

(1) 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 (最終ヒートシンクの確保)

(1) 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 (最終ヒートシンクによる冷却状態の確認)

・設備の相違

項目	最終ヒートシンクの確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	代替循環冷却系		
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	0~200℃	最大値：97℃
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0~200℃	-
	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)	-
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	0~350m ³ /h	-
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	-
	格納容器圧力逃がし装置		
	フィルタ装置水位	0~6000mm	-
	フィルタ装置入口圧力	0~1MPa [gage]	-
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	-
	フィルタ装置水素濃度	0~100vol%	-
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0~50kPa	-
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0~14	-
	耐圧強化ベント系		
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	-
	フィルタ装置水素濃度	0~100vol%	-
	残留熱除去系		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値：182℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	最大値：182℃
残留熱除去系系統流量	0~1500m ³ /h	0~954m ³ /h	
代替パラメータ	代替循環冷却系		
	①サブプレッション・チェンバ気体温度 (サブプレッション・チェンバ・プール水温度, 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の代替)	0~300℃	最大値：138℃
	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (復水補給水系温度 (代替循環冷却), 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の代替)	0~200℃	最大値：97℃
	①原子炉水位 (広帯域) (復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) の代替)	-3200~3500mm ^{*1}	-6872~1650mm ^{*1}
	①原子炉水位 (燃料域) (復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) の代替)	-4000~1300mm ^{*2}	-3680~4843mm ^{*2}
	①原子炉水位 (SA) (復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) の代替)	-3200~3500mm ^{*1} -8000~3500mm ^{*1}	-6872~1650mm ^{*1}
	①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) (復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の代替)	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	-
	①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) (復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の代替)	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	-
	①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) (復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の代替)	0~350m ³ /h	-

項目	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	残留熱代替除去系		
	サブプレッション・プール水温度 (SA)	0~200℃	最大値：88℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~200℃	最大値：90℃
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0~50m ³ /h	-
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0~150m ³ /h	-
	格納容器フィルタベント系		
	スクラバ容器水位		-
	スクラバ容器圧力	0~1MPa [gage]	-
	スクラバ容器温度	0~300℃	-
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	0~20vol%/ 0~100vol%	-
	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)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	-
	残留熱除去系		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~200℃	最大値：90℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~200℃	最大値：90℃
残留熱除去ポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1380m ³ /h	
代替パラメータ	残留熱代替除去系		
	① サブプレッション・チェンバ温度 (SA) (サブプレッション・プール水温度 (SA) の代替)	0~200℃	最大値：88℃
① サブプレッション・プール水温度 (SA) (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~200℃	最大値：88℃	

の代替)		
①復水移送ポンプ吐出圧力 (復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の代替)	0~2MPa [gage]	-
①格納容器内圧力 (S/C) (復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の代替)	0~980. 7kPa [abs]	最大値 : 177kPa [gage]
①サブプレッション・チェンバ・プール水位 (復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の代替)	-6~11m (T. M. S. L. -7150~+9850mm)	-2. 59~0m (T. M. S. L. -3740~ -1150mm)
②格納容器下部水位 (復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の代替)	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
②原子炉圧力容器温度 (復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) の代替)	0~350°C	最大値 : 300°C
②ドライウエル雰囲気温度 (復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の代替)	0~300°C	最大値 : 138°C
格納容器圧力逃がし装置		
①格納容器内圧力 (D/W) (フィルタ装置入口圧力の代替)	0~1000kPa [abs]	最大値 : 246kPa [gage]
①格納容器内圧力 (S/C) (フィルタ装置入口圧力の代替)	0~980. 7kPa [abs]	最大値 : 177kPa [gage]
①格納容器内水素濃度 (SA) (フィルタ装置水素濃度の代替)	0~100vol%	0~6. 2vol%
①フィルタ装置水位 (フィルタ装置スクラバ水 pH の代替)	0~6000mm	-
耐圧強化ベント系		
①格納容器内水素濃度 (SA) (フィルタ装置水素濃度の代替)	0~100vol%	0~6. 2vol%
残留熱除去系		
①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~350°C	最大値 : 300°C
①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~200°C	最大値 : 97°C
①残留熱除去系熱交換器入口温度 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~300°C	最大値 : 182°C
①残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (残留熱除去系系統流量の代替)	0~3. 5MPa [gage]	最大値 : 3. 5MPa [gage]
①原子炉補機冷却水系系統流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	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)	0~2200m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1700m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 0~2600m ³ /h (7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1600m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)
①残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	0~1200m ³ /h
*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)		

