

(m) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (格納容器バイパスの監視)

※: 有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器

項目	格納容器バイパスの監視			
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	
主要 パラメータ	原子炉压力容器内の状態			
	原子炉水位 (広帯域)	-3200~3500mm ^{*1}	-6872~1650mm ^{*1}	
	原子炉水位 (燃料域)	-4000~1300mm ^{*2}	-3680~4843mm ^{*2}	
	原子炉水位 (SA)	-3200~3500mm ^{*1} -8000~3500mm ^{*1}	-6872~1650mm ^{*1}	
	原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値: 8.48MPa [gage]	
	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.48MPa [gage]	
	原子炉格納容器内の状態			
	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	最大値: 138℃	
	格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa [abs]	最大値: 246kPa [gage]	
	原子炉建屋内の状態			
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	0~12MPa [gage]	最大値: 11.8MPa [gage]	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~3.5MPa [gage]	最大値: 3.5MPa [gage]	
	代替 パラメータ	原子炉压力容器内の状態		
		①原子炉水位 (SA) (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)	-3200~3500mm ^{*1} -8000~3500mm ^{*1}	-6872~1650mm ^{*1}
①原子炉水位 (広帯域) (原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)		-3200~3500mm ^{*1}	-6872~1650mm ^{*1}	
①原子炉水位 (燃料域) (原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)		-4000~1300mm ^{*2}	-3680~4843mm ^{*2}	
①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)		0~10MPa [gage]	最大値: 8.48MPa [gage]	
①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)		0~11MPa [gage]	最大値: 8.48MPa [gage]	
②原子炉压力容器温度 (原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)		0~350℃	最大値: 300℃	
原子炉格納容器内の状態				
①格納容器内圧力 (S/C) (格納容器内圧力 (D/W) の代替)		0~980.7kPa [abs]	最大値: 177kPa [gage]	
①格納容器内圧力 (D/W) (ドライウエル雰囲気温度の代替)		0~1000kPa [abs]	最大値: 246kPa [gage]	
②ドライウエル雰囲気温度 (格納容器内圧力 (D/W) の代替)		0~300℃	最大値: 138℃	
③ [格納容器内圧力 (D/W)] ※ (格納容器内圧力 (D/W) の代替)		0~500kPa [abs]	最大値: 246kPa [gage]	
原子炉建屋内の状態				
①原子炉圧力		0~10MPa [gage]	最大値: 8.48MPa [gage]	
①原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.48MPa [gage]		
② [エリア放射線モニタ] ※	10 ⁻⁴ ~1mSv/h	-		

(m) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (格納容器バイパスの監視)

※: 有効監視パラメータ

項目	格納容器バイパスの監視			
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	
主要 パラ メータ	原子炉压力容器内の状態			
	原子炉水位 (広帯域)	-400~150cm ^{**1}	-798~132cm ^{**1}	
	原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm ^{**1}	-798~132cm ^{**1}	
	原子炉水位 (SA)	-900~150cm ^{**1}	-798~132cm ^{**1}	
	原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	
	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	
	原子炉格納容器内の状態			
	ドライウエル温度 (SA)	0~300℃	最大値: 145℃	
	ドライウエル圧力 (SA)	0~1,000kPa [abs]	最大値: 324kPa [gage]	
	原子炉建屋内の状態			
	残留熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	最大値: 1.0MPa [gage]	
	低圧炉心スプレーポンプ出口圧力	0~5MPa [gage]	最大値: 2.0MPa [gage]	
	代替 パラ メータ	原子炉压力容器内の状態		
		① 原子炉水位 (SA) (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)	-400~150cm ^{**1}	-798~132cm ^{**1}
① 原子炉水位 (広帯域) (原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)		-800~-300cm ^{**1}	-798~132cm ^{**1}	
① 原子炉水位 (燃料域) (原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)		-900~150cm ^{**1}	-798~132cm ^{**1}	

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																														
<table border="1"> <tr> <td data-bbox="181 289 308 367"></td> <td data-bbox="308 289 1243 367"> *1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1224cm) *2: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 367 308 548">計測目的</td> <td data-bbox="308 367 1243 548"> 重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。 なお、格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 548 308 1738">推定方法</td> <td data-bbox="308 548 1243 1738"> <p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力容器温度 飽和温度/圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0~約 16.4MPa [gage]</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (D/W) が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-10 よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲: 100~170℃</p> <p>①格納容器内圧力 (S/C) ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度 原子炉格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-13 より格納容器内圧力 (D/W) の推定を行う。 推定可能範囲: 101~787.7kPa [abs]</p> <p>③ [格納容器内圧力 (D/W)] 常用計器で格納容器内圧力 (D/W) を計測することにより、推定する。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから、原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) により推定する。</p> </td> </tr> </table>		*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1224cm) *2: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。 なお、格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。	推定方法	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力容器温度 飽和温度/圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0~約 16.4MPa [gage]</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (D/W) が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-10 よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲: 100~170℃</p> <p>①格納容器内圧力 (S/C) ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度 原子炉格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-13 より格納容器内圧力 (D/W) の推定を行う。 推定可能範囲: 101~787.7kPa [abs]</p> <p>③ [格納容器内圧力 (D/W)] 常用計器で格納容器内圧力 (D/W) を計測することにより、推定する。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから、原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) により推定する。</p>	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1350 258 1498 352">①</td> <td data-bbox="1498 258 1872 352">原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td data-bbox="1872 258 2116 352">0~10MPa [gage]</td> <td data-bbox="2116 258 2359 352">最大値: 8.29MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 352 1498 447">①</td> <td data-bbox="1498 352 1872 447">原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)</td> <td data-bbox="1872 352 2116 447">0~11MPa [gage]</td> <td data-bbox="2116 352 2359 447">最大値: 8.29MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 447 1498 562">②</td> <td data-bbox="1498 447 1872 562">原子炉圧力容器温度 (SA) (原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td data-bbox="1872 447 2116 562">0~500℃</td> <td data-bbox="2116 447 2359 562">最大値: 302℃</td> </tr> <tr> <td colspan="4" data-bbox="1350 562 2359 604">原子炉格納容器内の状態</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 604 1498 720">①</td> <td data-bbox="1498 604 1872 720">ドライウエル圧力 (SA) (ドライウエル温度 (SA) の代替)</td> <td data-bbox="1872 604 2116 720">0~1,000kPa [abs]</td> <td data-bbox="2116 604 2359 720">最大値: 324kPa [gage]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 720 1498 835">①</td> <td data-bbox="1498 720 1872 835">サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA) (ドライウエル圧力 (SA) の代替)</td> <td data-bbox="1872 720 2116 835">0~1,000kPa [abs]</td> <td data-bbox="2116 720 2359 835">最大値: 206kPa [gage]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 835 1498 951">②</td> <td data-bbox="1498 835 1872 951">ドライウエル温度 (SA) (ドライウエル圧力 (SA) の代替)</td> <td data-bbox="1872 835 2116 951">0~300℃</td> <td data-bbox="2116 835 2359 951">最大値: 145℃</td> </tr> <tr> <td colspan="4" data-bbox="1350 951 2359 993">原子炉建屋内の状態</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 993 1498 1066">①</td> <td data-bbox="1498 993 1872 1066">原子炉圧力</td> <td data-bbox="1872 993 2116 1066">0~10MPa [gage]</td> <td data-bbox="2116 993 2359 1066">最大値: 8.29MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 1066 1498 1140">①</td> <td data-bbox="1498 1066 1872 1140">原子炉圧力 (SA)</td> <td data-bbox="1872 1066 2116 1140">0~11MPa [gage]</td> <td data-bbox="2116 1066 2359 1140">最大値: 8.29MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 1140 1498 1234">②</td> <td data-bbox="1498 1140 1872 1234">[エリア放射線モニタ]**</td> <td data-bbox="1872 1140 2116 1234">10⁻⁴~1 mSv/h 10⁻³~10mSv/h</td> <td data-bbox="2116 1140 2359 1234">-</td> </tr> <tr> <td colspan="4" data-bbox="1350 1234 2359 1266">*1: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 1266 1498 1570">計測目的</td> <td colspan="3" data-bbox="1498 1266 2359 1570"> 重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。 なお、格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 1570 1498 1738">推定方法</td> <td colspan="3" data-bbox="1498 1570 2359 1738"> <p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p> </td> </tr> </table>	①	原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	①	原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	②	原子炉圧力容器温度 (SA) (原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)	0~500℃	最大値: 302℃	原子炉格納容器内の状態				①	ドライウエル圧力 (SA) (ドライウエル温度 (SA) の代替)	0~1,000kPa [abs]	最大値: 324kPa [gage]	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA) (ドライウエル圧力 (SA) の代替)	0~1,000kPa [abs]	最大値: 206kPa [gage]	②	ドライウエル温度 (SA) (ドライウエル圧力 (SA) の代替)	0~300℃	最大値: 145℃	原子炉建屋内の状態				①	原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	①	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	②	[エリア放射線モニタ]**	10 ⁻⁴ ~1 mSv/h 10 ⁻³ ~10mSv/h	-	*1: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)				計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。 なお、格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。			推定方法	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p>			
	*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1224cm) *2: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)																																																															
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。 なお、格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。																																																															
推定方法	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力容器温度 飽和温度/圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0~約 16.4MPa [gage]</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (D/W) が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-10 よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲: 100~170℃</p> <p>①格納容器内圧力 (S/C) ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度 原子炉格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-13 より格納容器内圧力 (D/W) の推定を行う。 推定可能範囲: 101~787.7kPa [abs]</p> <p>③ [格納容器内圧力 (D/W)] 常用計器で格納容器内圧力 (D/W) を計測することにより、推定する。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから、原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) により推定する。</p>																																																															
①	原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]																																																													
①	原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]																																																													
②	原子炉圧力容器温度 (SA) (原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)	0~500℃	最大値: 302℃																																																													
原子炉格納容器内の状態																																																																
①	ドライウエル圧力 (SA) (ドライウエル温度 (SA) の代替)	0~1,000kPa [abs]	最大値: 324kPa [gage]																																																													
①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA) (ドライウエル圧力 (SA) の代替)	0~1,000kPa [abs]	最大値: 206kPa [gage]																																																													
②	ドライウエル温度 (SA) (ドライウエル圧力 (SA) の代替)	0~300℃	最大値: 145℃																																																													
原子炉建屋内の状態																																																																
①	原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]																																																													
①	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]																																																													
②	[エリア放射線モニタ]**	10 ⁻⁴ ~1 mSv/h 10 ⁻³ ~10mSv/h	-																																																													
*1: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)																																																																
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。 なお、格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。																																																															
推定方法	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</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>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>		
推定の評価	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、適用可能である (原子炉水位 (広帯域) の誤差: 約±49mm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差: 約±36mm, 原子炉水位 (SA) の誤差: 約±180mm)。</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、適用可能である (原子炉圧力の誤差: 約±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差: 約±0.08MPa)。</p> <p>②原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器温度による推定手順は、原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるもの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (D/W) による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、適用可能である (格納容器内圧力 (D/W) の誤差: 約±15kPa)。</p> <p>①格納容器内圧力 (S/C) 原子炉格納容器内の S/C 側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である (格納容器内圧力 (S/C) の誤差: 約±15.6kPa)。</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル雰囲気温度による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる (例えば、格納容器内圧力: 約 0.31MPa [gage] (飽和温度: 約 145℃) に対して、原子炉格納容器内の温度の誤差: 約±2.9℃から圧力に換算した場合は 0.31±0.04MPa [gage] 程度)。</p> <p>③ [格納容器内圧力 (D/W)] 監視可能であれば常用計器で格納容器内圧力 (D/W) を計測することができる。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 格納容器バイパスが発生した場合 (発生箇所の隔離まで) は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で適用可能である (原子炉圧力の誤差:</p>	<p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力容器温度 (SA) 飽和温度/圧力の関係を利用し、第58-8-3図を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0~約11MPa [gage]</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力 (SA) ドライウエル圧力 (SA) が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して第58-8-12図よりドライウエル温度 (SA) の推定を行う。 推定可能範囲: 100℃~180℃</p> <p>①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウエル圧力 (SA) の計測が困難になった場合、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) の推定を行う。</p> <p>②ドライウエル温度 (SA) 原子炉格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して第58-8-13図よりドライウエル圧力 (SA) の推定を行う。 推定可能範囲: 101~1,000kPa [abs]</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから、原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) により推定する。</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						
<table border="1" data-bbox="181 283 1243 577"> <tr> <td data-bbox="181 283 305 577"></td> <td data-bbox="305 283 1243 577"> <p>±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.08MPa)。</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定することができ、適用可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </td> </tr> </table>		<p>±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.08MPa)。</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定することができ、適用可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<table border="1" data-bbox="1347 258 2371 1761"> <tr> <td data-bbox="1347 258 1501 415"></td> <td data-bbox="1501 258 2371 415"> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1347 415 1501 1761">推定の評価</td> <td data-bbox="1501 415 2371 1761"> <p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、適用可能である (原子炉水位 (広帯域) の誤差 : ±11cm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差 : ±10cm, 原子炉水位 (SA) の誤差 : ±8.4cm)。</p> <p>① 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、適用可能である (原子炉圧力の誤差 : ±0.20MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.09MPa)。</p> <p>②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力容器温度 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA) による推定手順は、原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力 (SA) ドライウエル圧力 (SA) による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、適用可能である (ドライウエル圧力 (SA) の誤差 : ±8kPa)。</p> <p>①サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 原子炉格納容器内のサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である。(サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の誤差 : ±8kPa)</p> <p>② ドライウエル温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) による推定手順は、原子炉格納容器内が</p> </td> </tr> </table>		<p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>	推定の評価	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、適用可能である (原子炉水位 (広帯域) の誤差 : ±11cm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差 : ±10cm, 原子炉水位 (SA) の誤差 : ±8.4cm)。</p> <p>① 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、適用可能である (原子炉圧力の誤差 : ±0.20MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.09MPa)。</p> <p>②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力容器温度 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA) による推定手順は、原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力 (SA) ドライウエル圧力 (SA) による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、適用可能である (ドライウエル圧力 (SA) の誤差 : ±8kPa)。</p> <p>①サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 原子炉格納容器内のサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である。(サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の誤差 : ±8kPa)</p> <p>② ドライウエル温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) による推定手順は、原子炉格納容器内が</p>	
	<p>±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.08MPa)。</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定することができ、適用可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>							
	<p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>							
推定の評価	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、適用可能である (原子炉水位 (広帯域) の誤差 : ±11cm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差 : ±10cm, 原子炉水位 (SA) の誤差 : ±8.4cm)。</p> <p>① 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、適用可能である (原子炉圧力の誤差 : ±0.20MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.09MPa)。</p> <p>②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力容器温度 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA) による推定手順は、原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力 (SA) ドライウエル圧力 (SA) による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、適用可能である (ドライウエル圧力 (SA) の誤差 : ±8kPa)。</p> <p>①サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 原子炉格納容器内のサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である。(サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の誤差 : ±8kPa)</p> <p>② ドライウエル温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) による推定手順は、原子炉格納容器内が</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
	<div data-bbox="1311 254 2398 1318" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p>飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)）において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる（例えば、原子炉格納容器内圧力：約427kPa [gage]（飽和温度：約154℃）に対して、原子炉格納容器内圧力の誤差は、ドライウェル温度（S A）で±6.0℃の誤差から圧力に換算した場合は427±122kPa [gage] 程度）。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で適用可能である（原子炉圧力の誤差：±0.20MPa，原子炉圧力（S A）の誤差：±0.09MPa）。</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定することができる。適用可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div>	

(n) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (水源の確保)

(n) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (水源の確保)

※: 重要監視パラメータの常用計器

項目	水源の確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	復水貯蔵槽水位 (SA)	0~16m(6号炉) 0~17m(7号炉)	0~15.5m(6号炉) 0~15.7m(7号炉)
	サプレッション・チェンバ・プール水位	-6~11m (T. M. S. L. -7150~+9850mm)	-2.59~0m (T. M. S. L. -3740~-1150mm)
代替パラメータ	①高圧代替注水系系統流量 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0~300m ³ /h	-
	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	0~200m ³ /h(6号炉) 0~150m ³ /h(7号炉)	-
	①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	0~350m ³ /h	-
	①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0~150m ³ /h(6号炉) 0~100m ³ /h(7号炉)	-
	①原子炉隔離時冷却水系系統流量 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h
	①高圧炉心注水系系統流量 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0~1000m ³ /h	0~727m ³ /h
	①残留熱除去系系統流量 (サプレッション・チェンバ・プール水位の代替)	0~1500m ³ /h	0~954m ³ /h
	②復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa[gage]	-
	②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (サプレッション・チェンバ・プール水位の代替)	0~3.5MPa[gage]	最大値: 3.5MPa[gage]
	②原子炉水位 (広帯域) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	-3200~3500mm ^{*1}	-6872~1650mm ^{*1}
	②原子炉水位 (燃料域) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	-4000~1300mm ^{*2}	-3680~4843mm ^{*2}
	②原子炉水位 (SA) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	-3200~3500mm ^{*1} -8000~3500mm ^{*1}	-6872~1650mm ^{*1}
	③[復水貯蔵槽水位]※ (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0~16m(6号炉) 0~17m(7号炉)	0~15.5m(6号炉) 0~15.7m(7号炉)
	③[サプレッション・チェンバ・プール水位]※ (サプレッション・チェンバ・プール水位の代替)	-6200~2000mm (T. M. S. L. -7350~850mm) (6号炉) -5500~550mm (T. M. S. L. -6650~-600mm) (7号炉)	-2.59~0m (T. M. S. L. -3740~-1150mm)

*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1224cm)
*2: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)

