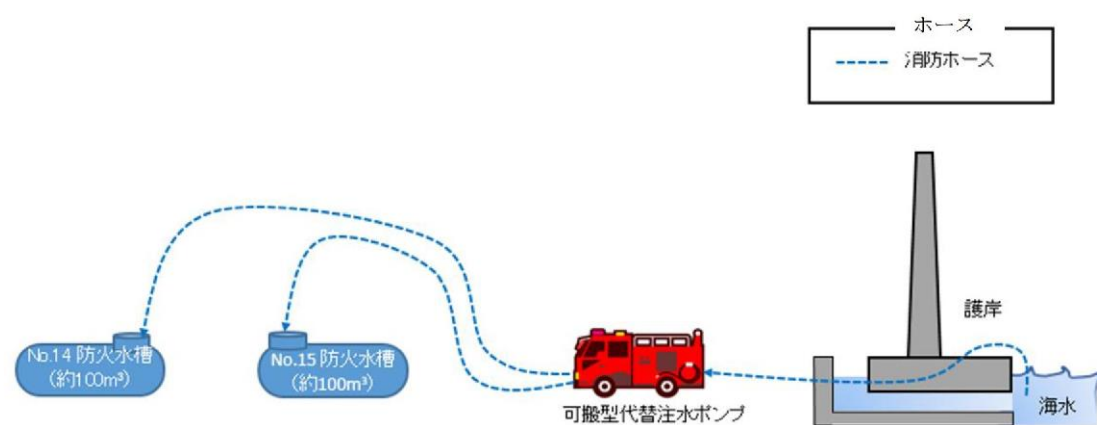


図 56-9-2 可搬型代替注水ポンプを用いた海水の取水

4. 複数の海水取水手段の整備

4. 1 設備概要

海を水源とし水を移送する場合、取水場所を非常用取水設備からだけでなく2号炉放水槽、1号炉取水槽、3号炉取水管点検立杭及び荷揚場から、又は、可搬型設備を大型送水ポンプ車だけでなく大量送水車から取水することで、多様性を持った設定とする。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。概要図を図4, 5に示す。