① 原子炉水位 (広帯域) (残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替)	-400~150cm ^{*1}	-539cm~132cm ^{*1}
① 原子炉水位 (燃料域) (残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替)	-800~-300cm ^{*1}	-539cm~132cm ^{*1}
① 原子炉水位 (SA) (残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替)	-800~150cm ^{*1}	-539cm~132cm ^{*1}
① 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の代替)	0~50m ³ /h	-
① 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 (残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替)	0~3MPa [gage]	-
② 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 (残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替)	0~150m ³ /h	-
② 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 (残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替)	0~3MPa [gage]	-
② サブプレッション・プール水温度 (SA) (残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替)	0~200°C	最大値 : 88°C
② ドライウエル温度 (SA) (残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替)	0~300°C	最大値 : 145°C
② サブプレッション・チェンバ温度 (SA) (残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替)	0~200°C	最大値 : 88°C
③ 原子炉圧力容器温度 (SA) (残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替)	0~500°C	最大値 : 302°C
格納容器フィルタベント系		
① ドライウエル圧力 (SA) (スクラバ容器圧力の代替)	0~1000kPa [abs]	最大値 : 324kPa [gage]
① サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) (スクラバ容器圧力の代替)	0~1000kPa [abs]	最大値 : 206kPa [gage]

計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。 なお、最終ヒートシンクの確保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により監視が可能である。</p>
推定方法	<p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>1. 代替循環冷却系 (1) サプレッション・チェンバ・プール水温度 ① サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態にあると仮定し、サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。</p> <p>(2) 復水補給水系温度 (代替循環冷却) ① サプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系温度 (代替循環冷却) の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。 熱交換器ユニットの熱交換量評価 (例として、サプレッション・チェンバ・プール側：約160℃に対して出口側は約80℃の評価) から、サプレッション・チェンバ・プール水温度により復水補給水系温度 (代替循環冷却) を推定する。</p> <p>(3) 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ① 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA) 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位及びの水位変化により復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) を推定する。(詳細は、(d) 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 (原子炉圧力容器への注水量) 参照)</p> <p>② 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(4) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ① 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量), 復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器側の復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 又は原子炉格納容器下部側の復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器側への注水量を推定する。</p> <p>揚程及びシステム抵抗[m]の算出方法 ・ 運転中の復水移送ポンプ吐出圧力と停止中の復水移送ポンプ吐出圧力との差 ・ 運転中の復水移送ポンプ吐出圧力と格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位による水頭圧, 吸込配管圧損等を考慮した圧力との差 (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 別紙2 参照)</p>

計測目的	格納容器水素濃度 (SA)		
	① (第1ベントフィルタ出口水素濃度の代替)	0~100vol%	0~2.0vol%
	格納容器水素濃度		
	① (第1ベントフィルタ出口水素濃度の代替)	0~5vol% / 0~100vol%	0~2.0vol%
	残留熱除去系		
	原子炉圧力容器温度 (SA) (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~500℃	最大値: 302℃
	① サプレッション・プール水温度 (SA) (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~200℃	最大値: 88℃
	残留熱除去系熱交換器入口温度		
	① (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~200℃	最大値: 90℃
	① 残留熱除去ポンプ出口圧力 (残留熱除去ポンプ出口流量の代替)	0~4MPa [gage]	最大値: 1.0MPa [gage]
② 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~1500m ³ /h	0~1218m ³ /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1328cm)			
※2: 基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610)			
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。 なお、最終ヒートシンクの確保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により監視が可能である。</p>		
推定方法	<p>推定方法は、以下の通りである。</p> <p>1. 残留熱代替除去系 (1) サプレッション・プール水温度 (SA) ① サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態にあ</p>		



図 58-8-23 復水移送ポンプ性能曲線

②サブプレッション・チェンバ・プール水温度, ドライウェル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体温度
 代替循環冷却系による冷却において, 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は, サプレッション・チェンバ・プール水温度, ドライウェル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