項目	水源の確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	低圧原子炉代替注水槽水位	0~1,500m ³ (0~12,542mm)	-
	サプレッション・プール水位 (SA)	-0.80~5.50m ^{**2}	-0.5~0m ^{**2}
代替パラメータ	代替注水流量 (常設) (低圧原子炉代替注水槽水位の代替)	0~300m ³ /h	-
	① 高圧原子炉代替注水流量(サプレッション・プール水位 (SA) の代替)	0~150m ³ /h	-
	① 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 (サプレッション・プール水位 (SA) の代替)	0~150m ³ /h	0~99m ³ /h
	① 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 (サプレッション・プール水位 (SA) の代替)	0~1,500m ³ /h	0~1,314m ³ /h
	① 残留熱除去ポンプ出口流量(サプレッション・プール水位 (SA) の代替)	0~1,500m ³ /h	0~1,380m ³ /h
	① 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 (サプレッション・プール水位 (SA) の代替)	0~1,500m ³ /h	0~1,314m ³ /h
	① 残留熱代替除去系原子炉注水流量 (サプレッション・プール水位 (SA) の代替)	0~50m ³ /h	-
	② 原子炉水位 (広帯域) (低圧原子炉代替注水槽水位の代替)	-400~150cm ^{**1}	-798~132cm ^{**1}
	② 原子炉水位 (燃料域) (低圧原子炉代替注水槽水位の代替)	-800~-300cm ^{**1}	-798~132cm ^{**1}
	② 原子炉水位 (SA) (低圧原子炉代替注水槽水位の代替)	-900~150cm ^{**1}	-798~132cm ^{**1}

・設備の相違

計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。</p>
推定方法	<p>復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量、吐出圧力、あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵槽水位 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量 復水貯蔵槽の水位容量曲線を用いて、復水貯蔵槽を水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>推定可能範囲：0～16m(6号炉)、0～17m(7号炉)</p> <div data-bbox="326 714 1187 1291" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; text-align: center;"> </div> <p>図 58-8-25 復水貯蔵槽の水位容量曲線</p> <p>①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。</p> <p>①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)、残留熱除去系系統流量 サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。</p>

	<p>サブプレッション・プール水位 (SA) ② (低圧原子炉代替注水槽水位の代替)</p>	<p>-0.80～ 5.50m^{*2}</p>	<p>-0.5～ 0m^{*2}</p>
	<p>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 ② (低圧原子炉代替注水槽水位の代替)</p>	<p>0～4MPa [gage]</p>	<p>—</p>
	<p>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ② (サブプレッション・プール水位 (SA) の代替)</p>	<p>0～10MPa [gage]</p>	<p>最大値： 9.02MPa [gage]</p>
	<p>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ② (サブプレッション・プール水位 (SA) の代替)</p>	<p>0～12MPa [gage]</p>	<p>最大値： 8.93MPa [gage]</p>
	<p>残留熱除去ポンプ出口圧力(サブプレッション・プール水位 (SA) の代替)</p>	<p>0～4MPa [gage]</p>	<p>最大値： 1.0MPa [gage]</p>
	<p>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ② (サブプレッション・プール水位 (SA) の代替)</p>	<p>0～5MPa [gage]</p>	<p>最大値： 2.0MPa [gage]</p>
	<p>残留熱代替除去ポンプ出口圧力(サブプレッション・プール水位 (SA) の代替)</p>	<p>0～3MPa [gage]</p>	<p>—</p>
	<p>※1：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm) ※2：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)</p>		
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。</p>		
推定方法	<p>低圧原子炉代替注水槽又はサブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量、ポンプ出口圧力、あるいは注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位 (SA) から、低圧原子炉代替注水槽水位又はサブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p>		

サブプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算

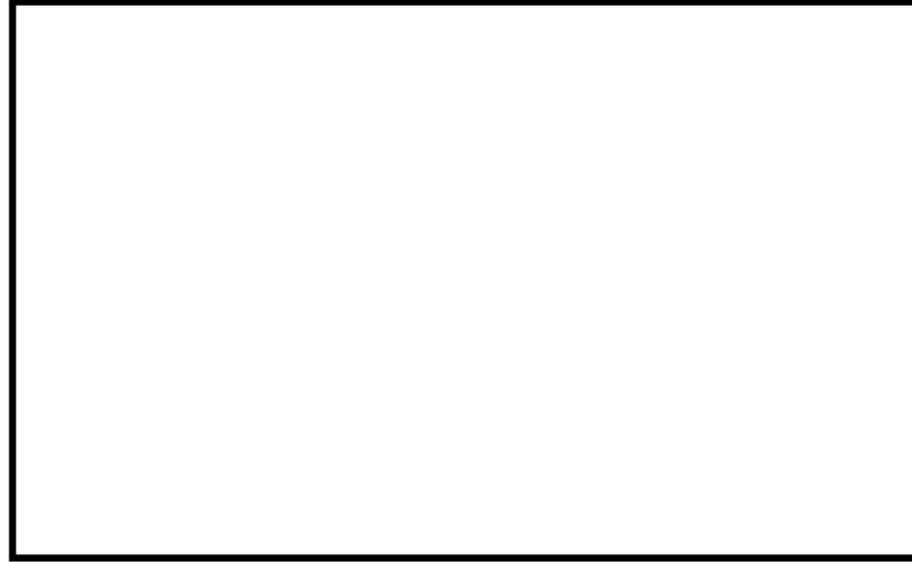


図 58-8-26 サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

②復水貯蔵槽を水源とするポンプ吐出圧力

復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。

②サブプレッション・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力

サブプレッション・チェンバを水源とする復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。

②原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）

注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。

③[復水貯蔵槽水位]

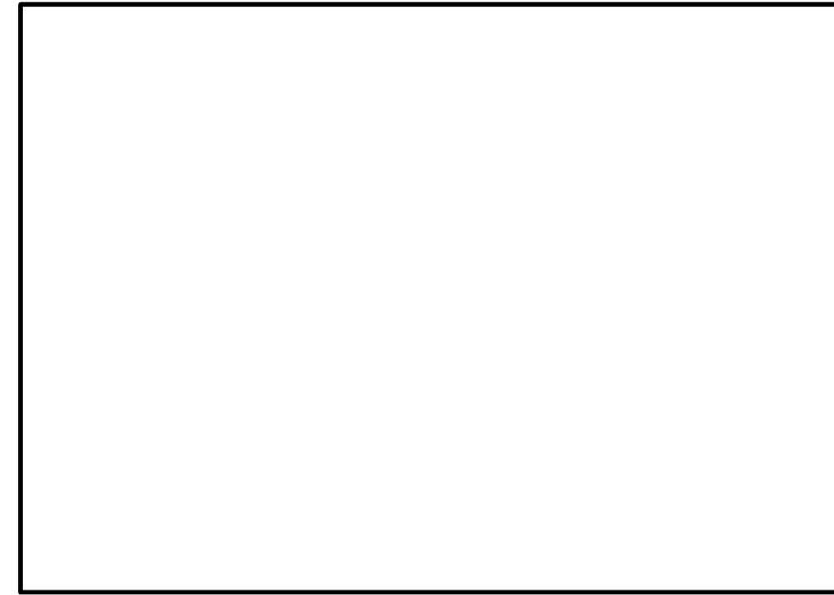
常用計器で復水貯蔵槽水位を計測することにより、推定する。

③[サブプレッション・チェンバ・プール水位]

常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水位を計測することにより、推定する。

①低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ注水量

低圧原子炉代替注水槽の水位容量曲線を用いて、低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。低圧原子炉代替注水槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。



第58-8-21図 低圧原子炉代替注水槽の水位容量曲線

①サブプレッション・プールを水源とするポンプ注水量

サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・プール水から原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="189 982 290 1037">推定の評価</p> <p data-bbox="314 306 1228 420">①復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量 復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していた復水貯蔵槽の水位に水位容量曲線を用いて推定するため、プラントの状態に依存することなく適用可能である。</p> <p data-bbox="314 453 1228 596">①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していたサブプレッション・チェンバの水位に水位容量曲線を用いて推定するため、必要な水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p data-bbox="314 630 1228 772">①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)、残留熱除去系系統流量 サブプレッション・チェンバを水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していたサブプレッション・チェンバの水位に水位容量曲線を用いて推定するため、必要な水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p data-bbox="314 806 1228 949">②復水貯蔵槽を水源とするポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵槽水位の確保を確認することであり、復水移送ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p data-bbox="314 982 1228 1150">②サブプレッション・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は、代替循環冷却運転時及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の確保を確認することであり、復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p data-bbox="314 1184 1228 1327">②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA) 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵槽水位の確保を確認することであり、注水先の原子炉水位の水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p data-bbox="314 1360 1228 1419">③[復水貯蔵槽水位] 監視可能であれば常用計器で復水貯蔵槽水位を計測することができる。</p> <p data-bbox="314 1453 1228 1537">③[サブプレッション・チェンバ・プール水位] 監視可能であれば常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水位を計測することができる。</p> <p data-bbox="314 1591 1228 1734"><誤差による影響について> 水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握することであり、代替パラメータ (復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量、サブプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量及び吐出圧力) による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器</p>	<div data-bbox="1537 289 2344 844" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1590 882 2255 911">第58-8-22図 サプレッション・プールの水位容量曲線</p> <p data-bbox="1555 957 2338 1218">②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA)、サブプレッション・プール水位 (SA) 注水先である原子炉水位又はサブプレッション・プール水位 (SA) を計測することにより、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。低圧原子炉代替注水槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p data-bbox="1555 1268 2338 1453">②低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ出口圧力 低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。</p> <p data-bbox="1555 1503 2338 1755">②サブプレッション・プールを水源とするポンプ出口圧力 サブプレッション・プールを水源とする高圧原子炉代替注水ポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から高圧原子炉代替注水ポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱代替除去ポンプが正常に動作していることを把握する</p>	

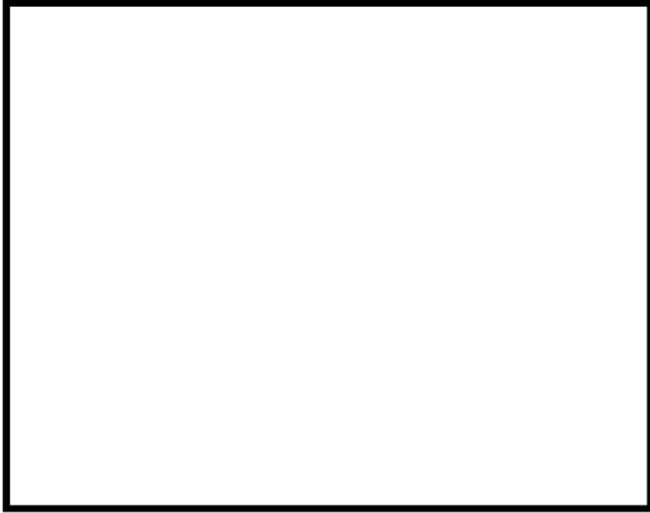
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="181 260 1243 590" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。(高圧炉心注水系系統流量の誤差：約±21m³/h から、復水貯蔵槽の水位に換算した場合の誤差は約 [] 残留熱除去系系統流量の誤差：約±31m³/h から、サブプレッション・チェンバの水位に換算した場合の誤差は約 []、復水移送ポンプ吐出圧力の誤差：約±0.02MPa、残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差：±0.1MPa。原子炉水位（広帯域）の誤差：約±49mm、原子炉水位（燃料域）の誤差：約±36mm、原子炉水位（SA）の誤差：約±180mm。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div>	<div data-bbox="1353 260 2362 1759" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>ことにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。</p> <p>①低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ注水量 低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していた低圧原子炉代替注水槽の水位に水位容量曲線を用いて推定するため、プラントの状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>①サブプレッション・プールを水源とするポンプ注水量 サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していたサブプレッション・プールの水位に水位容量曲線を用いて推定するため、必要な水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）、サブプレッション・プール水位（SA） 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である低圧原子炉代替注水槽水位の確保を確認することであり、注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで、必要な水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ出口圧力 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である低圧原子炉代替注水槽水位の確保を確認することであり、低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②サブプレッション・プールを水源とするポンプ出口圧力 本推定方法の目的は、高圧原子炉代替注水ポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレー・ポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレー・ポンプ、残留熱代替除去ポンプ運転時における水源であるサブプレッション・プール水位の確保を確認することであり、高圧原子炉代替注水ポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレー・ポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレー・ポンプ、残留熱代替除</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 data-bbox="1507 260 2374 373">去ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p data-bbox="1507 428 1863 457"><誤差による影響について></p> <p data-bbox="1507 470 2374 1285">水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握する事であり、代替パラメータ（低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ注水量、出口圧力及びサブプレッション・プールを水源とするポンプ注水量、出口圧力）による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差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。（代替注水流量（常設）の誤差：±6.0m³/hから、低圧原子炉代替注水槽の水位に換算した場合の誤差は□□□□、高圧原子炉代替注水流量の誤差：±3.0m³/h、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.0m³/h、高圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±45m³/h、残留熱除去ポンプ出口流量の誤差：±45m³/h、低圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±45m³/h、残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差：±1.0m³/h。低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の誤差：±0.032MPa、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の誤差：±0.20MPa、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の誤差：±0.24MPa、残留熱除去ポンプ出口圧力の誤差：±0.08MPa、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の誤差：±0.10MPa、残留熱代替除去ポンプ出口圧力の誤差：±0.024MPa、原子炉水位（広帯域）の誤差：±11cm、原子炉水位（燃料域）の誤差：±10cm、原子炉水位（S A）の誤差：±8.4cm、サブプレッション・プール水位（S A）の誤差：±0.05m。）</p> <p data-bbox="1507 1339 2374 1453">以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

(o) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉建屋内の水素濃度）

(o) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉建物内の水素濃度）

・設備の相違

項目	原子炉建屋内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	-
代替パラメータ	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	0～300℃	-
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度から水素濃度を推定）により推定する。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図 58-8-27 静的触媒式水素再結合器の入口/出口の差温度と水素濃度の関係</p> <p>水素濃度 1vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の差温度は約 40K となる。 水素濃度 4vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の差温度は約 170K となる。</p> <p>推定可能範囲：0～約 4vol%</p>		

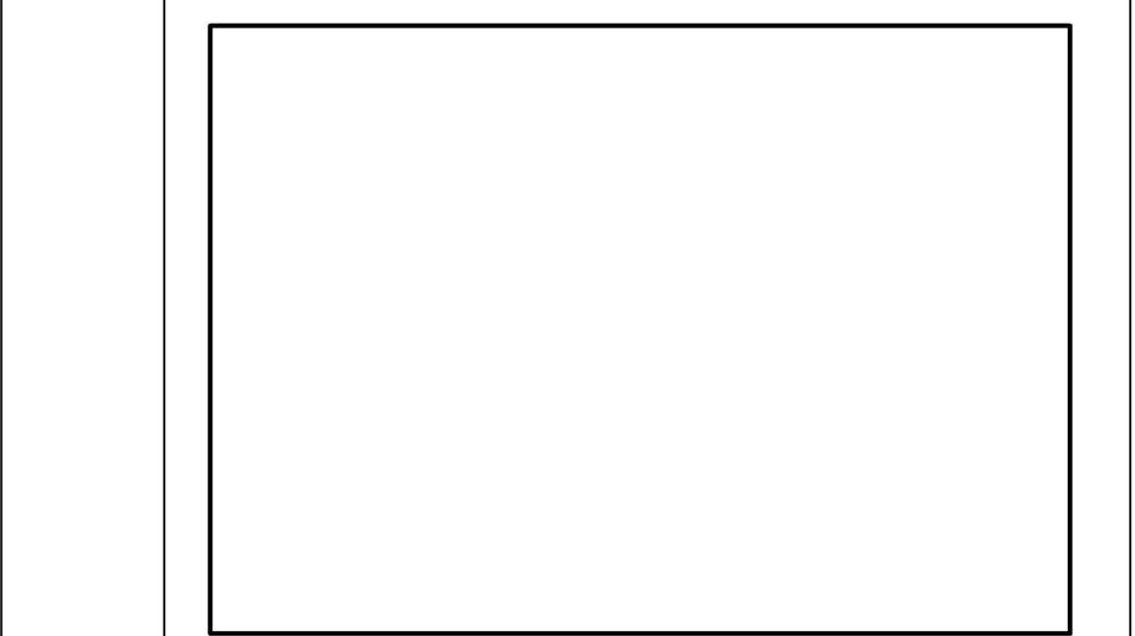
項目	原子炉建物内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建物水素濃度	0～10vol% 0～20vol%	-
代替パラメータ	① 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	0～100℃ 0～400℃	-
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉建物内の水素濃度を監視する目的は原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉建物内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建物水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度により推定する。</p> <p>推定方法は、以下の通りである。</p> <p>①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 原子炉建物水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの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温度差から水素濃度を推定する。</p>		

推定の評価

①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
 原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。これを測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水素濃度が推定することができることから、原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。

<誤差による影響について>
 原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ（静的触媒式水素再結合器 動作監視装置）による静的触媒式水素再結合器の動作有無及び入口及び出口の差温度の状況から水素漏えいの傾向を把握でき、計器誤差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。（静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の温度計の誤差：約±2.9℃から差温度として最大5.8℃程度の誤差。）

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。



第58-8-23図 静的触媒式水素処理装置の入口／出口の温度差と水素濃度の関係

水素濃度1 vol%程度で静的触媒式水素処理装置入口と出口の温度差は約40Kとなる。
 水素濃度4 vol%程度で静的触媒式水素処理装置入口と出口の温度差は約170Kとなる。

推定可能範囲：0～約4 vol%

推定の評価

①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
 原子炉建物内の水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。これを測定することにより静的触媒式水素処理装置に入る水素濃度が推定することができるから、原子炉建物水素濃度の推定方法として妥当である。

<誤差による影響について>
 原子炉建物内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかを把握する事であり、代替パラメータ（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）による静的触媒式水素処理装置の動作有無及び入口及び出口の温度差の状況から水素漏えいの傾向を把握することができ、計器誤差を考慮した上で対応するこ

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考		
	<table border="1" data-bbox="1311 264 2398 541"> <tr> <td data-bbox="1311 264 1472 541"></td> <td data-bbox="1472 264 2398 541"> <p>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。(静的触媒式水素処理装置入口温度の誤差：±4.0℃，静的触媒式水素処理装置出口温度の誤差：±8.0℃から温度差として最大±12.0℃程度の誤差。)</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </td> </tr> </table>		<p>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。(静的触媒式水素処理装置入口温度の誤差：±4.0℃，静的触媒式水素処理装置出口温度の誤差：±8.0℃から温度差として最大±12.0℃程度の誤差。)</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	
	<p>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。(静的触媒式水素処理装置入口温度の誤差：±4.0℃，静的触媒式水素処理装置出口温度の誤差：±8.0℃から温度差として最大±12.0℃程度の誤差。)</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>			