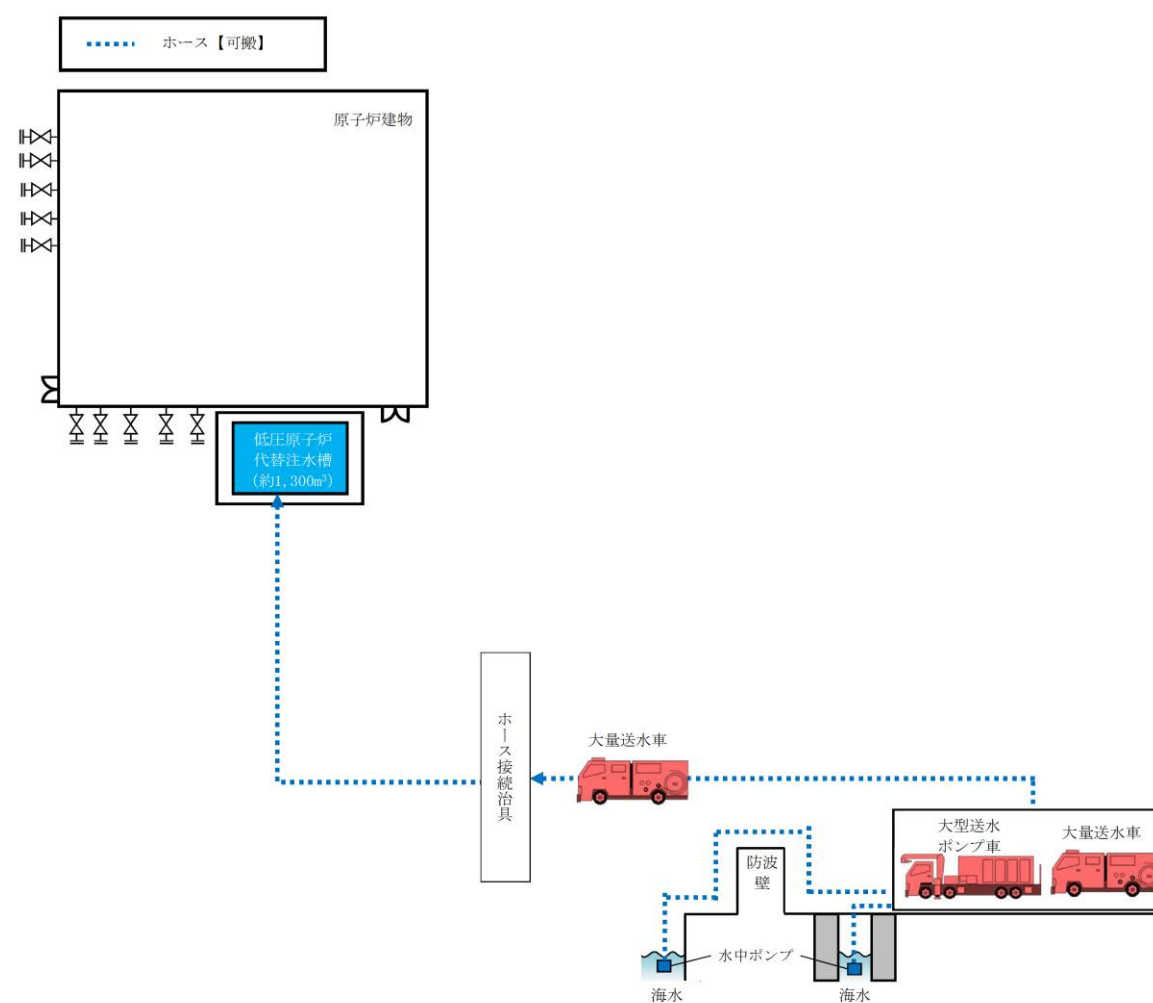


図4 大型送水ポンプ車又は大量送水車を用いた海水の取水

・設備の相違

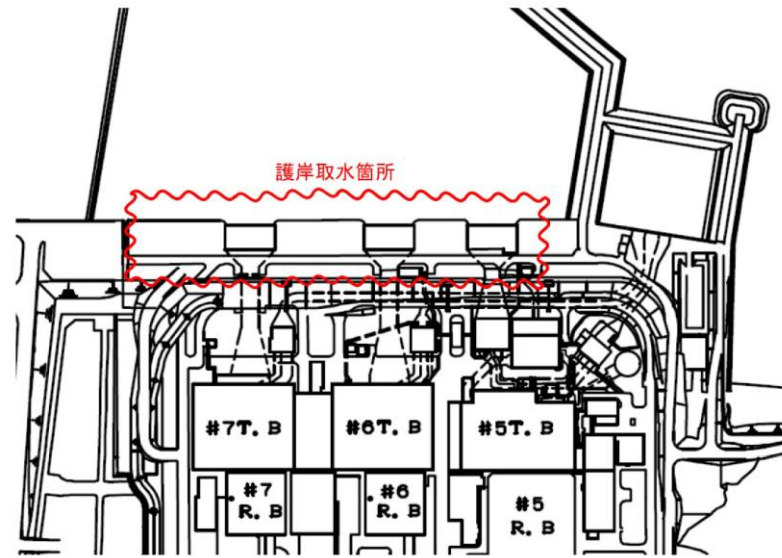


図 56-9-3 護岸取水箇所

4. ホース及び水頭差を利用した淡水送水手段の整備

4.1. 設備概要

水源として淡水貯水池を使用する場合、予め敷設しているホースが健全であることが確認できた場合には、ホース及び水頭差を利用し、淡水貯水池の淡水を6号及び7号炉近傍まで送水できる設計とする。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。系統概要図を図 56-9-4 に示す。