(5) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)
 ①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位
 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は, 原子炉格納容器側の復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より, 原子炉格納容器側への注水量を推定する。

②格納容器下部水位
 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は, 注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。

2. 格納容器圧力逃がし装置
 (1) フィルタ装置入口圧力
 ①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)
 フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は, 格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
 フィルタ装置入口圧力を格納容器内圧力との関係から推定する。(別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (格納容器圧力逃がし装置) について 別紙 18 参照)。

ると仮定し, サプレッション・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッション・プール水温度 (SA) を推定する。

(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度
 ①サブプレッション・プール水温度 (SA)
 残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は, 残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価からサブプレッション・プール水温度 (SA) により推定する。

残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価 (例として, サプレッション・チェンバ・プール側: 約170℃に対して出口側は約80℃の評価) から, サプレッション・プール水温度 (SA) により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定する。

(3) 残留熱代替除去系原子炉注水流量
 ①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA)
 残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は, 注水先の原子炉水位及びの水水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。(詳細は, (d) 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 (原子炉圧力容器への注水量) 参照)

②残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量, 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
 残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は, 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し, この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて, 残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。

③原子炉圧力容器温度 (SA)
 原子炉圧力容器温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

(4) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量, 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は, 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し, この流量から残留熱代替除去系

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) フィルタ装置水素濃度 ①格納容器内水素濃度 (SA) フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。</p> <p>(3) フィルタ装置スクラバ水 pH ①フィルタ装置水位 フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。</p> <p>3. 耐圧強化ベント系 (1) フィルタ装置水素濃度 ①格納容器内水素濃度 (SA) フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。</p> <p>4. 残留熱除去系 (1) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①原子炉圧力容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度 ①残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。</p> <p>②原子炉補機冷却水系統流量, 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 原子炉補機冷却系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(3) 残留熱除去系系統流量 ①残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。</p>	<p>原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。</p> <div data-bbox="1581 384 2255 1186" style="border: 1px solid black; height: 380px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第58-8-19図 残留熱代替除去系ポンプ性能曲線</p> <p>②サプレッション・プール水温度 (SA), ドライウエル温度 (SA), サプレッション・チェンバ温度 (SA) 残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サプレッション・プール水温度 (SA), ドライウエル温度 (SA), サプレッション・チェンバ温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>2. 格納容器フィルタベント系 (1) スクラバ容器圧力 ①ドライウエル圧力 (SA), サプレッション・チェンバ圧力 (SA) スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧</p>	



図 58-8-24 残留熱除去系ポンプによる注水特性

推定の
評価

1. 代替循環冷却系
 (1) サプレッション・チェンバ・プール水温度
 ①サプレッション・チェンバ気体温度
 サプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより、サプレッション・チェンバ・プール水温度を推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(サプレッション・チェンバ気体温度の誤差：±2.1℃)
 (2) 復水補給水系温度 (代替循環冷却)
 ①サプレッション・チェンバ・プール水温度
 熱交換器ユニットの熱交換量評価から、サプレッション・チェンバ・プール水温度により復水補給水系温度 (代替循環冷却) を推定することができる。
 また、除熱対象であるサプレッション・チェンバ・プール水温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (サプレッション・チェンバ・プール水温度の誤差：±1.7℃)。
 (3) 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)
 ①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA)
 原子炉水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (原子炉水位 (広帯域) の誤差：±49mm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差：±36mm, 原子炉水位 (SA) の誤差：±180mm)。
 ②原子炉压力容器温度
 除熱対象である原子炉压力容器温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (原子炉压力容器温度の誤差：±3.4℃)。

力 (SA) 又はサプレッション・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。
 スクラバ容器圧力を格納容器内圧力との関係から推定する。(別添資料-1 格納容器フィルタベント系について 別紙25参照)。

(2) 第1ベントフィルタ出口水素濃度
 ①格納容器水素濃度 (SA), 格納容器水素濃度
 第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器水素濃度により推定する。