(p) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の酸素濃度）

(p) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の酸素濃度）

・設備の相違

項目	原子炉格納容器内の酸素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内酸素濃度	0～30vol%(6号炉) 0～10vol%/0～30vol%(7号炉)	4.9vol%以下
代替パラメータ	①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満
	①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満
	①格納容器内圧力(D/W)	0～1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	①格納容器内圧力(S/C)	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて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の確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの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、評価結果(解析結果)により格納容器内酸素濃度を推定する。</p> <p>また、事故後の格納容器内圧力を監視することで、原子炉格納容器内への空気流入有無を把握し、水素ガスが燃焼を生じる可能性を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)、格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) 格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの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。</p> <p>推定可能範囲：0～約5vol%</p> <p>図 58-8-28 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</p>		

項目	原子炉格納容器内の酸素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器酸素濃度(SA)	0～25vol%	4.3vol%以下
代替パラメータ	格納容器酸素濃度(B系)	0～5vol%/0～25vol%	4.3vol%以下
	① (格納容器酸素濃度(SA)の代替)	0～5vol%/0～25vol%	4.3vol%以下
代替パラメータ	① (格納容器酸素濃度(B系)の代替)	0～25vol%	4.3vol%以下
	② 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル)	10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満
	② 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)	10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満
	② ドライウエル圧力(SA)	0～1,000kPa[abs]	最大値：324kPa[gage]
	② サプレッション・チェンバ圧力(SA)	0～1,000kPa[abs]	最大値：206kPa[gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて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が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器酸素濃度(SA)の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器酸素濃度(B系)(格納容器酸素濃度(B系)を推定する場合は格納容器酸素濃度(SA)にて推定)により推定する。</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル)又は格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)にて炉心損傷を判断した後、評価結果(解析結果)により格納容器内酸素濃度を推定する。また、事故後の格納容器内圧力を監視することで、格納容器内への空気流入有無を把握し、</p>		

①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)
 原子炉格納容器内の酸素を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。
 格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。
 なお、事故時操作手順において、格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入防止を目的として、格納容器内圧力 (D/W) 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 58-8-29 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。

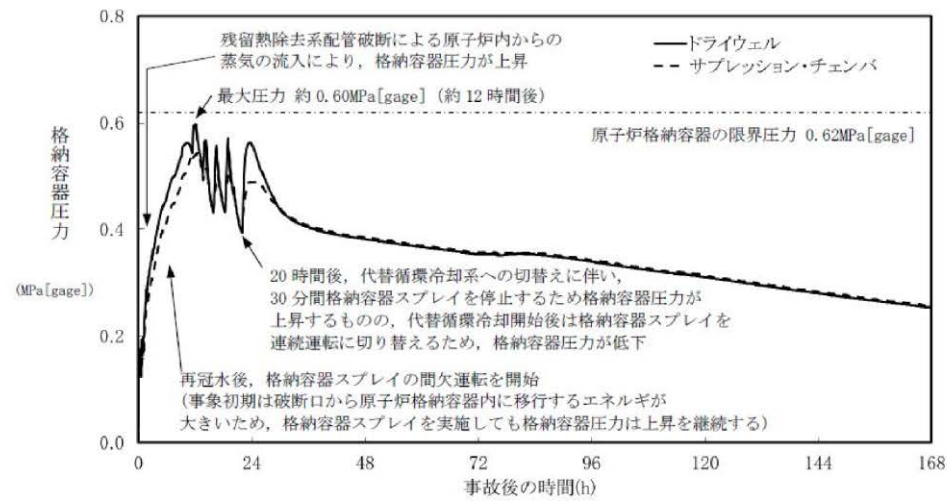


図 58-8-29 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) の格納容器内圧力の推移

①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
 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。

①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)
 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。

<誤差による影響について>
 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

推定の評価

水素が燃焼を生じる可能性を推定する。

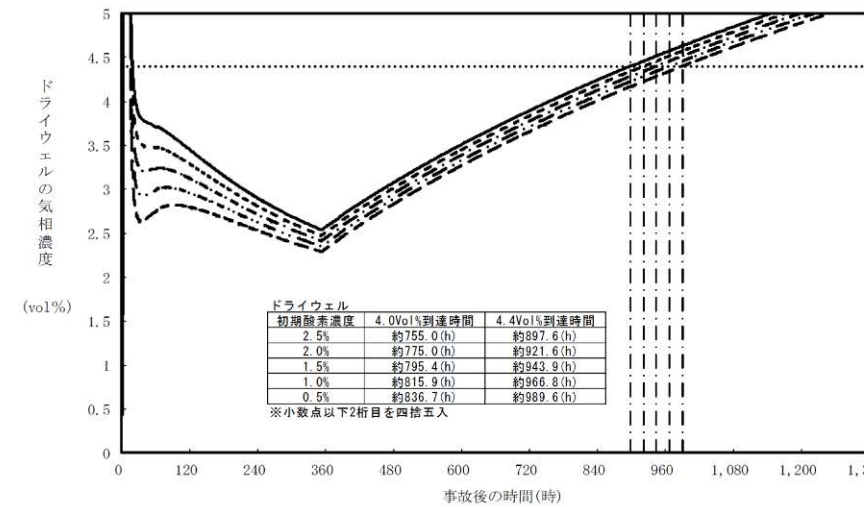
推定方法は、以下のとおりである。

①格納容器酸素濃度 (S A), 格納容器酸素濃度 (B 系)
 格納容器酸素濃度 (S A) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器酸素濃度 (B 系) により推定する。
 格納容器酸素濃度 (B 系) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器酸素濃度 (S A) により推定する。

②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル), 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
 格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的な G 値 (沸騰状態の場合 $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$, 非沸騰状態の場合 $G(H_2) = 0.25$, $G(O_2) = 0.125$) 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 5 vol%

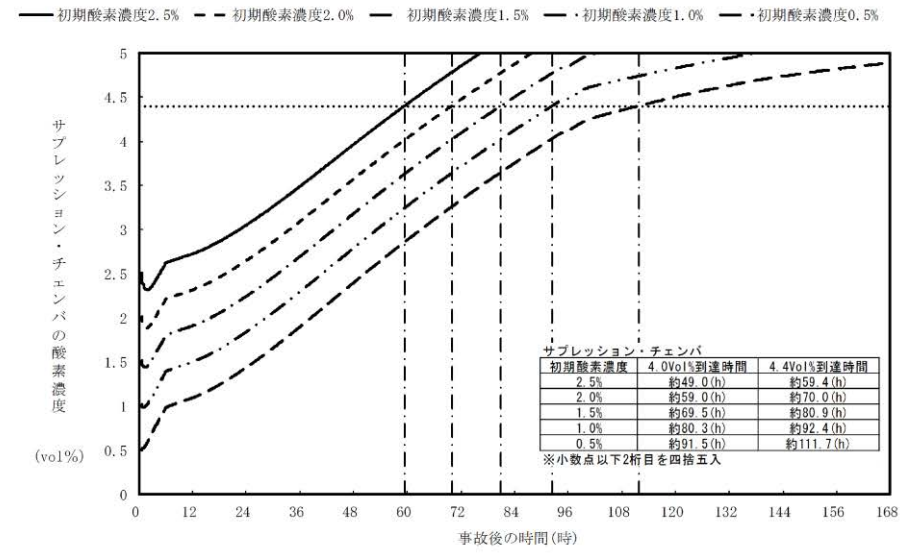
— 初期酸素濃度 2.5% — 初期酸素濃度 2.0% — 初期酸素濃度 1.5% — 初期酸素濃度 1.0% — 初期酸素濃度 0.5%



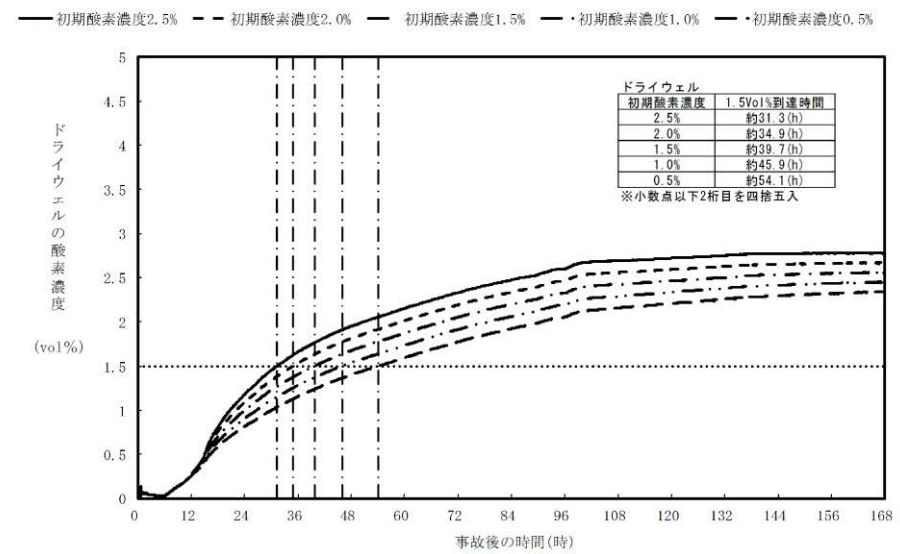
第58-8-24図 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるドライウエル内酸素濃度 (ドライ条件)

インリークの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： $5.3 \times 10^{-1} \sim 1.9 \times 10^0 \text{Sv/h}$, N:-2~5, 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の誤差： $5.3 \times 10^{-1} \sim 1.9 \times 10^0 \text{Sv/h}$, N:-2~5, 格納容器内圧力 (D/W) の誤差： $\pm 15 \text{kPa}$, 格納容器内圧力 (S/C) の誤差： $\pm 15.6 \text{kPa}$) 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。

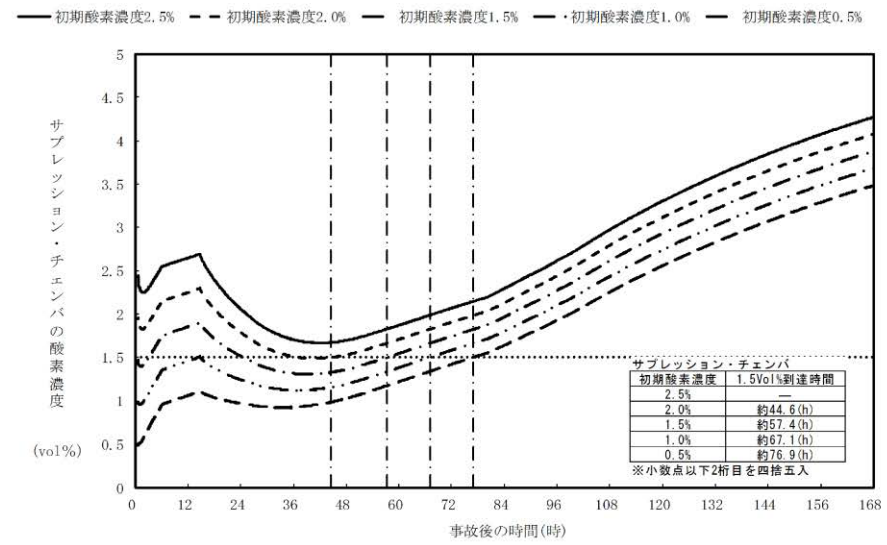
以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。



第58-8-25図 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるサブプレッション・チェンバ内酸素濃度（ドライ条件）



第58-8-26図 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるドライウエル内酸素濃度（ウェット条件）



第58-8-27図 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるサブプレッション・チェンバ内酸素濃度（ウェット条件）

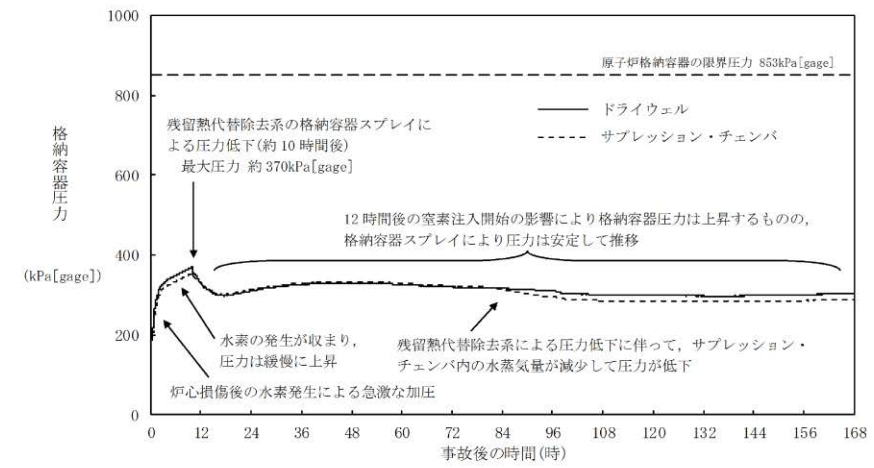
②ドライウエル圧力（SA）、サブプレッション・チェンバ圧力（SA）

原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。

ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気（酸素）の流入の有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、事故時操作要領書において、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、格納容器内への空気（酸素）の流入防止を目的として、ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）が 以上であることを確認して格納容器スプレイ操作を判断することとしている。

格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内圧力の変化を第58-8-28図に示す。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、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。



第58-8-28図 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の推移

推定の
評価

- ①格納容器酸素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (B系)
格納容器酸素濃度 (SA) 又は格納容器酸素濃度 (B系) による推定は格納容器酸素濃度を計測するものであり, 推定方法として妥当である。
- ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル), 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
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, 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。
- ②ドライウエル圧力 (SA), サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
格納容器内圧力を確認し, 事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入の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ことから, 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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="1308 258 2401 1176" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p data-bbox="1472 306 1813 331"><誤差による影響について></p> <p data-bbox="1492 346 2380 611">原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、格納容器の水素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（格納容器酸素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（B系））による推定は、同一物理量からの推定であり、格納容器内の酸素濃度の傾向が把握でき、計器誤差（格納容器酸素濃度（S A）の誤差：±0.75vol%、格納容器酸素濃度（B系）の誤差：±0.78vol%）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。</p> <p data-bbox="1492 625 2380 1010">代替パラメータ（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）、ドライウエル圧力（S A）、サブプレッション・チェンバ圧力（S A））による格納容器内酸素の傾向及びインリークの有無の傾向を把握でき、計器誤差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。（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の誤差：$5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N$ Sv/h, N: -2 ~ 5, 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の誤差：$5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N$ Sv/h, N: -2 ~ 5, ドライウエル圧力（S A）の誤差：± 8 kPa, サプレッション・チェンバ圧力（S A）の誤差：± 8 kPa）</p> <p data-bbox="1492 1062 2380 1129">以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div>	

(q) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (使用済燃料プールの監視)

(q) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (燃料プールの監視)

・設備の相違

項目	使用済燃料プールの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	T. M. S. L. 20180~ 31170mm (6号炉) T. M. S. L. 20180~ 31123mm (7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)
		0~150℃	最大値: 66℃
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	T. M. S. L. 23420~ 30420mm (6号炉) T. M. S. L. 23373~ 30373mm (7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)
		0~150℃	最大値: 66℃
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h 10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h (6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h (7号炉)	—	
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—	—	
代替 パラメータ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替)	T. M. S. L. 23420~ 30420mm (6号炉) T. M. S. L. 23373~ 30373mm (7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)
		0~150℃	最大値: 66℃
	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替)	T. M. S. L. 20180~ 31170mm (6号炉) T. M. S. L. 20180~ 31123mm (7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)
		0~150℃	最大値: 66℃
①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替)	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	—	
	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h (6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h (7号炉)	—	
②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の代替)	—	—	
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。		

項目	燃料プールの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	燃料プール水位 (SA)	-4.30~ 7.30m ^{*1} (EL31218~ 42818)	6,982mm ^{*1} (EL42500)
		燃料プール水位・温度 (SA)	-1,000~ 6,710mm ^{*1} (EL34518~ 42228)
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)		0~150℃
		燃料プール監視カメラ	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h
燃料プール監視カメラの代替	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h		—
	代替 パラ メータ	燃料プール水位・温度 (SA) (燃料プール水位 (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA), 燃料プール監視カメラの代替)	-1,000~ 6,710mm ^{*1} (EL34518~ 42228)
0~150℃			最大値: 65℃
① 燃料プール水位 (SA) (燃料プール水位・温度 (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA), 燃料プール監視カメラの代替)		-4.30~ 7.30m ^{*1} (EL31218~ 42818)	6,982mm ^{*1} (EL42500)
		① 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) (燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA), 燃料プール監視カメラの代替)	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h
① 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) (燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA), 燃料プール監視カメラの代替)	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h		—

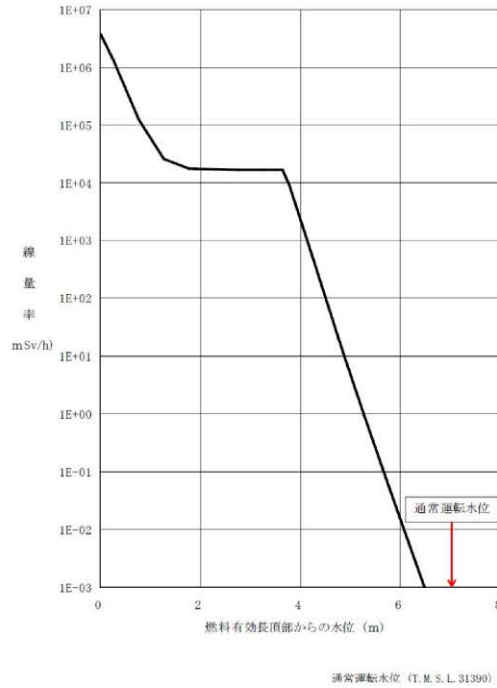


図 58-8-30 水位と放射線量率の関係

推定の評価

<使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) >
 ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) による推定方法は, 同じ仕様のもので使用済燃料プールの水位・温度を計測することができ, 使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。
 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) による推定方法は, 水位/放射線量の関係を利用して, 必要な水位が確保されていることを推定でき, 使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより, 使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

<使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) >
 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) と同じ。

<使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) >
 ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)
 水位/放射線量の関係を利用して, 必要な水位が確保されていることを推定でき, 使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