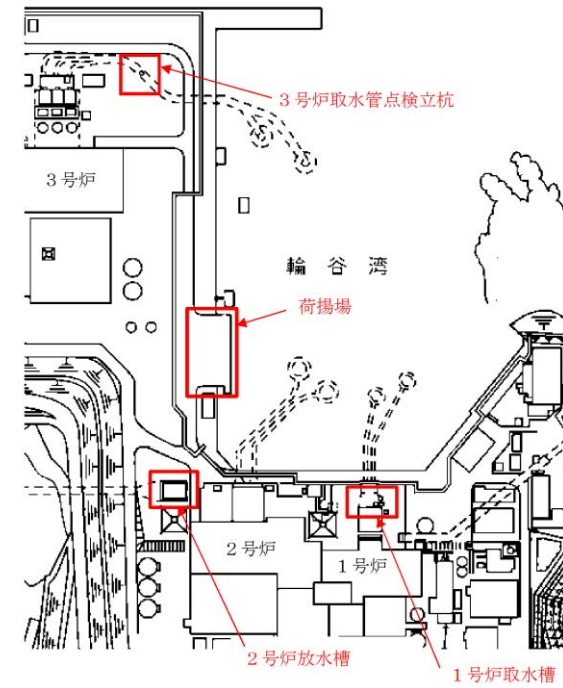


図 5 取水箇所

・設備の相違

・設備の相違

島根2号炉は、淡水移送手段として、大量送水車及びホースを使用して淡水を移送

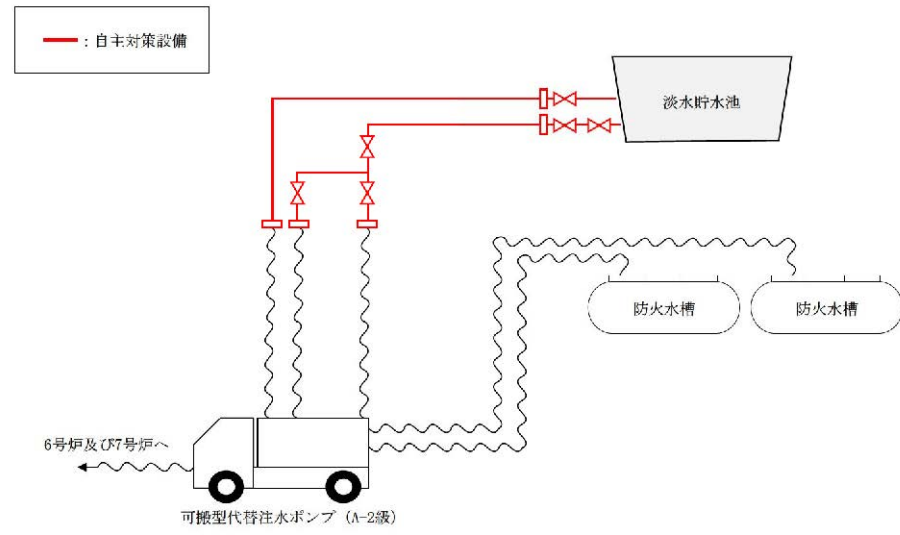


図 56-9-4 系統概要図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p style="text-align: center;"><u>56-10</u> <u>各号炉の弁名称及び弁番号</u></p>		<p>・島根 2 号炉は単独申請であり 該当資料なし</p>

条文適合性資料本文中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56-10-1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
CSP 外部注水ライン 東側注入弁(A)	6号機CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)	P13-F1001	7号機CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)	P13-F036A
CSP 外部注水ライン 東側注入弁(B)	6号機CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)	P13-F1002	7号機CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)	P13-F036B
CSP 外部注水ライン 西側注入弁(A)	6号機CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)	P13-F1007	7号機CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)	P13-F041A
CSP 外部注水ライン 西側注入弁(B)	6号機CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)	P13-F1008	7号機CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)	P13-F041B

・島根2号炉は単独申請であり
該当資料なし