3. 残留熱除去系
 (1) 残留熱除去系熱交換器入口温度
 ①原子炉压力容器温度 (SA), サプレッション・プール水温度 (SA)
 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉压力容器温度 (SA), サプレッション・プール水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度
 ①残留熱除去系熱交換器入口温度
 残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。

②残留熱除去系熱交換器冷却水流量
 残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

(3) 残留熱除去ポンプ出口流量
 ①残留熱除去ポンプ出口圧力
 残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。

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>(4) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)</p> <p>①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量), 復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位</p> <p>復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量), 復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位による推定方法は, 原子炉圧力容器側の復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 又は原子炉格納容器下部側の復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位にて, 復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器側への注水量を確認し, プラントの状態を考慮した推定としており, 原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用できる (復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) の誤差: $\pm 4\text{m}^3/\text{h}$, 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の誤差: $\pm 3\text{m}^3/\text{h}$ と, 「復水移送ポンプ性能曲線」より例えば流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ に対して, 復水移送ポンプ吐出圧力の誤差: $\pm 0.02\text{MPa}$, 運転中と停止中の復水移送ポンプ吐出圧力の差の最大誤差: $\pm 0.04\text{MPa}$ から流量に換算した場合は $190\text{m}^3/\text{h}$ であるが, 下記②の原子炉格納容器内の温度の低下傾向を併せて確認することで, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である)。</p> <p>②サプレッション・チェンバ・プール水温度, ドライウェル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体温度</p> <p>除熱対象であるサプレッション・チェンバ・プール水温度, ドライウェル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体温度の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (サプレッション・チェンバ気体温度の誤差: $\pm 2.1^\circ\text{C}$, ドライウェル雰囲気温度: $\pm 2.9^\circ\text{C}$, サプレッション・チェンバ・プール水温度の誤差: $\pm 1.7^\circ\text{C}$)。</p> <p>(5) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</p> <p>①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量), 復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位</p> <p>復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量), 復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位による推定方法は, 原子炉格納容器側の復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位にて, 復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器下部側への注水量を確認し, プラントの状態を考慮した推定としており, 原子炉格納容器下部への注水量を把握する上で適用できる (復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の誤差: $\pm 9\text{m}^3/\text{h}$, と, 「復水移送ポンプ性能曲線」より例えば流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ に対して, 復水移送ポンプ吐出圧力の誤差: $\pm 0.02\text{MPa}$, 運転中と停止中の復水移送ポンプ吐出圧力の差の最大誤差: $\pm 0.04\text{MPa}$ から流量に換算した場合は $190\text{m}^3/\text{h}$ であるが, 下記②の原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するための初期水張り水位を併せて確認することで, 事故対応を行う上で必要な状態を把握する上で適切である)。</p> <p>②格納容器下部水位</p> <p>原子炉格納容器下部へ注水した場合は, 計測範囲内において適用可能である。なお, 原子炉格納容器下部への注水の目的は, 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため, 初期水張り: 約 2m が計測されれば良いため, 事故対応を行う上で必要な状態を把握できる (格納容器下部水位の誤差: $-0\sim+100\text{mm}$)。</p>	<div data-bbox="1528 268 2329 934" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">第58-8-20図 残留熱除去ポンプ性能曲線</p> <p>推定の評価</p> <p>1. 