②燃料プール水位・温度 (SA) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの燃料プール監視カメラにより, 燃料プールの状態を監視する。

<燃料プール水位・温度 (SA) >

①燃料プール水位・温度 (SA) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの燃料プール水位 (SA) により燃料プールの冷却状況を推定する。また, 代替パラメータの燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により, 水位/放射線量の関係を利用して, 第58-8-29図より必要な水位が確保されていることを推定する。
 推定可能範囲: 燃料棒有効長頂部~燃料棒有効長頂部+約6m

②燃料プール水位・温度 (SA) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの燃料プール監視カメラにより, 燃料プールの状態を監視する。

<燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) >

①燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA) により水位/放射線量の関係を利用して, 第58-8-29図より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
 推定可能範囲: $10^{-3} \sim 10^7$ mSv/h

②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの燃料プール監視カメラにより, 燃料プールの状態を監視する。

<燃料プール監視カメラ>

①燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合, 代替パラメータの燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により, 燃料プールの状態を監視する。

推定可能範囲: 各計測設備の計測範囲

②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

<使用済燃料貯蔵プール監視カメラ>

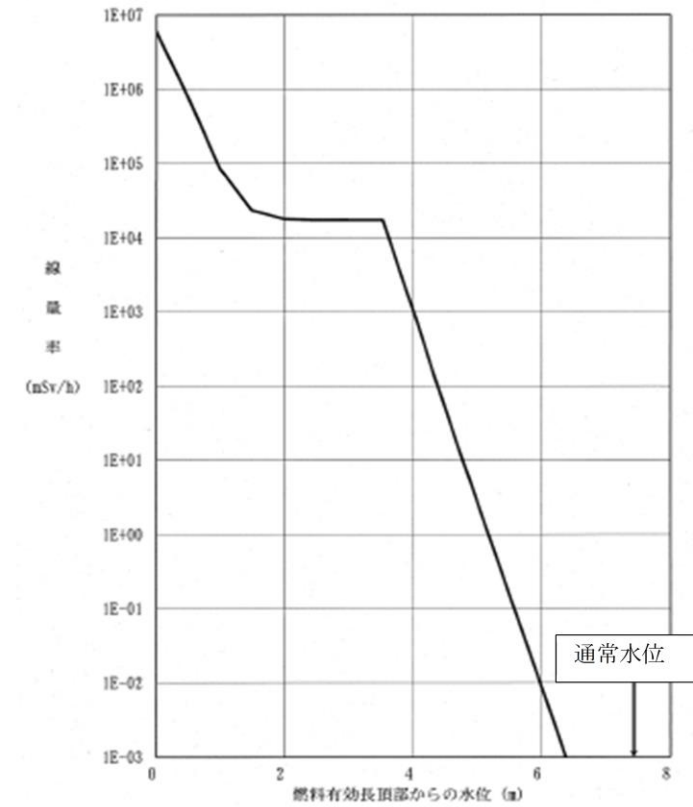
①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

上記パラメータにより、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

<誤差による影響について>

使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり、代替パラメータ (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ) による使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき、計器誤差 (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の誤差: $\pm 1.7^{\circ}\text{C}$, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の誤差: $\pm 1.7^{\circ}\text{C}$, 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ) の誤差: $5.3 \times 10^{-1} \sim 1.9 \times 10^0 \text{mSv/h}$, N: 1~8, 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ) の誤差: (6号炉) $5.3 \times 10^{-1} \sim 1.9 \times 10^0 \text{mSv/h}$, N: -2~5, (7号炉) $5.3 \times 10^{-1} \sim 1.9 \times 10^0 \text{mSv/h}$, N: -3~4) 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。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却、放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。



第58-8-29図 水位と放射線量の関係

推定の
評価

燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況は、燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA), 燃料プール監視カメラにより確認することで可能である。

いずれかのパラメータが計測不可能になったとしても残りのパラメータにより燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視を行う上で適切である。

<誤差による影響について>

燃料プールを監視する目的は、燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり、代替パラメータ (燃料プール水位 (SA), 燃料プール水位・温度 (SA), 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA), 燃料プール監視カメラ) による燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき、計器誤差 (燃料プール水位 (SA) の誤差: \pm

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考		
	<table border="1" data-bbox="1311 268 2398 667"> <tr> <td data-bbox="1311 268 1466 667"></td> <td data-bbox="1466 268 2398 667"> <p>0.24m, 燃料プール水位・温度 (S A) の誤差: $\pm 4.5^{\circ}\text{C}$, 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) の誤差: $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: 1 ~ 8, $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: -3 ~ 4) 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。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 燃料プール内の燃料体等の冷却, 放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </td> </tr> </table>		<p>0.24m, 燃料プール水位・温度 (S A) の誤差: $\pm 4.5^{\circ}\text{C}$, 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) の誤差: $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: 1 ~ 8, $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: -3 ~ 4) 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。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 燃料プール内の燃料体等の冷却, 放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	
	<p>0.24m, 燃料プール水位・温度 (S A) の誤差: $\pm 4.5^{\circ}\text{C}$, 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) の誤差: $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: 1 ~ 8, $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: -3 ~ 4) 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。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 燃料プール内の燃料体等の冷却, 放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>			

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*7 (6号炉)	誤差*7 (7号炉)
原子炉压力容器温度	熱電対	0~350℃	2	原子炉格納容器内	±3.4℃	±3.4℃
原子炉圧力	弾性 圧力検出器	0~10MPa [gage]	3	原子炉建屋地下1階	±0.07MPa	±0.07MPa
原子炉圧力 (SA)	弾性 圧力検出器	0~11MPa [gage]	1	原子炉建屋地下1階	±0.08MPa	±0.08MPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式 水位検出器	-3200~3500mm ^{*1}	3	原子炉建屋地下1階	±48mm	±49mm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式 水位検出器	-4000~1300mm ^{*2}	2	原子炉建屋地下3階	±36mm	±35mm
原子炉水位 (SA)	差圧式 水位検出器	-3200~3500mm ^{*1}	1	原子炉建屋地下1階	±104mm	±104mm
		-8000~3500mm ^{*1}	1	原子炉建屋地下3階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)	±180mm	±178mm
高圧代替注水系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~300m ³ /h	1	原子炉建屋地下2階	±7m ³ /h	±7m ³ /h
原子炉隔離時冷却系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~300m ³ /h	1	原子炉建屋地下3階	±4m ³ /h	±6m ³ /h
高圧炉心注水系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~1000m ³ /h	2	原子炉建屋地下3階	±16m ³ /h	±21m ³ /h
復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	差圧式 流量検出器	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	1	原子炉建屋地下1階	±4m ³ /h	±3m ³ /h
復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	差圧式 流量検出器	0~350m ³ /h	1	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)	±8m ³ /h	±9m ³ /h
残留熱除去系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~1500m ³ /h	3	原子炉建屋地下3階	±31m ³ /h	±31m ³ /h
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	差圧式 流量検出器	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	1	原子炉建屋地下2階	±3m ³ /h	±2m ³ /h
ドライウエル 雰囲気温度	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	±2.8℃	±2.9℃
サブプレッション・ チェンバ気体温度	熱電対	0~300℃	1	原子炉格納容器内	±2.0℃	±2.1℃
サブプレッション・ チェンバ・プール 水温度	測温抵抗体	0~200℃	3	原子炉格納容器内	±1.2℃	±1.7℃
格納容器内圧力 (D/W)	弾性 圧力検出器	0~1000kPa [abs]	1	原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上3階 (7号炉)	±15kPa	±15kPa
格納容器内圧力 (S/C)	弾性 圧力検出器	0~980.7kPa [abs]	1	原子炉建屋地上1階	±15.6kPa	±15.5kPa
サブプレッション・ チェンバ・プール水位	差圧式 水位検出器	-6~11m (T.M.S.L. -7150~ +9850mm) **	1	原子炉建屋地下3階	±0.27m	±0.27m
格納容器下部水位	電極式 水位検出器	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) **	3	原子炉格納容器内	-0~+100mm	-0~+100mm

(参考) 第 58-8-1 表 計装設備の計器誤差について (1/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*8
原子炉压力容器温度 (SA)	熱電対	0~500℃	2	原子炉格納容器内	±10.0℃
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±0.20MPa
原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器	0~11MPa [gage]	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±0.09MPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器	-400~150cm ^{*1}	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±11cm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器	-800~-300cm ^{*1}	2	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±10cm
原子炉水位 (SA)	差圧式水位検出器	-900~150cm ^{*1}	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±8.4cm
高圧原子炉代替注水 流量	差圧式流量検出器	0~150m ³ /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±3.0m ³ /h
代替注水流量 (常設)	超音波式流量 検出器	0~300m ³ /h	1	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽内	±6.0m ³ /h
低圧原子炉代替注水 流量	差圧式流量検出器	0~200m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±4.0m ³ /h
低圧原子炉代替注水 流量 (狭帯域用)	差圧式流量検出器	0~50m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±1.0m ³ /h
格納容器代替スプレ イ流量	差圧式流量検出器	0~150m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±3.0m ³ /h
ベDESTAL代替注水 流量	差圧式流量検出器	0~150m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟 地下2階, 中1階	±3.0m ³ /h
ベDESTAL代替注水 流量 (狭帯域用)	差圧式流量検出器	0~50m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟 地下2階, 中1階	±1.0m ³ /h
原子炉隔離時冷却ポ ンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~150m ³ /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±3.0m ³ /h
高圧炉心スプレイポ ンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±45m ³ /h
残留熱除去ポンプ出 口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	3	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±45m ³ /h
低圧炉心スプレイポ ンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±45m ³ /h
残留熱代替除去系原 子炉注水流量	差圧式流量検出器	0~50m ³ /h	1	原子炉建物原子炉棟 1階	±1.0m ³ /h
残留熱代替除去系格 納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器	0~150m ³ /h	1	原子炉建物原子炉棟 1階	±3.0m ³ /h
ドライウエル温度 (SA)	熱電対	0~300℃	7	原子炉格納容器内	±6.0℃
ベDESTAL温度 (SA)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	±6.0℃
ベDESTAL水温度 (SA)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	±6.0℃

・設備の相違

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*7 (6号炉)	誤差*7 (7号炉)
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)	±0.6vol%	±0.4vol% /±2.0vol%
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	±2.1vol%	±2.1vol%
格納容器内雰囲気 放射線レベル (D/W)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋地上1階	5.3×10 ³ ~ 1.9×10 ⁵ Sv/h N:-2~5	5.3×10 ³ ~ 1.9×10 ⁵ Sv/h N:-2~5
格納容器内雰囲気 放射線レベル (S/C)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋地下1階	5.3×10 ³ ~ 1.9×10 ⁵ Sv/h N:-2~5	5.3×10 ³ ~ 1.9×10 ⁵ Sv/h N:-2~5
起動領域モニタ	核分裂 電離箱	10 ⁻¹ ~10 ³ s ⁻¹ (1.0×10 ³ ~ 1.0×10 ⁷ cm ² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ⁸ ~2.0×10 ¹³ cm ² ・s ⁻¹)	10	原子炉格納容器内	7.24×10 ⁸ ~ 1.38×10 ⁹ s ⁻¹ N:-1~6 又は±2.5%	7.24×10 ⁸ ~ 1.38×10 ⁹ s ⁻¹ N:-1~6 又は±2.5%
平均出力領域モニタ	核分裂 電離箱	0~125% (1.2×10 ¹² ~2.8× 10 ¹⁴ cm ² ・s ⁻¹)	4 ¹⁾	原子炉格納容器内	±1.3%	±2.5%
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	熱電対	0~200℃	1	原子炉建屋地下3階	±2.1℃	±2.2℃
フィルタ装置水位	差圧式 水位検出器	0~6000mm	2	屋外(フィルタベント 遮蔽壁内)	±97.3mm	±94.8mm
フィルタ装置 入口圧力	弾性 圧力検出器	0~1MPa[gage]	1	原子炉建屋地上3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)	±0.016MPa	±0.016MPa
フィルタ装置 出口放射線モニタ	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	2	屋外 (原子炉建屋屋上)	5.3×10 ³ ~ 1.9×10 ⁵ mSv/h N:-2~5	5.3×10 ³ ~ 1.9×10 ⁵ mSv/h N:-2~5
フィルタ装置 水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋地上3階	±2.1vol%	±2.1vol%
フィルタ装置 金属フィルタ差圧	差圧式 圧力検出器	0~50kPa	2	屋外(フィルタベント遮蔽 壁内)	±0.30kPa	±0.39kPa
フィルタ装置 スクラバ水pH	pH検出器	pH0~14	1	屋外(フィルタベント遮蔽 壁内)	pH±0.1	pH±0.1
耐圧強化ベント系 放射線モニタ	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	2	原子炉建屋地上4階	5.3×10 ³ ~ 1.9×10 ⁵ mSv/h N:-2~5	5.3×10 ³ ~ 1.9×10 ⁵ mSv/h N:-2~5
残留熱除去系 熱交換器入口温度	熱電対	0~300℃	3	原子炉建屋地下3階	±3.2℃	±3.6℃
残留熱除去系 熱交換器出口温度	熱電対	0~300℃	3	原子炉建屋地下2階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)	±3.2℃	±3.6℃

(参考) 第 58-8-1 表 計装設備の計器誤差について (2/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*8
サブプレッション・チェ ンバ温度 (SA)	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±4.0℃
サブプレッション・プ ール水温度 (SA)	測温抵抗体	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±2.0℃
ドライウエル圧力 (S A)	弾性圧力検出器	0~1,000kPa [abs]	2	原子炉建物原子炉棟 中2階, 3階	±8 kPa
サブプレッション・チェ ンバ圧力 (SA)	弾性圧力検出器	0~1,000kPa [abs]	2	原子炉建物原子炉棟 中2階, 3階	±8 kPa
サブプレッション・プ ール水位 (SA)	差圧式水位検出器	-0.80~5.50m ^{*2}	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.05m
ドライウエル水位	電極式水位検出器	-3.0m ^{*3} , -1.0m ^{*3} , +1.0m ^{*3}	3	原子炉格納容器内	±10mm
ベDESTAL水位	電極式水位検出器	+0.1m ^{*4} , +1.2m ^{*4} , +2.4m ^{*4} , +2.4m ^{*4}	4	原子炉格納容器内	±10mm
格納容器水素濃度 (B系)	熱伝導式 水素検出器	0~5 vol%/ 0~100vol%	1	原子炉建物原子炉棟 3階	ウェット: ±0.16vol%/ ±3.2vol% ドライ: ±0.13vol%/ ±2.5vol%
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	ウェット: ±2.0vol%
格納容器雰囲気放射 線モニタ (ドライウ ェル)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建物原子炉棟 1階, 中1階	5.24×10 ^{N-1} ~ 1.91×10 ^N Sv/h N:-2~5
格納容器雰囲気放射 線モニタ (サブプレ ッション・チェンバ)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建物原子炉棟 地下1階	5.24×10 ^{N-1} ~ 1.91×10 ^N Sv/h N:-2~5
中性子源領域計装	核分裂計数管	10 ⁻¹ ~10 ⁶ s ⁻¹ (1.0×10 ³ ~1.0× 10 ⁹ cm ² ・s ⁻¹)	4	原子炉格納容器内	7.07×10 ^{N-1} ~ 1.42×10 ^N s ⁻¹ N:-1~6
平均出力領域計装	核分裂電離箱	0~125% (1.2×10 ¹² ~2.8× 10 ¹⁴ cm ² ・s ⁻¹)	6 ^{*5}	原子炉格納容器内	±2.5%
残留熱代替除去ポン プ出口圧力	弾性圧力検出器	0~3MPa [gage]	2	原子炉建物付属棟 地下2階	±0.024MPa

・設備の相違

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*7 (6号炉)	誤差*7 (7号炉)
原子炉補機冷却水系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~4000m ³ /h (6号炉区分I, II) 0~3000m ³ /h (6号炉区分III, 7号炉区分I, II) 0~2000m ³ /h (7号炉区分III)	3	原子炉建屋地下3階 タービン建屋地下2階 (6号炉) タービン建屋 地下1,2階 (7号炉)	±27m ³ /h	±20m ³ /h
残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量	差圧式 流量検出器	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	3	原子炉建屋地下2,3階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)	±32m ³ /h	±31m ³ /h
高圧炉心注水系ポンプ 吐出圧力	弾性 圧力検出器	0~12MPa [gage]	2	原子炉建屋地下3階	±0.08MPa	±0.08MPa
復水貯蔵槽水位 (SA)	差圧式 水位検出器	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	廃棄物処理建屋 地下3階	±0.250m	±0.263m
復水移送ポンプ 吐出圧力	弾性 圧力検出器	0~2MPa [gage]	3	廃棄物処理建屋 地下3階	±0.02MPa	±0.01MPa
残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	弾性 圧力検出器	0~3.5MPa [gage]	3	原子炉建屋地下3階	±0.1MPa	±0.1MPa
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~20vol%	8	原子炉建屋地下1,2階, 地 上2,4階	±1.0vol%	±1.0vol%
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	±2.9℃	±2.9℃
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)	±0.6vol%	±0.2vol% /±0.6vol%
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA広域)	熱電対	T.M.S.L. 20180~31170mm (6 号炉)*2 T.M.S.L. 20180~31123mm (7 号炉)*2 0~150℃	1*5	原子炉建屋地上4階	±1.7℃	±1.7℃
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA)	熱電対	T.M.S.L. 23420~30420mm (6 号炉)*2 T.M.S.L. 23373~30373mm (7 号炉)*2 0~150℃	1*6	原子炉建屋地上4階	±1.7℃	±1.7℃
使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 ¹ ~10 ⁶ mSv/h 10 ⁻² ~10 ⁶ mSv/h (6号炉) 10 ⁻² ~10 ⁶ mSv/h (7号炉)	1 1	原子炉建屋地上4階 原子炉建屋地上4階	5.3×10 ⁻¹ ~ 1.9×10 ⁶ mSv/h N:1~8 5.3×10 ⁻¹ ~ 1.9×10 ⁶ mSv/h N:-2~5 5.3×10 ⁻¹ ~ 1.9×10 ⁶ mSv/h N:-3~4	5.3×10 ⁻¹ ~ 1.9×10 ⁶ mSv/h N:1~8 5.3×10 ⁻¹ ~ 1.9×10 ⁶ mSv/h N:-3~4
使用済燃料貯蔵 プール監視カメラ	赤外線 カメラ	- (映像)	1	原子炉建屋地上4階	- (映像)	- (映像)