残留熱代替除去系</p> <p>(1) サプレッション・プール水温度 (SA)</p> <p>①サプレッション・チェンバ温度 (SA)</p> <p>サプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより, サプレッション・プール水温度 (SA) を推定することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(サプレッション・チェンバ温度の誤差: $\pm 4.0^\circ\text{C}$)</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>①サプレッション・プール水温度 (SA)</p> <p>残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から, サプレッション・プール水温度 (SA) により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定することができる。</p> <p>また, 除熱対象であるサプレッション・プール水温度 (SA) の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (サプレッション・プール水温度 (SA) の誤差: $\pm 2.0^\circ\text{C}$)。</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. 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>(1) フィルタ装置入口圧力</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)</p> <p>格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、フィルタ装置入口圧力を推定する (格納容器内圧力 (D/W) の誤差: 約±15kPa, 格納容器内圧力 (S/C) の誤差: 約±15.6kPa)。</p> <p>(2) フィルタ装置水素濃度</p> <p>①格納容器内水素濃度 (SA)</p> <p>格納容器内水素濃度 (SA) による推定は、それぞれ異なる計測原理で計測することから、推定方法として妥当である (格納容器内水素濃度 (SA) の誤差: ±2.1vol%)。</p> <p>(3) フィルタ装置スクラバ水 pH</p> <p>①フィルタ装置水位</p> <p>フィルタ装置水位による推定は、フィルタ装置スクラバ水に必要な pH が確保されているかを確認することが目的であり、フィルタ装置水位の水位変化を確認することで、必要な pH 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 (フィルタ装置水位の誤差: 約±97.3mm)。</p> <p>なお、スクラバ水を低下させる要因として、ベントガスに含まれる酸性物質、無機よう素のイオン化及び水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈が考えられるが、pH の変動評価においてこれらの影響は軽微であり、水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈をフィルタ装置水位により把握することで、フィルタ装置スクラバ水 pH の推定は可能である (別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (格納容器圧力逃がし装置) について 別紙 27 参照)。</p> <p>3. 耐圧強化ベント系</p> <p>(1) フィルタ装置水素濃度</p> <p>①格納容器内水素濃度 (SA)</p> <p>格納容器内水素濃度 (SA) による推定は、それぞれ異なる計測原理で計測することから、推定方法として妥当である (格納容器内水素濃度 (SA) の誤差: 約±2.1vol%)。</p> <p>4. 残留熱除去系</p> <p>(1) 残留熱除去系熱交換器入口温度</p> <p>①原子炉圧力容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水温度</p> <p>除熱対象である原子炉圧力容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (原子炉圧力容器温度の誤差: ±3.4℃, サプレッション・チェンバ・プール水温度の誤差: 約±1.7℃)。</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>①残留熱除去系熱交換器入口温度</p> <p>熱交換器ユニットの熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定することができる (残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差: 約±3.6℃)。</p> <p>②原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</p> <p>原子炉補機冷却系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却さ</p>	<p>(3) 残留熱代替除去系原子炉注水流量</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)</p> <p>原子炉水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (原子炉水位 (広帯域) の誤差: ±9cm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差: ±8cm, 原子炉水位 (SA) の誤差: ±8.4cm)。</p> <p>②残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量, 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力</p> <p>残留熱代替除去系ポンプ出口圧力による推定方法は、ポンプの吐出圧力と流量の関係から残留熱代替除去系ポンプの総流量を推定するものであり、総流量と残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の差分が原子炉圧力容器への注水流量であるため、推定に適用できる。(残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の誤差: ±3.0m³/h, 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の誤差: ±0.024MPa)</p> <p>③原子炉圧力容器温度 (SA)</p> <p>除熱対象である原子炉圧力容器温度 (SA) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (原子炉圧力容器温度 (SA) の誤差: ±10.0℃)。</p> <p>(4) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</p> <p>①残留熱代替除去系原子炉注水流量, 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力</p> <p>残留熱代替除去系ポンプ出口圧力による推定方法は、ポンプの吐出圧力と流量の関係から残留熱代替除去系ポンプの総流量を推定するものであり、総流量と残留熱代替除去系原子炉注水流量の差分が原子炉格納容器へのスプレイ流量であるため、推定に適用できる。