*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1224cm)
 *2: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)
 *3: T.M.S.L. =東京湾平均海面
 *4: 局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52 個ずつの信号が入力される。
 *5: 検出点は 14 箇所
 *6: 検出点は 8 箇所
 *7: 検出器~SPDS 表示装置等の誤差 (詳細設計により, 今後変更となる可能性がある)

(参考) 第 58-8-1 表 計装設備の計器誤差について (3/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*8
スクラバ容器水位	差圧式水位検出器		8	第1ベントフィルタ 格納槽内	±28.0mm
スクラバ容器圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa [gage]	4	第1ベントフィルタ 格納槽内	±0.008MPa
スクラバ容器温度	熱電対	0~300℃	4	第1ベントフィルタ 格納槽内	±6.0℃
第1ベントフィルタ 出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	第1ベントフィルタ 格納槽内	5.24×10 ^{N-1} ~ 1.91×10 ^N Sv/h N:-2~5
	電離箱	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	1	屋外	5.24×10 ^{N-1} ~ 1.91×10 ^N mSv/h N:-3~4
第1ベントフィルタ 出口水素濃度	熱伝導式 水素濃度検出器	0~20vol%/ 0~100vol%	1	屋外	±3.0vol%
残留熱除去系 熱交換器入口温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉建物原子炉棟 1階, 中1階	±4.0℃
残留熱除去系 熱交換器出口温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉建物原子炉棟 1階, 中1階	±4.0℃
残留熱除去系 熱交換器冷却水流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±45m ³ /h
残留熱除去ポンプ 出口圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	3	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.08MPa
低圧原子炉代替 注水槽水位	差圧式水位検出器	0~1,500m ³	1	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽内	±12m ³
低圧原子炉代替 注水ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	2	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽内	±0.032MPa
原子炉隔離時冷却 ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.20MPa
高圧炉心スプレイ ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~12MPa [gage]	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±0.24MPa
低圧炉心スプレイ ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.10MPa
原子炉建物水素濃度	触媒式 水素検出器 熱伝導式 水素検出器	0~10vol% 0~20vol%	1 6	原子炉建物原子炉棟 地下1階, 1階, 2階, 4階	±0.50vol% ±1.00vol%
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	±4.0℃
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	±8.0℃

・設備の相違

(参考) 第58-8-1表 計装設備の計器誤差について (4/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ^{※8}
格納容器酸素濃度 (B系)	熱磁気風式 酸素検出器	0 ~ 5 vol% / 0 ~ 25 vol%	1	原子炉建物原子炉棟 3階	ウェット : ±0.16 vol% / ±0.78 vol% ドライ : ±0.13 vol% / ±0.63 vol%
格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式 酸素検出器	0 ~ 25 vol%	1	原子炉建物原子炉棟 中2階	ウェット : ±0.75 vol% ドライ : ±0.50 vol%
燃料プール水位 (SA)	ガイドパルス式 水位検出器	-4.30 ~ 7.30m ^{※6} (EL31218 ~ 42818)	1	原子炉建物原子炉棟 4階	±0.24m
燃料プール水位・温度 (SA)	熱電対	-1,000 ~ 6,710mm ^{※6} (EL34518 ~ 42228)	1 ^{※7}	原子炉建物原子炉棟 4階	±4.5°C
		0 ~ 150°C			
燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	電離箱	10 ⁻³ ~ 10 ⁴ mSv/h	1	原子炉建物原子炉棟 4階	5.24 × 10 ^{N-1} ~ 1.91 × 10 ^N Sv/h N: -3 ~ 4
	電離箱	10 ¹ ~ 10 ⁸ mSv/h	1	原子炉建物原子炉棟 4階	5.24 × 10 ^{N-1} ~ 1.91 × 10 ^N Sv/h N: 1 ~ 8
燃料プール監視カメラ (SA)	赤外線カメラ	(映像)	1	原子炉建物原子炉棟 4階	(映像)

※1 : 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。

※2 : 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※3 : 基準点は格納容器底面 (EL10100)。

※4 : 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※5 : 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※6 : 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。

※7 : 検出点は 7 箇所。

※8 : 検出器 ~ S P D S 表示装置等の誤差 (詳細設計により, 今後変更となる可能性がある)

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
58-9 可搬型計測器について	58-9 可搬型計測器について	

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (1/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力 容器内の温度	原子炉圧力	0~350℃	0~350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) 0~10MPa [gauge] 0~11MPa [gauge]	0~10MPa [gauge] 0~11MPa [gauge]	3	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋 中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力 容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3200~3500mm**	-3200~3500mm**	3	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋 中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (燃料域)	-1000~1300mm**	-1000~1300mm**	2	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋 中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (SA)	-3200~3500mm**	-3200~3500mm**	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	高圧代替注水系統流量	-8000~3500mm**	-8000~3500mm**	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
原子炉圧力 容器への注水量	原子炉隔離時冷却系統流量	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋	どちらか一方の系統を使用する。
	高圧炉心注水系統流量	0~1000m ³ /h	0~1000m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋	どちらか一方の系統を使用する。
	復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)	0~350m ³ /h	0~350m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
原子炉格納容器 への注水量	復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋	どちらか一方の系統を使用する。
	格納容器下部注水流量 (格納容器下部注水流量)	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
原子炉格納容器 内の温度	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	0~300℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブレーション・ チェンバースの温度	0~300℃	0~300℃	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブレーション・ チェンバースの温度	0~200℃	0~200℃	3	1	測温抵抗体	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器 内の圧力	格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa [abs]	0~980.7kPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブレーション・ チェンバース・プール水位	-6~11m (T.M.S.L. -7150~ +9850mm) **	-6~11m (T.M.S.L. -7150~ +9850mm) **	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
原子炉格納容器 内の水位	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) **	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) **	3	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。

第 58-9-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (1 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器 内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	0~500℃	0~1,200℃**1	2	1	熱電対	廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	原子炉圧力	0~10MPa [gauge]	0~10MPa [gauge]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
原子炉圧力容器 内の圧力	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gauge]	0~11MPa [gauge]	1	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	原子炉水位 (広帯域)	-400~150cm**2	-400~150cm**2	2	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
原子炉圧力容器 内の水位	原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm**2	-800~-300cm**2	2	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	原子炉水位 (SA)	-900~150cm**2	-900~150cm**2	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。

【配備台数】
 ・可搬型計測器を 30 台 (計測時故障を考慮した 1 台含む) を配備する。なお、故障及び点検時の予備として 30 台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性はある。)
 ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
 ※2 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器参照レベルより 1,328cm)。
 ※3 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。
 ※4 基準点は格納容器底面 (EL10100)。
 ※5 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
 ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。
 ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、放射線監視装置、炉内格納装置 (区分Ⅱ)、代替注水流量 (常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
 ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
 ※9 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
 ※10 検出器は 7 箇所。

・設備の相違

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (2/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	—	2	— ^{※5}	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	2	— ^{※5}	水素吸蔵材料式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D#)	10 ⁻² ~10 ² Sv/h	—	2	— ^{※5}	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	放射線レベル (S/C)	10 ⁻² ~10 ² Sv/h	—	2	— ^{※5}	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	10 ⁻¹ ~10 ⁶ ・ (1.0×10 ⁻¹ ~1.0×10 ⁶ cm ² ・s ⁻¹) 0~10%又は0~12% (1.0×10 ¹⁰ ~ 2.0×10 ¹⁰ cm ² ・s ⁻¹)	—	10	— ^{※5}	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域モニタ	0~12% (1.2×10 ¹⁰ ~2.8×10 ¹⁰ cm ² ・s ⁻¹)	—	4 ^{※7}	— ^{※5}	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	復水補給水素濃度 (代替循環冷却)	0~200℃	0~350℃ ^{※1}	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置水位	0~600mm	0~600mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置入口圧力	0~1MPa [gauge]	0~1MPa [gauge]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁶ msv/h	—	2	— ^{※5}	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置水素濃度	0~100vol%	—	2	— ^{※5}	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	金属フィルタ差圧	0~50kPa	0~50kPa	2	1	差圧式圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0~14	—	1	— ^{※5}	pH検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁶ msv/h	—	2	— ^{※5}	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	0~350℃ ^{※1}	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	0~350℃ ^{※1}	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。

第 58-9-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (2 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1	—	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	1	—	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—
	代替注水流量 (常設)	0~300m ³ /h	—	1	— ^{※7}	超音波式流量検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	低圧原子炉代替注水流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	2	—	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—
	低圧原子炉代替注水流量 (狹帯域用)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	2	—	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—
	残留熱除去ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	3	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	1	—	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	1	—	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—

【配備台数】

- ※1 可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※2 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※3 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器差圧レベルより1,325cm)。
- ※4 基準点はサプレッション・プール通常水位(EL5610)。
- ※5 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率を示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

・設備の相違

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (3/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
最終ヒートポンプの確保	原子炉補機冷却水系系統流量	0~4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	0~4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋タービン建屋 (6号炉区分Ⅲのみ)	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	3		差圧式流量検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
格納容器ベイスの監視	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	0~12MPa [gage]	0~12MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~3.5MPa [gage]	0~3.5MPa [gage]	3		弾性圧力検出器	原子炉建屋	
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	
	復水移送ポンプ吐出圧力	0~20MPa [gage]	0~20MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~20vol%	0~20vol%	8	- ^{※5}	熱伝導式水素検出器	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	0~300℃	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% (0~30vol% (7号炉))	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% (0~30vol% (7号炉))	2	- ^{※5}	熱磁気式酸素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	0~150℃	0~150℃	1 ^{※8}		熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	10 ² ~10 ⁴ msV/h	10 ² ~10 ⁴ msV/h	1	- ^{※9}	電離箱	-	
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ² ~10 ⁴ msV/h (6号炉) 10 ² ~10 ⁴ msV/h (7号炉)	10 ² ~10 ⁴ msV/h (6号炉) 10 ² ~10 ⁴ msV/h (7号炉)	1	- ^{※9}	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	-	-	1	- ^{※5}	赤外線カメラ	-	可搬型計測器での測定対象外。

第 58-9-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (3 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	0~300m ³ /h	-	1	- ^{※7}	超音波式流量検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器代替スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	ベデスタル代替注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	2		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	-

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台 (計測時故障を考慮した1台含む) を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性はある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下流 (原子炉圧力容器傘レベルより1.328cm)。
- ※3 基準点はサブレンジ・プール通常水位 (EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面 (EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上流 (EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置 (区分Ⅱ)、代替注水流量 (常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

- ・設備の相違

配備個数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに24個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として24個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

- *1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器巻レベルより1224cm）
- *3：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器巻レベルより905cm）
- *4：T.M.S.L. = 東京湾平均海面
- *5：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、pH監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置（区分Ⅰ及びⅡ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- *6：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *7：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
- *8：検出点は14箇所
- *9：検出点は8箇所

第58-9-1表 可搬型計測器の必要個数整理（4/9）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	0~300℃	0~1,200℃*1	7	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	ペデスタル温度 (SA)	0~300℃	0~1,200℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	ペデスタル水温度 (SA)	0~300℃	0~1,200℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
原子炉格納容器内の圧力	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	0~200℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	サブレーション・プール水温度 (SA)	0~200℃	0~500℃*1	2		測温抵抗体	廃棄物処理建物	
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル圧力 (SA)	0~1,000kPa [abs]	0~1,000kPa [abs]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	0~1,000kPa [abs]	0~1,000kPa [abs]	2		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
	サブレーション・プール水位 (SA)	-0.80~5.50m*3	-0.80~5.50m*3	1		差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	-3.0m*4, -1.0m*4, +1.0m*4	-3.0m*4, -1.0m*4, +1.0m*4	3	1	電極式水位検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	ペデスタル水位	+0.1m*5, +1.2m*5, +2.4m*5, +2.4m*5	+0.1m*5, +1.2m*5, +2.4m*5, +2.4m*5	4	1	電極式水位検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。

【配備台数】
 ・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した1台含む）を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）
 ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
 ※2 基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器巻レベルより1,328cm）。
 ※3 基準点はサブレーション・プール通常水位（EL5610）。
 ※4 基準点は格納容器底面（EL10100）。
 ※5 基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。
 ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置（区分Ⅱ）、代替注水流量（常設）、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
 ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
 ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※10 検出点は7箇所。

・設備の相違

第58-9-1表 可搬型計測器の必要個数整理 (5 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	0~5 vol% / 0~100 vol%	-	1	- ^{*7}	熱伝導式水素検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器水素濃度 (SA)	0~100 vol%	-	1	- ^{*7}	熱伝導式水素検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	10 ⁻² ~10 ³ Sv/h	-	2	- ^{*7}	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チエンバ)	10 ⁻² ~10 ³ Sv/h	-	2	- ^{*7}	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
未境界の維持又は監視	中性子領域計装	10 ⁻¹ ~10 ⁹ s ⁻¹ (1.0×10 ² ~1.0×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹)	-	4	- ^{*7}	核分裂計数管	-	可搬型計測器での計測対象外。
	平均出力領域計装	0~125% (1.2×10 ¹² ~2.8×10 ¹¹ cm ⁻² ・s ⁻¹) ^{**8}	-	6 ^{**9}	- ^{*7}	核分裂電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】
 ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
 ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
 ※2 基準点は気水分離器下流(原子炉圧力容器巻ラベールより1,328cm)。
 ※3 基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610)。
 ※4 基準点は格納容器底面 (EL10100)。
 ※5 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
 ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。
 ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分II)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
 ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
 ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※10 検出点は7箇所。

・設備の相違

第58-9-1表 可搬型計測器の必要個数整理 (6 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考	
最終ヒーティングの確保	スクラバ容器水位	0~1 MPa [gage]	0~1 MPa [gage]	8	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。	
	スクラバ容器圧力	0~1 MPa [gage]	0~1 MPa [gage]	4	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。	
	スクラバ容器温度	0~300℃	0~350℃*1	4	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。	
	第1ベントフィルタタタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁻⁵ Sv/h	-	2	-*7	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。	
	第1ベントフィルタタタ出口水素濃度	10 ⁻³ ~10 ⁻⁴ msv/h	-	1	-*7	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~200℃	0~200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~200℃	0~200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。	
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下流(原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。
- ※3 基準点はサブレンション・プール通常水位 (E15610)。
- ※4 基準点は格納容器底面 (E110100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面 (E16706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (E13518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分II)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガススタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出器は7箇所。

・設備の相違

第 58-9-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (7 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
格納容器ハイバスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	0 ~ 4 MPa [gage]	0 ~ 4 MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0 ~ 5 MPa [gage]	0 ~ 5 MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	0 ~ 1,500mm ³ (0 ~ 12.542mm)	0 ~ 1,500mm ³ (0 ~ 12.542mm)	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	-
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0 ~ 10MPa [gage]	0 ~ 10MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0 ~ 12MPa [gage]	0 ~ 12MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0 ~ 4 MPa [gage]	0 ~ 4 MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	0 ~ 3 MPa [gage]	0 ~ 3 MPa [gage]	2		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を 30 台 (計測時故障を考慮した 1 台含む) を配備する。なお、故障及び点検時の予備として 30 台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※ 1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※ 2 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器蓄レベルより 1,328cm)。
- ※ 3 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。
- ※ 4 基準点は格納容器底面 (EL10100)。
- ※ 5 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
- ※ 6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。
- ※ 7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置 (区分II)、代替注水流量 (常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備 (ガスタービーン発電機) により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※ 8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※ 9 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
- ※ 10 検出点は 7 箇所。

・設備の相違

第 58-9-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (8 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉建物水素濃度	原子炉建物水素濃度	0~10vol% 0~20vol%	-	1 6	-*7	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
	静的触媒式水素処理装置入口温度	0~100℃	0~1,200℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	静的触媒式水素処理装置出口温度	0~400℃	0~1,200℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	格納容器酸素濃度 (B系)	0~5 vol% / 0~25vol%	-	1	-*7	熱磁気風式酸素検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)	0~25vol%	-	1	磁気力式酸素検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1.328cm)。
- ※3 基準点はサブレンション・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分II)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