</p> <p>(残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差: ±1.0m³/hと、「残留熱代替除去系ポンプ性能曲線」より例えば流量120m³/h に対して、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の誤差: ±0.024MPaから流量に換算した場合は120± であるが、下記②の原子炉格納容器内の温度の低下傾向を併せて確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である)。</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>れるため、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である（原子炉補機冷却水系統流量の誤差：約±27m³/h）、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の誤差：約±32m³/h）。</p> <p>(3) 残留熱除去系系統流量</p> <p>①残留熱除去系ポンプ吐出圧力</p> <p>残留熱除去系ポンプ吐出圧力による推定方法は、残留熱除去系ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去系系統流量を確認し、プラントの状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用できる（「残留熱除去系ポンプ注水特性」より、例えば流量 900m³/h に対して、残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差：±0.1MPa から流量に換算した場合は 900±100m³/h 程度である。なお、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度の低下傾向を併せて確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である）。</p> <p>最終ヒートシンク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の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり、代替パラメータによる推定は、除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき、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。</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サブプレッション・プール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッション・チェンバ温度 (SA)</p> <p>除熱対象であるサブプレッション・プール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である（サブプレッション・プール水温度 (SA) の誤差：±2.0℃、ドライウエル温度 (SA)：±6.0℃、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の誤差：±4.0℃）。</p> <p>2. 格納容器フィルタベント系</p> <p>(1) スクラバ容器圧力</p> <p>①ドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</p> <p>ドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、スクラバ容器圧力を推定する（ドライウエル圧力 (SA) の誤差：±8kPa、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の誤差：±8kPa）。</p> <p>(2) 第1ベントフィルタ出口水素濃度</p> <p>①格納容器水素濃度 (SA)、格納容器水素濃度</p> <p>格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器水素濃度による推定は、同じ計測原理で計測することから、推定方法として妥当である（格納容器水素濃度 (SA) の誤差：±2.0vol%、格納容器水素濃度の誤差：±3.2vol%）。</p> <p>3. 残留熱除去系</p> <p>(1) 残留熱除去系熱交換器入口温度</p> <p>①原子炉圧力容器温度 (SA)、サブプレッション・プール水温度 (SA)</p> <p>除熱対象である原子炉圧力容器温度 (SA)、サブプレッション・プール水温度 (SA) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である（原子炉圧力容器温度 (SA) の誤差：±10.0℃、サブプレッション・プール水温度 (SA) の誤差：±2.0℃）。</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>①残留熱除去系熱交換器入口温度</p> <p>残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器</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="1338 254 2368 1497" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p>入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定することができる（残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差：±4.0℃）。</p> <p>②残留熱除去系熱交換器冷却水流量 残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である（残留熱除去系熱交換器冷却水流量の誤差：±45m³/h）。</p> <p>(3) 残留熱除去ポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力による推定方法は、残留熱除去系ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去ポンプ出口流量を確認し、プラントの状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用できる（「残留熱除去系ポンプ注水特性」より、例えば流量900m³/hに対して、残留熱除去ポンプ出口圧力の誤差：±0.08MPaから流量に換算した場合は900±程度である。なお、原子炉圧力容器温度（SA）、サブプレッション・プール水温度（SA）の低下傾向をあわせて確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である）。</p> <p>最終ヒートシンク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の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり、代替パラメータによる推定は、除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき、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。</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>	