・設備の相違

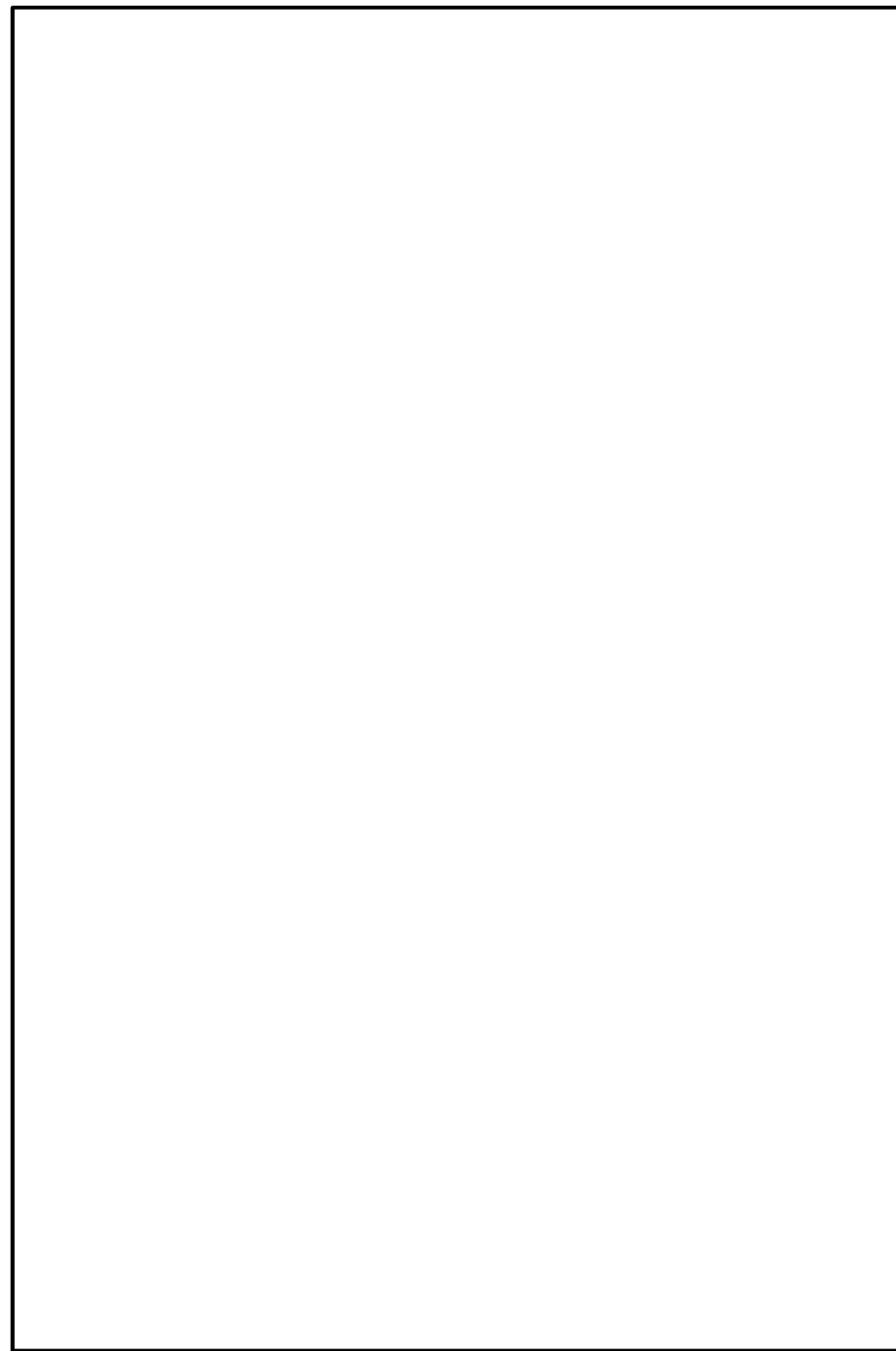
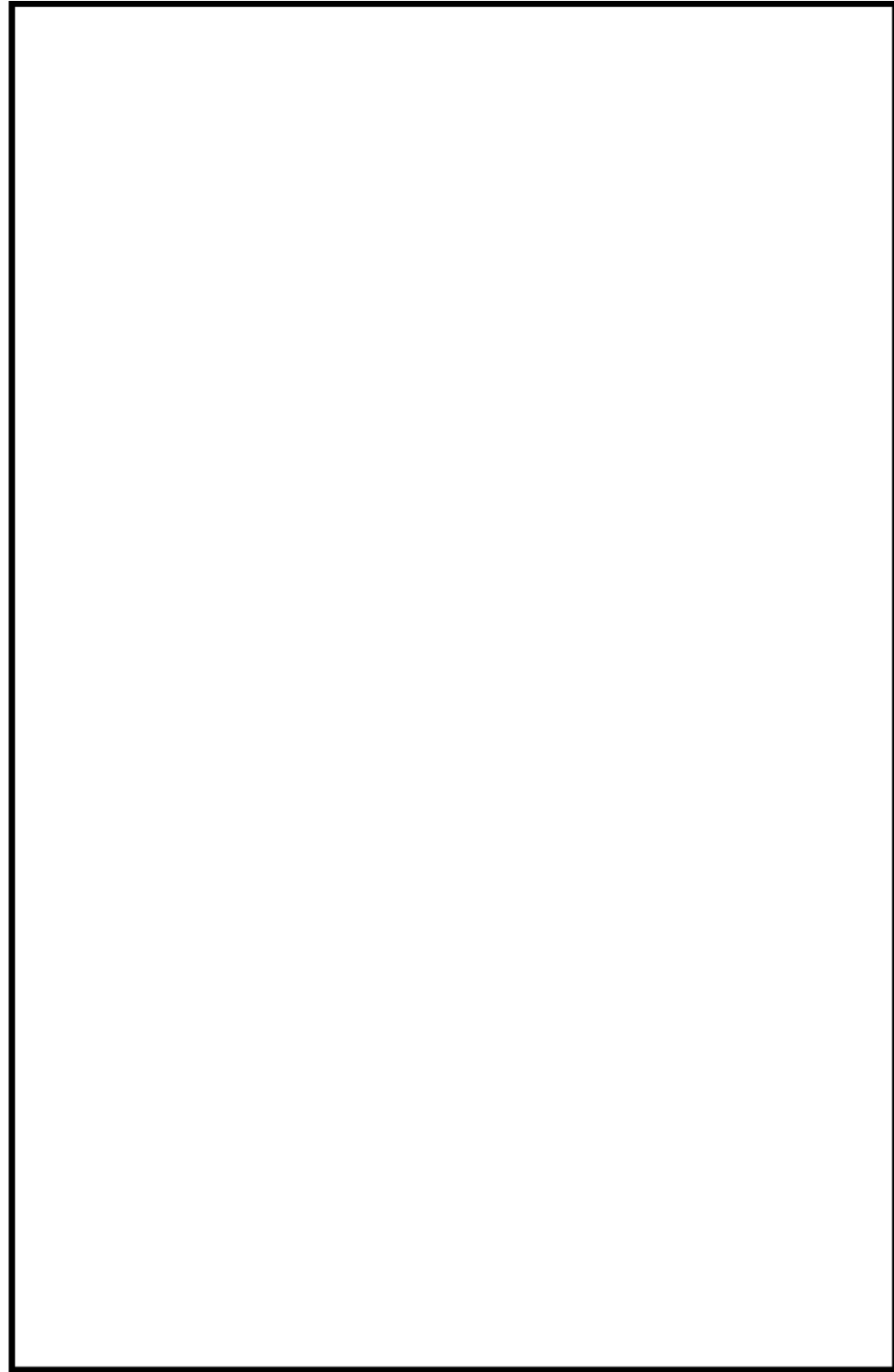
第 58-9-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (9 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
燃料プールの 監視	燃料プール水位 (SA)	-4.30~7.30m ※6 (EL31218~ 42818)	-	1	-※7	ガイドバルブス式水位 検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール水位・温度 (SA)	0~150°C	0~1,200°C※1	1※10	1	熱電対	廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
	燃料プールのエア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h 10 ⁻³ ~10 ⁻⁴ mSv/h	-	1	-※7	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
			-	1	-	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール監視カメラ (SA)	-	-	-	1	-※7	赤外線カメラ	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を 30 台 (計測時故障を考慮した1台含む) を配備する。なお、故障及び点検時の予備として 30 台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器等レベルより 1,328cm)。
- ※3 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面 (EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置 (区分II)、代替注水流量 (常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

・設備の相違



第 58-9-1 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート

図 58-9-1 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6 号炉) (1/8)

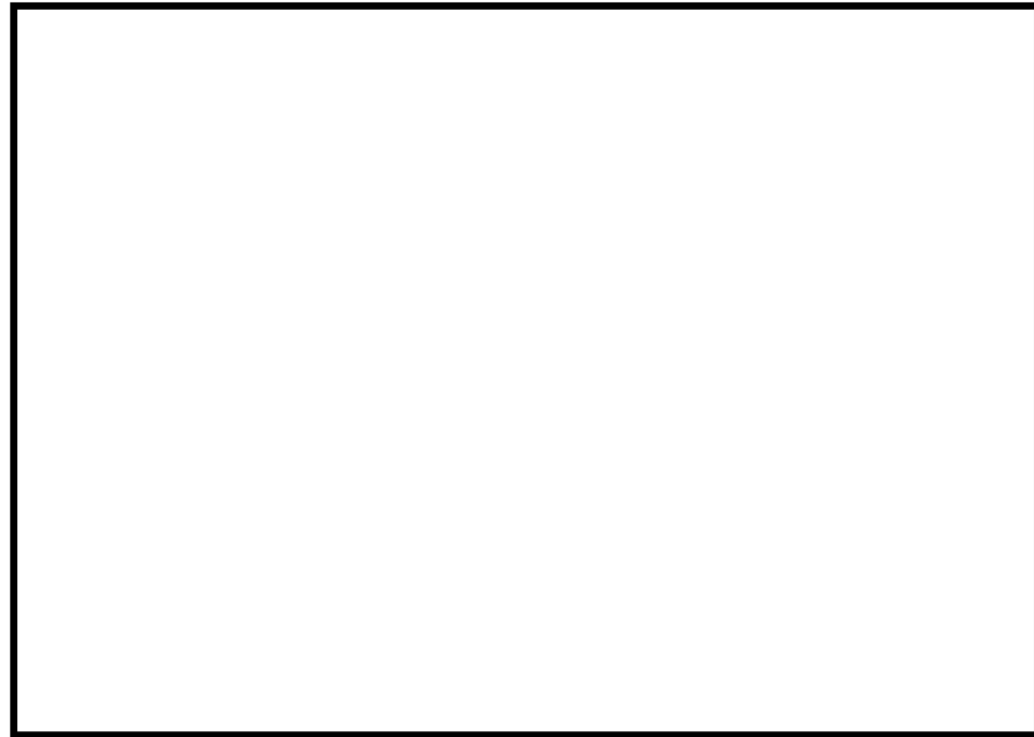


図 58-9-2 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (2/8)

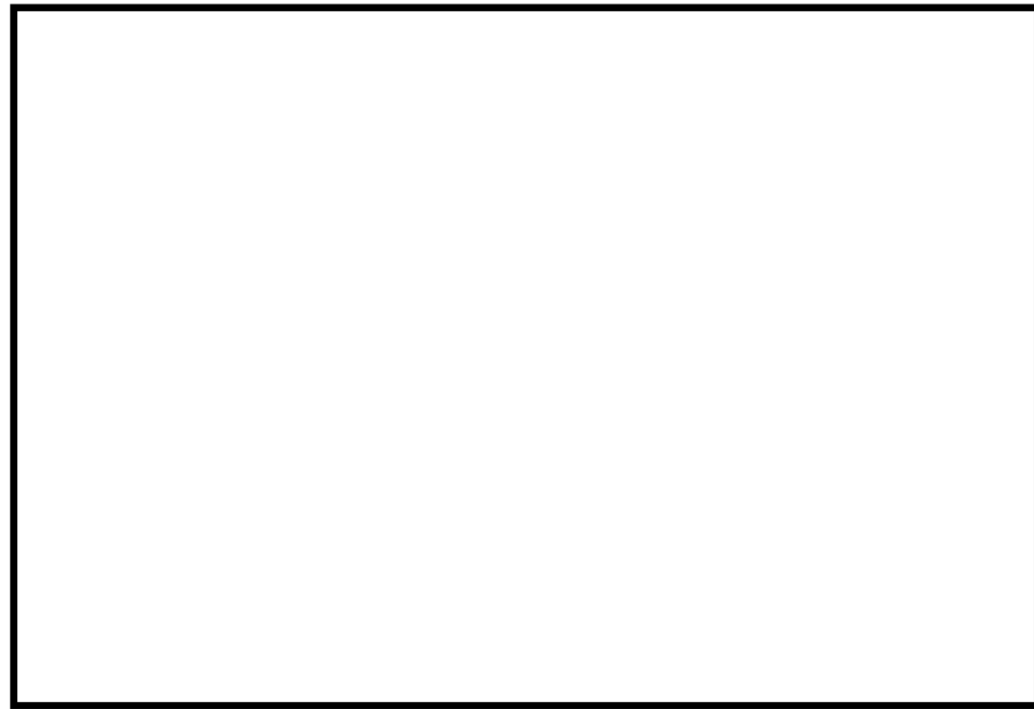


図 58-9-3 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (3/8)

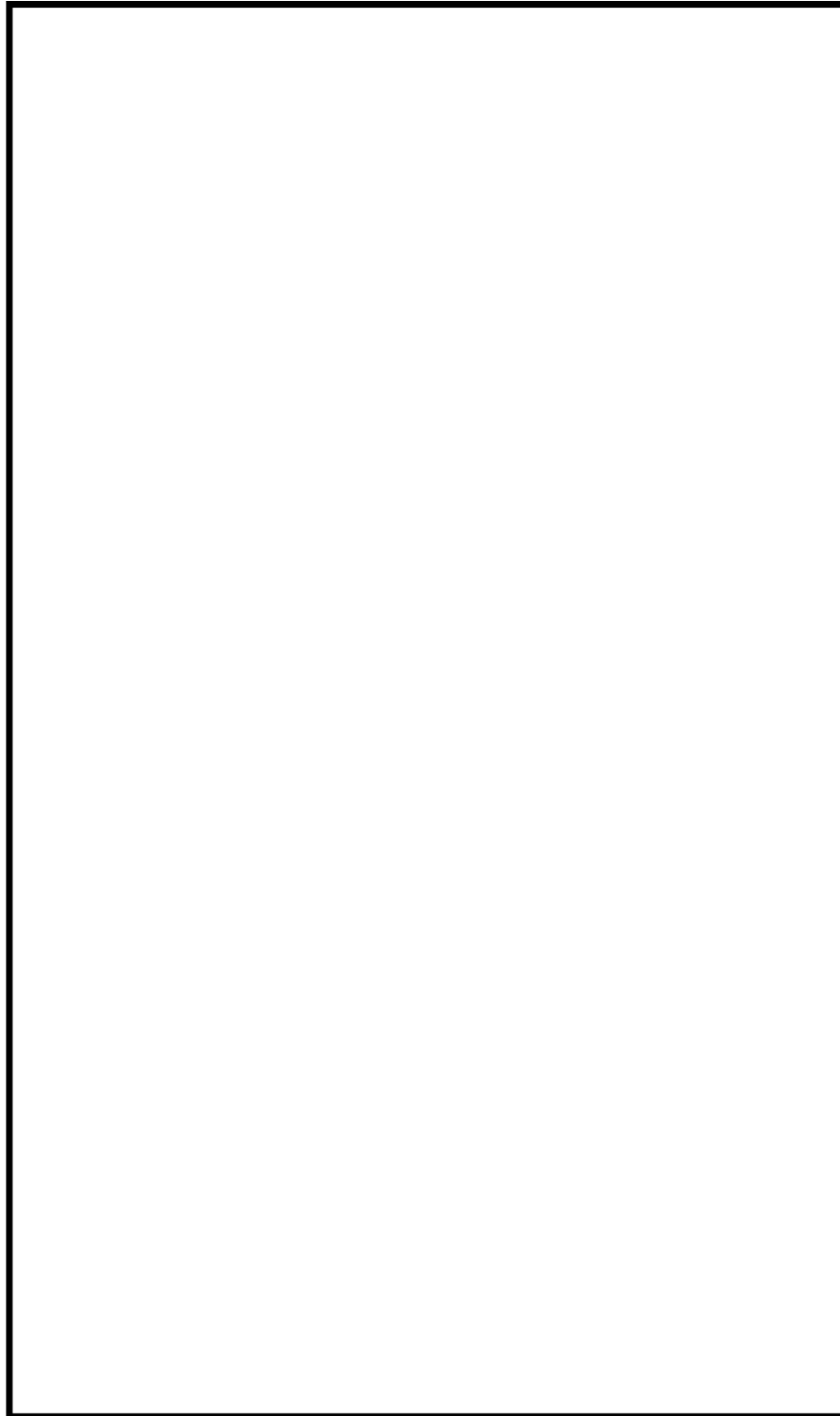


図 58-9-4 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (4/8)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="261 254 1166 785" data-label="Image"></div> <p data-bbox="270 793 1127 827">図 58-9-5 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (5/8)</p> <div data-bbox="261 831 1166 1717" data-label="Image"></div> <p data-bbox="270 1726 1127 1759">図 58-9-6 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (6/8)</p>		

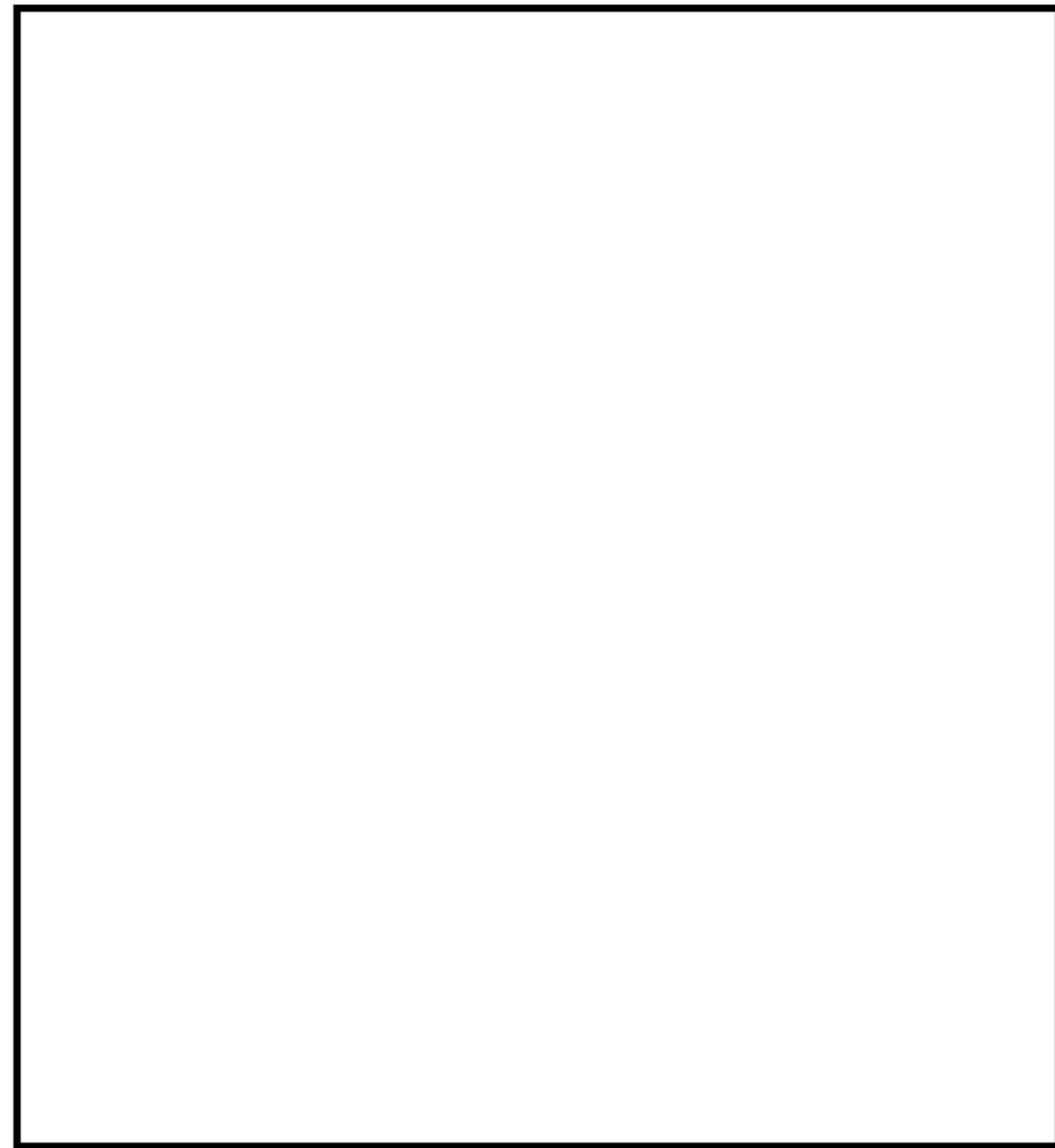


図 58-9-7 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (7/8)

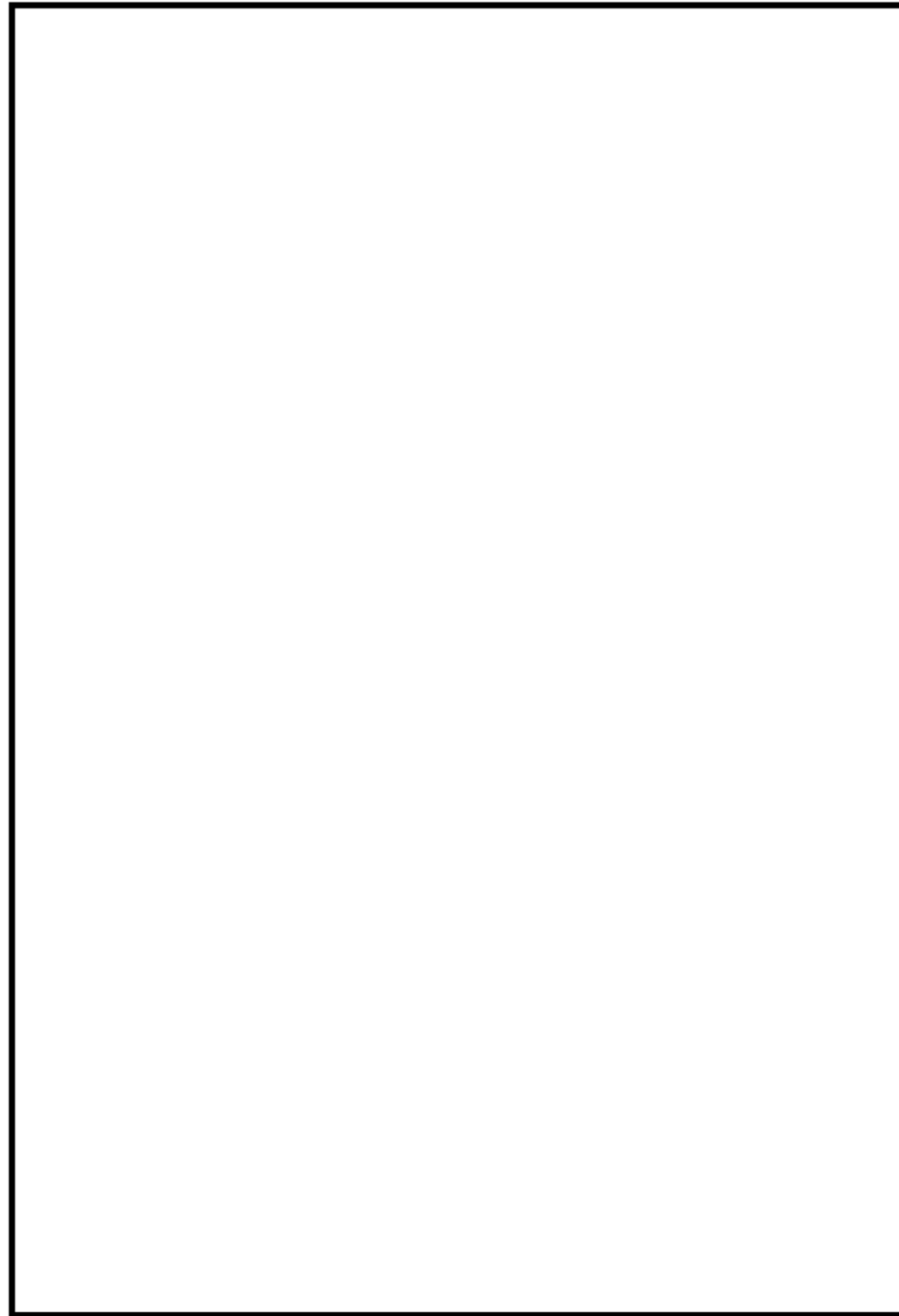


図 58-9-8 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (8/8)



図 58-9-9 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (1/4)

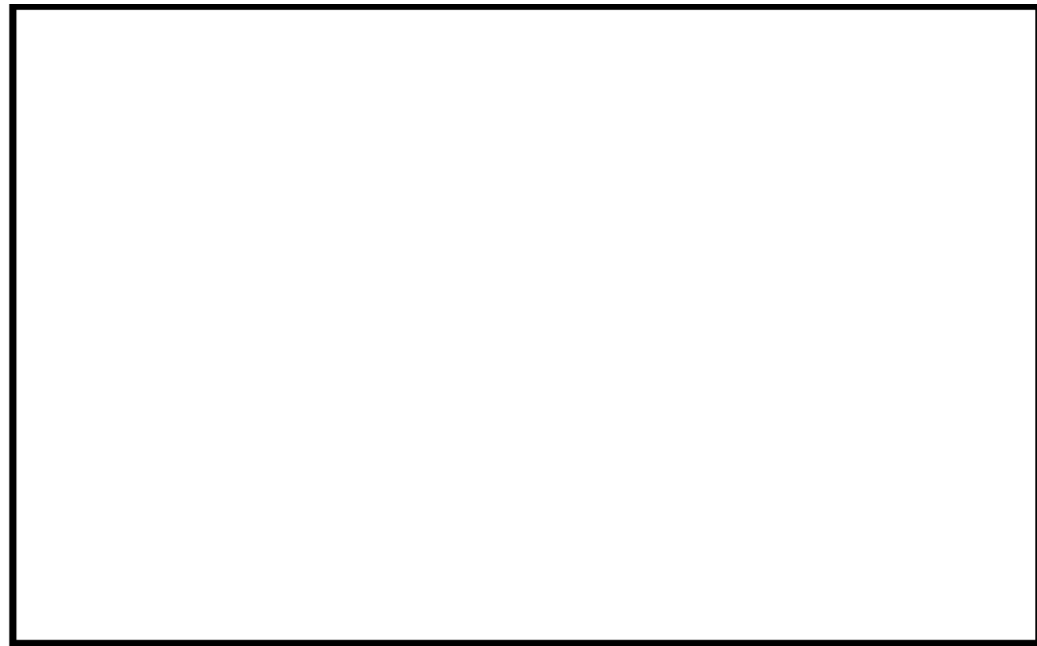


図 58-9-10 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (2/4)



図 58-9-11 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (3/4)

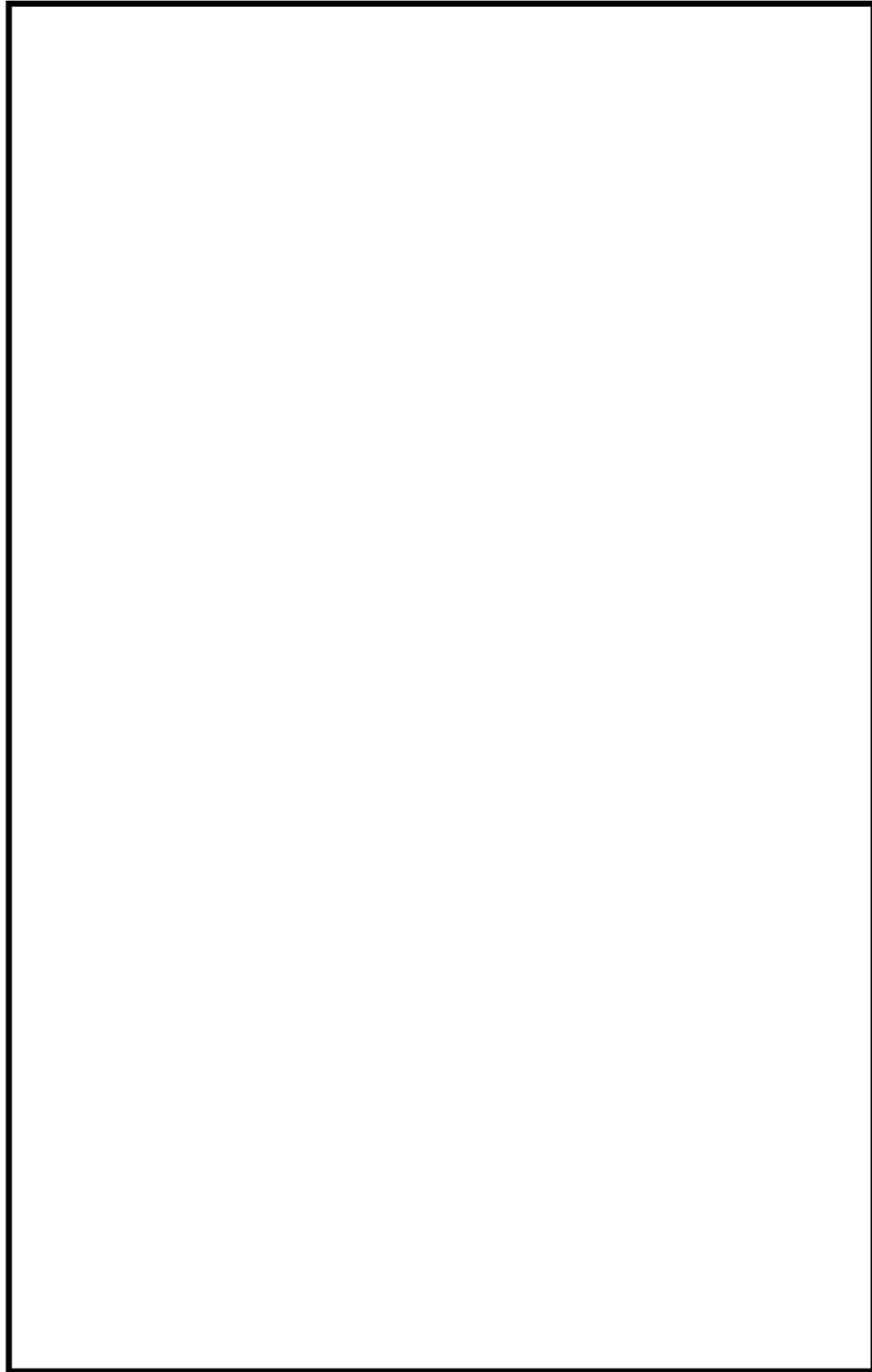


図 58-9-12 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (4/4)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="468 867 908 940">58-10 主要パラメータの耐環境性について</p>	<p data-bbox="1596 884 2125 915">58-10 主要パラメータの耐環境性について</p>	

計装設備の耐環境性について

重大事故等対処設備である、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備について、耐環境性等を整理した結果は以下のとおりである。

1. 原子炉格納容器内

原子炉格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、有効性評価の格納容器過圧・過温破損シナリオ「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における最大温度、圧力、積算線量を上回る条件に基づく耐環境性試験にて健全性を確認している。

なお、中性子束計測装置については、重大事故等の発生初期に計測機能を求められるものであり、設計基準対象施設としての設備仕様で要求機能を満足する。

表 58-10-1 耐環境性試験条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	200℃	0.62MPa (gage)	

表 58-10-2 耐環境性試験の評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気(温度、圧力、放射線)においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ 気体温度	熱電対		同上
サブプレッション・チェン バ・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式 水素検出器		同上

*検出器は無機物で構成しており、放射線による影響はない

計装設備の耐環境性について

重大事故等対処設備である、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備について、耐環境性等を整理した結果は以下のとおりである。

1. 原子炉格納容器内

原子炉格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、有効性評価の格納容器過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における最大圧力、温度、積算線量を上回る条件に基づく耐環境性試験にて健全性を確認している。

なお、中性子束計測装置については、重大事故等の発生初期に計測機能を求められるものであり、設計基準対象施設としての設備仕様で要求機能を満足する。

第 58-10-1 表 原子炉格納容器内の環境条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	短期(約4分間): 230℃ 長期: 180℃	0.853MPa [gage]	

第 58-10-2 表 耐環境性試験の評価結果

パラメータ名	検出器種類	耐環境試験条件	評価
原子炉圧力容器温度(SA)	熱電対		耐環境試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気(温度、圧力、放射線)においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウエル温度(SA)	熱電対		同上
ペDESTAL温度(SA)	熱電対		同上
ペDESTAL水温度(SA)	熱電対		同上
サブプレッション・チェンバ 温度(SA)	熱電対		同上
サブプレッション・プール水 温度(SA)	測温抵抗体		同上
ドライウエル水位	電極式 水位検出器		同上
ペDESTAL水位	電極式 水位検出器		同上

・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
<p>2. 原子炉建屋原子炉区域内, その他の建屋内, 屋外</p> <p>重大事故等時の原子炉建屋原子炉区域内, その他の建屋内, 屋外については環境条件を評価中であり, 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについて, それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。</p>	<p>2. 原子炉建物原子炉棟内, 原子炉建物附属棟内, その他の建物内及び屋外</p> <p>重大事故等時の原子炉建物原子炉棟内, 原子炉建物附属棟内, その他の建物内及び屋外については, 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについて, それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。</p>	

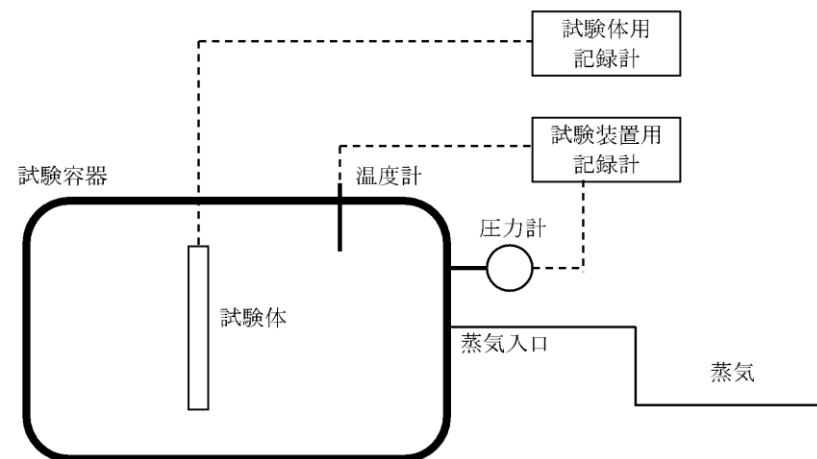
別紙 1

1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について

重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、原子炉格納容器内設置の計器であり、重大事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内の圧力及び温度が最も高くなるのは、格納容器過圧・過温破損シナリオ「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。次項以降において、重大事故等時における監視計器の健全性について評価する。

2. 試験方法

原子炉格納容器内設置計器のうち重大事故等時に監視機能を期待される計器については、重大事故等時環境試験を実施している。



試験装置の中に設置した試験体に対して重大事故等時環境（温度、圧力、蒸気）を印加し、監視機能を維持できることを確認。

図 58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図

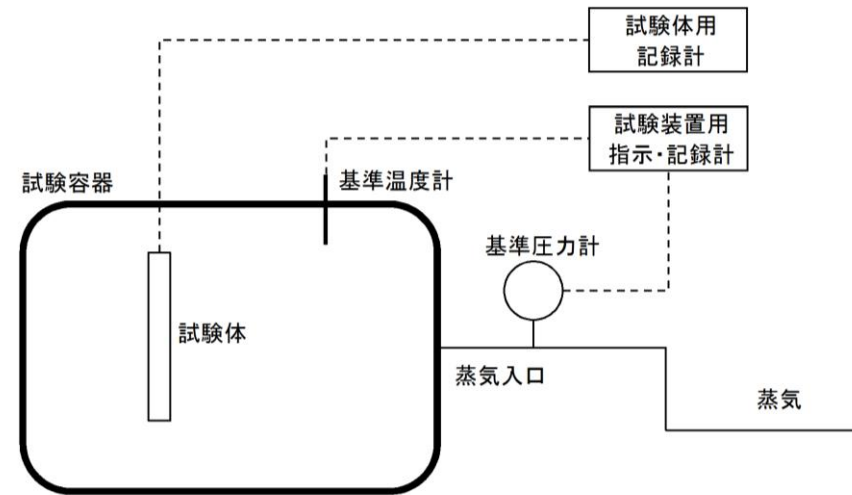
別紙 1

1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について

重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、格納容器内設置の計器であり、重大事故シーケンスにおいて格納容器内の圧力及び温度が最も高くなるのは、格納容器過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。次項以降において、重大事故等時における監視計器の健全性について評価する。

2. 試験方法

格納容器内設置計器のうち重大事故時に監視機能を期待される計器については、事故時環境試験を実施している。



試験装置の中に設置した試験体に対して事故時環境（温度、圧力、蒸気）を印加し、監視機能を維持できることを確認。

第 58-10-1 図 蒸気暴露試験装置イメージ図

3. 原子炉格納容器内設置計器の重大事故等時耐環境試験結果

重大事故等時模擬試験の結果、圧力0.62MPa(gage)以上で、温度200℃以上、積算線量以上(無機物で構成している検出器は除く)の重大事故等時環境の印加に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が原子炉格納容器内の重大事故シーケンスの最高値を上まわっていることから、計器の健全性に問題はない。

3. 原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境試験結果

事故時模擬試験の結果、圧力0.853MPa [gage]以上で、温度180℃以上(短期(4分間)230℃)、積算線量以上の重大事故等時環境の印加に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が格納容器内の重大事故シーケンスの最高値を上まわっていることから、計器の健全性に問題はない。

表 58-10-3 耐環境試験の評価結果(原子炉格納容器内設置計器)

パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気(温度、圧力、放射線)においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ 気体温度	熱電対		同上
サブプレッション・チェン バ・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上
格納容器内水素濃度(SA)	水素吸蔵材料式 水素検出器		同上

*検出器は無機物で構成しており、放射線による影響はない

第 58-10-3 表 耐環境試験の評価結果(原子炉格納容器内設置計器)

パラメータ名	検出器種類	耐環境試験条件	評価
原子炉圧力容器温度(SA)	熱電対		耐環境試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気(温度、圧力、放射線)においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウエル温度(SA)	熱電対		同上
ペDESTAL温度(SA)	熱電対		同上
ペDESTAL水温度(SA)	熱電対		同上
サブプレッション・チェンバ 温度(SA)	熱電対		同上
サブプレッション・プール水 温度(SA)	測温抵抗体		同上
ドライウエル水位	電極式 水位検出器		同上
ペDESTAL水位	電極式 水位検出器		同上

・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
58-11 パラメータの抽出について	58-11 パラメータの抽出について	

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
<p>1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備</p> <p>設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にした (表 58-11-1 参照)。</p> <p>2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備</p> <p>重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文で適切に抽出されていることを確認した (表 58-11-1 参照)。</p>	<p>1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備</p> <p>設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にした (第 58-11-1 表参照)。</p> <p>2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備</p> <p>重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文で適切に抽出されていることを確認した (第 58-11-1 表参照)。</p>	

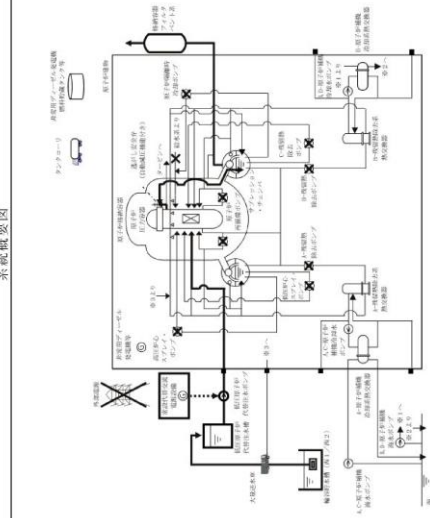
第 58-11-1 表 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備 (2 / 2)

主要設備	設置許可基準規則※ 1										有効性評価※ 2 ※ 3																						
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	2.1	2.2	2.3	2.4	2.5	2.6	2.7	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
蒸留熱除去ポンプ出口圧力			○																														
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力																																	
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力				○																													
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力																																	
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力																																	
残留熱代替除去ポンプ出口圧力																																	
原子炉建物水蒸気濃度																																	
動的触媒式水蒸気処理器入口温度																																	
動的触媒式水蒸気処理器出口温度																																	
格納容器温度濃度 (S A)																																	
格納容器温度濃度 (D 系)																																	
燃料プール水位 (S A)																																	
燃料プール水位・温度 (S A)																																	
燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)																																	
燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)																																	

※ 1 : 「◎」は各設置許可基準規則で設置要求のある計装設備 ※ 2 : 有効性評価の 3.3 及び 3.5 は 3.2 のシナリオに包絡 ※ 3 : 有効性評価の 3.4 は 3.1 のシナリオに包絡

・設備の相違

第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (2/34)

No	シナリオ 高圧・低圧注水 機能喪失 (つづき)	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1			ドライウェル圧力 (S A) サプレッション・チェンバ圧力 (S A) 格納容器代替スプレッド水位 (S A) 格納容器冷却スプレッドモニタ (ドライウェル) 格納容器空相気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) スクラバ容器水位 格納容器圧力 第1ベントフェイタルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (格納容器状態確認) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (代替スプレッド確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (中心相係有無判断) 48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58条 (格納容器状態確認)

・設備の相違

第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (4/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失 (つづき)		高圧中心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口流量 サブプレッショントランスフェル水温度 (S A) 残留熱除去系熱交換器入口温度	58 条設計基準配置 (高圧注水機能喪失を確保) 58 条設計基準配置 (残留熱除去ポンプ見直し確認) 58 条設計基準配置 (解圧上使用を仮定) 58 条 (格納容器機能確認) 58 条設計基準配置 (解圧上使用を仮定)

・設備の相違

第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (14/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	廃熱除去機能喪失 (取水機能喪失 (つつき))		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉循環ポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブプレッション・プール水温度 (S A) 残留熱除去ポンプ出口流量	47 条 (低圧時の原子炉管理) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準仕様 (解析上取用を仮定) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準仕様 (解析上取用を仮定)

・設備の相違

第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (16/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	瞬時蒸気発生機 喪失 (残留熱除去系 故障) (つづき)		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 サプレッション・プール水温度 (S A) 原子炉圧力 (S A) 代替注水流量 (管設) 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウェル圧力 (S A) サプレッション・チェンバ圧力 (S A) 格納容器代替スプレイ流量 サプレッション・プール水位 (S A) 格納容器空相気放射線モニタ (ドワイウェル) 格納容器空相気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) スクラバ容器圧力 スクラバ容器水位 第1ベントファイナルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	58条 (原子炉状態確認) 58条設計基準配置 (解析上利用を仮定) 58条設計基準配置 (低圧注水機能喪失を確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (原子炉状態確認) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (代替注水確認) 56条 (水の供給設備) 58条 (水取確認) 48条 (最終ヒートトランクへの熱の輸送) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (格納容器状態確認) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (代替スプレイ確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 48条 (最終ヒートトランクへの熱の輸送) 58条 (格納容器状態確認)

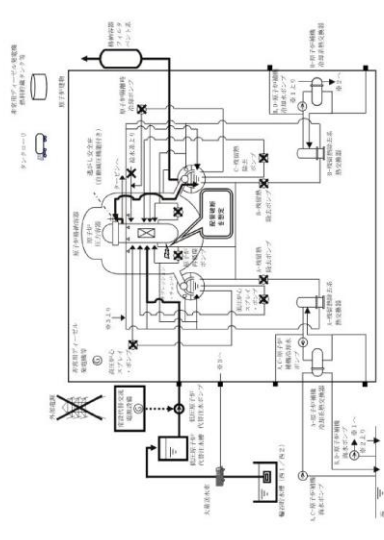
・設備の相違

第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (18/34)

No	シナリオ 原子炉停止機能 喪失 (つづき)	系統概要図	期待する設備	分類
2.5			残留熱除去系配管 (低圧注水配管)	47 条設計基準配管 (配管)
			残留熱除去系ポンプ (低圧注水ポンプ)	47 条設計基準配管 (配管)
			原子炉補機冷却系 (原子炉補機冷却系を含む)	48 条設計基準配管 (配管)
			原子炉補機冷却系ポンプ (原子炉補機冷却系ポンプを含む)	48 条設計基準配管 (ポンプ)
			原子炉補機冷却系配管 (原子炉補機冷却系配管)	48 条設計基準配管 (配管)
			原子炉補機冷却系ポンプ (原子炉補機冷却系ポンプ)	48 条設計基準配管 (ポンプ)
			原子炉補機冷却系熱交換器 (原子炉補機冷却系熱交換器)	48 条設計基準配管 (配管)
			原子炉補機冷却系ポンプ (原子炉補機冷却系ポンプ)	48 条設計基準配管 (ポンプ)
			原子炉補機冷却系ポンプ (原子炉補機冷却系ポンプ)	48 条設計基準配管 (ポンプ)
			平均出力制限計装	48 条設計基準配管 (配管)
			ドライウェル圧力 (S A)	49 条 (格納容器の冷却)
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	58 条 (格納容器状態確認)
			原子炉水位 (圧力検)	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉水位 (検出機)	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉水位 (S A)	58 条 (原子炉状態確認)
高圧炉心スプレッドポンプ出口圧力	58 条設計基準配管 (解析上使用を仮定)			
残留熱除去系ポンプ出口圧力	58 条設計基準配管 (R H R ポンプ起動確認)			
原子炉補機冷却系ポンプ出口圧力	58 条設計基準配管 (解析上使用を仮定)			
原子炉補機冷却系ポンプ出口流量	58 条設計基準配管 (解析上使用を仮定)			
サブプレッション・プール水温度 (S A)	58 条 (格納容器状態確認)			
中性子源領域計装	58 条 (スクラム失敗確認, S L C 注入確認, 昇確認)			
残留熱除去系ポンプ出口流量	58 条設計基準配管 (解析上使用を仮定)			

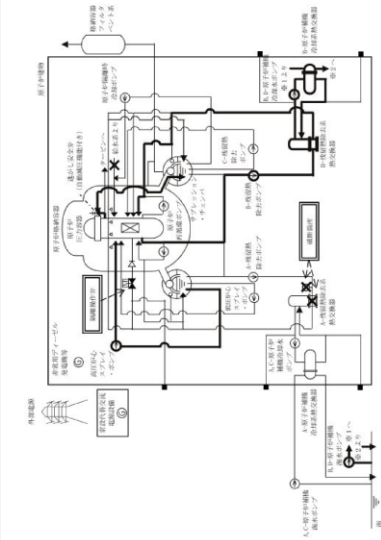
・設備の相違

第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (20/34)

No 2.6 シナリオ LOCA 再注水機能 喪失 (中・小破断 LOCA (つづき))	系統概要図 	期待する設備 ドライウエル圧力 (S A) サプレッション・チェンバ圧力 (S A) 格納容器代替スプレイ流量 サプレッション・プール水位 (S A) 格納容器蒸気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器蒸気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ベントフイオラタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	分類案 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替スプレイ確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)
--	--	---	--

・設備の相違

第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (22/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類
2.7	格納容器バイパス (LOCA) (つづき)		原子炉補機冷却系角 (原子炉補機冷却系角) 原子炉補機冷却系サージタンク (原子炉補機冷却系角) 原子炉補機冷却系熱交換器 (原子炉補機冷却系角) 原子炉補機冷却系ポンプ 原子炉補機冷却系排水ストレーナ 平均出力領域計装 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線形域) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 原子炉圧力 (S A) ドライウェル圧力 (S A) ドライウェル温度 (S A) 残留熱除去ポンプ出口圧力 サプレッション・プール水温度 (S A) 残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱除去系熱交換器入口温度	48条設計基準圧強 (流路) 48条設計基準圧強 (流路) 48条設計基準圧強 (流路) 48条設計基準圧強 (ポンプ) 48条設計基準圧強 (流路) 48条設計基準圧強 (流路) 48条設計基準圧強 (流路) 48条設計基準圧強 (流路) 48条設計基準圧強 (流路) 58条 (原子炉状態確認) 58条 (原子炉状態確認) 58条設計基準圧強 (解析上利用を仮定) 58条設計基準圧強 (解析上利用を仮定) 58条 (原子炉状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条設計基準圧強 (系統圧及びISLOCA発生を仮定) 58条設計基準圧強 (解析上利用を仮定) 58条設計基準圧強 (解析上利用を仮定)

・設備の相違

第 58-11-2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (24/34)

No	シナリオ	系統要素	期待する設備	分類
3.1	格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系使用)(つづき)		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 格納容器過圧検出特報モニタ (ドライウエル) 格納容器過圧放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 格納容器水蒸気度 (S A) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水機水位 ドライウエル温度 (S A) ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) 残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 サブプレッション・プール水温度 (S A) 格納容器機器蒸気度 (S A)	47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 56 条 (水の供給設備)、58 条 (水測確認) 50 条 (格納容器の過圧検出防止) 58 条 (格納容器の過圧検出防止) 50 条 (格納容器の過圧検出防止) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 50 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替スプレイ確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認)

・設備の相違

第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (26/34)

No	シナリオ	系統図	期待する設備	分類
3.1	格納容器過圧・ 過温破損 (残留熱代替除去系不使用) (つづき)		代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 サブプレッシャブル注水槽水位 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) サプレッション・プール水位 (SA) スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ベントフイアル出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 格納容器積存量 (SA)	47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (代替注水確認) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (代替スプレイ確認) 56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認) 49条 (格納容器の冷却) 50条 (格納容器の過圧破損防止) 58条 (水位不明判断, 格納容器冷却確認) 49条 (格納容器の冷却) 50条 (格納容器の過圧破損防止) 58条 (格納容器状態確認) 50条 (格納容器の過圧破損防止) 58条 (格納容器状態確認) 50条 (格納容器の過圧破損防止) 58条 (格納容器状態確認) 50条 (格納容器の過圧破損防止) 58条 (格納容器状態確認)

・設備の相違

第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (28/34)

No	シナリオ	系統要図	期待する設備	分類
3.2	シナリオ 高圧溶融物放出 / 格納容器空開 気直後加熱 (つづき)		蒸発ガス代替注入系配管 (蒸発ガス代替注入流路) 蒸発ガス代替注入系弁 (蒸発ガス代替注入流路) 平均出力領域計算 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレッドポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレッドポンプ出口圧力 原子炉水位 (圧縮機) 原子炉水位 (凝縮機) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力 (S A) 格納容器空開気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器空開気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) 格納容器本体温度 (S A) 原子炉圧力容器温度 (S A) 格納容器代替スプレッドポンプ流量 ベデスタル代替注水流量 (快番減用) ベデスタル水位 ドライウエル圧力 (S A) 残留熱代替除去系格納容器スプレッドポンプ流量 ベデスタル温度 (S A) ベデスタル温度 (S A) ドライウエル温度 (S A) サプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) サプレッジョン・プール温度 (S A) 格納容器機器温度 (S A)	52条 (流路) 52条 (流路) 0B (SS発生時のスクラム機能確認) 58条 (ただし他シナリオでSA (58条は動) と分類) 58条 (設計基準性能 (高圧注水機能喪失を確認)) 58条 (設計基準性能 (残留熱除去系故障を確認)) 58条 (設計基準性能 (低圧注水機能喪失を確認)) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (原子炉状態確認) 58条 (原子炉状態確認) 58条 (炉心損傷有無判断) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (原子炉状態確認) 51条 (格納容器下部の格納炉心冷却) 58条 (代替ベデスタル注水確認) 51条 (格納容器下部の格納炉心冷却) 58条 (格納容器状態確認) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (代替スプレッドポンプ) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認)

・設備の相違

第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (30/34)

No	シナリオ 想定事故等 (使用済燃料貯蔵プール)	系統概要図	期待する設備	分類条
4.2			燃料プールのスプレイ系 大量送水車 輸送貯水槽 (西1/西2) (代替水源) タンクローリ (給油) 非常用ディゼージェル発電機等 (電源) 非常用ディゼージェル発電機燃料貯蔵タンク等 可搬型スプレインスル 燃料プールの 燃料プールの水位・温度 (S A) 燃料プールの水位 (S A) 燃料プールの監視カメラ (S A) (燃料プールの監視カメラ用冷却設備を含む) 残留熱除去ポンプの出口圧力 残留熱除去ポンプの出口流量 燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	54条 54条 (ポンプ) 56条 (ただし設備ではなく措置) 57条 (燃料輸送) 57条 57条 (燃料源) 54条 (流路) 54条 (注入先) 54条 (SFP状態確認) 54条 (SFP状態確認) 54条 (SFP状態確認) 58条設計基準比準 (SFP冷却機能喪失を確認) 58条設計基準比準 (SFP冷却機能喪失を確認) 54条 (SFP上部空間積層確認)

・設備の相違

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (22/22)

No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.3	原子炉冷却材の漏洩 (運転停止中の原子炉)		残留熱除去ポンプ (低圧注水モード) 残留熱除去ポンプ (原子炉停止時高圧モード) サブプレッション・チェンバ (水源) 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 残留熱除去系配管 (低圧注水配管) 残留熱除去系弁 (低圧注水配管) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (原子炉停止時高圧配管) 残留熱除去系弁 (原子炉停止時高圧配管) 原子炉補機冷却油ポンプ 原子炉補機冷却油ポンプシランク 原子炉補機冷却油ポンプ 残留熱除去系系流置 原子炉水位 (圧伸機)、(燃料機) サブプレッション・チェンバ・プール水位 外部電源 (電源) 原子炉システム機能 (原子炉初期起動) 起動領域モニタ 制御引き抜き用保護 (原子炉初期起動) 起動領域モニタ	47 条設計基準 (解折上 사용을 規定) 47 条設計基準 (解折上 사용을 規定) DB (解折上 사용을 規定) ただし他シナリオで SA (水源) と分類 DB (解折上 사용을 規定) ただし他シナリオで SA (燃料機) と分類 47 条設計基準 (解折上 사용을 規定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 47 条設計基準 (解折上 사용을 規定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 DB (解折上 사용을 規定する DB 設備の注入先) ただし他シナリオで SA (注入先) と分類 47 条設計基準 (解折上 사용을 規定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 48 条設計基準 (解折上 사용을 規定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 48 条設計基準 (解折上 사용을 規定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 48 条設計基準 (解折上 사용을 規定) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類
5.4	反応度の誤投入 (運転停止中の原子炉)			DB (原子炉システム機能の確保) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類

第 58-11-2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (33/34)

No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.3	原子炉冷却材の漏洩 (運転停止中の原子炉)		残留熱除去ポンプ (低圧注水モード) サブプレッション・チェンバ (水源) 非常用ディーゼル発電機 (電源) 残留熱除去系配管 (低圧注水配管) 残留熱除去系弁 (低圧注水配管) 原子炉圧力容器 原子炉水位 (圧伸機) 原子炉水位 (S A) サブプレッション・プール水位 (S A) 残留熱除去ポンプ出口流量	47 条設計基準 (解折上 사용을 規定) DB (解折上 사용을 規定) ただし他シナリオで SA (水源) と分類 57 条設計基準 (燃料機) 47 条設計基準 (電源) 47 条設計基準 (流路) 47 条設計基準 (流路) DB (解折上 사용을 規定する DB 設備の注入先) ただし他シナリオで SA (注入先) と分類 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準 (解折上 사용을 規定)

第58-11-2表 37条(重大事故等対策の有効性評価)各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (34/34)

No	シナリオ	系統観要図	期待する設備	分類案
5.4	反応度の誤投入 (運転停止中の 原子炉)		外部電源(電源) 原子炉システム機能(中性子束高) 中性子源領域計装	DB(解析上採用を仮定) DB(解析上採用を仮定) DB(原子炉システム機能の確保) ただし他シナリオでSA(58条設備)と分類