(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}	-539cm~132cm ^{*1}	
	原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm ^{*1}	-539cm~132cm ^{*1}	
	原子炉水位 (SA)	-800~150cm ^{*1}	-539cm~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)	0~1000kPa[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]	
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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}	-539cm~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}	-539cm~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)		-800~150cm ^{*1}	-539cm~132cm ^{*1}	
① 原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)		0~10MPa[gage]	最大値: 8.29MPa[gage]	

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)		島根原子力発電所 2号炉		備考																																
	<p>*1: 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)</p> <p>*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)</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。</p> <p>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。</p>	<table border="1"> <tr> <td>① 原子炉圧力 (S A) (原子炉圧力の代替)</td> <td>0~11MPa [gage]</td> <td>最大値 : 8.29MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>② (原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) の代替)</td> <td>0~500℃</td> <td>最大値 : 302℃</td> </tr> <tr> <td colspan="3">原子炉格納容器内の状態</td> </tr> <tr> <td>① (ドライウエル温度 (S A) の代替)</td> <td>0~1000kPa [abs]</td> <td>最大値 : 324kPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>① (ドライウエル圧力 (S A) の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値 : 145℃</td> </tr> <tr> <td>② サプレッション・チェンバ圧力 (S A) (ドライウエル圧力 (S A) の代替)</td> <td>0~1000kPa [abs]</td> <td>最大値 : 206kPa [gage]</td> </tr> <tr> <td colspan="3">原子炉建屋内の状態</td> </tr> <tr> <td>① 原子炉圧力</td> <td>0~10MPa [gage]</td> <td>最大値 : 8.29MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>① 原子炉圧力 (S A)</td> <td>0~11MPa [gage]</td> <td>最大値 : 8.29MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>② [エリア放射線モニタ] ※</td> <td>10⁻⁴~1mSv/h 10⁻³~10mSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="3">※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 1328cm)</td> </tr> </table>	① 原子炉圧力 (S A) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa [gage]	最大値 : 8.29MPa [gage]	② (原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) の代替)	0~500℃	最大値 : 302℃	原子炉格納容器内の状態			① (ドライウエル温度 (S A) の代替)	0~1000kPa [abs]	最大値 : 324kPa [gage]	① (ドライウエル圧力 (S A) の代替)	0~300℃	最大値 : 145℃	② サプレッション・チェンバ圧力 (S A) (ドライウエル圧力 (S A) の代替)	0~1000kPa [abs]	最大値 : 206kPa [gage]	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 (S A)	0~11MPa [gage]	最大値 : 8.29MPa [gage]	② [エリア放射線モニタ] ※	10 ⁻⁴ ~1mSv/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 1328cm)			
① 原子炉圧力 (S A) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa [gage]	最大値 : 8.29MPa [gage]																																		
② (原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) の代替)	0~500℃	最大値 : 302℃																																		
原子炉格納容器内の状態																																				
① (ドライウエル温度 (S A) の代替)	0~1000kPa [abs]	最大値 : 324kPa [gage]																																		
① (ドライウエル圧力 (S A) の代替)	0~300℃	最大値 : 145℃																																		
② サプレッション・チェンバ圧力 (S A) (ドライウエル圧力 (S A) の代替)	0~1000kPa [abs]	最大値 : 206kPa [gage]																																		
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 (S A)	0~11MPa [gage]	最大値 : 8.29MPa [gage]																																		
② [エリア放射線モニタ] ※	10 ⁻⁴ ~1mSv/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 1328cm)																																				
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>	<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 (S A) 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>																																		
計測目的	<p>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。</p> <p>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。</p>																																			
推定方法																																				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考						
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 10%;"></td> <td style="padding: 5px;"> 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。 </td> </tr> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center; vertical-align: middle;">推定の評価</td> <td style="padding: 5px;"> <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> </td> </tr> </table>		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。	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>	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 10%;"></td> <td style="padding: 5px;"> <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℃~184℃</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: 100~1000kPa [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> </td> </tr> </table>		<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℃~184℃</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: 100~1000kPa [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>	
	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。							
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℃~184℃</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: 100~1000kPa [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="181 281 1243 575"> <tr> <td data-bbox="181 281 305 575"></td> <td data-bbox="305 281 1243 575"> <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 260 2368 1759"> <tr> <td data-bbox="1347 260 1501 415"></td> <td data-bbox="1501 260 2368 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 1759"> <p>推定の 評価</p> </td> <td data-bbox="1501 415 2368 1759"> <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 : ±9cm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差 : ±8cm, 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 : ±0.16MPa, 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>	<p>推定の 評価</p>	<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 : ±9cm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差 : ±8cm, 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 : ±0.16MPa, 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>							
<p>推定の 評価</p>	<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 : ±9cm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差 : ±8cm, 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 : ±0.16MPa, 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		
	<table border="1" data-bbox="1359 256 2350 1230"> <tr> <td data-bbox="1359 256 1507 1230"></td> <td data-bbox="1507 256 2350 1230"> <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0.37MPa[gage]（飽和温度：約150℃）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0.37±0.09MPa[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：±0.16MPa，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、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>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0.37MPa[gage]（飽和温度：約150℃）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0.37±0.09MPa[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：±0.16MPa，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、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>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0.37MPa[gage]（飽和温度：約150℃）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0.37±0.09MPa[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：±0.16MPa，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、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>			

(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)

(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)

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	0~1500m ³ (0~12542mm)	-
	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)		
	① (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)	0~1500m ³ /h	0~1314m 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)	0~1500m ³ /h	0~1380m 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)	0~1500m ³ /h	0~1314m 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}	-539cm~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}	-539cm~132cm ^{**1}
② 原子炉水位 (SA) (低圧原子炉代替注水槽水位の代替)	-800~150cm ^{**1}	-539cm~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 サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サプレッション・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>

	サプレッション・プール水位 (SA) ② (低圧原子炉代替注水槽水位の代替)	-0.80～5.50m ^{*2}	-0.5～0m ^{*2}
	② 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 (低圧原子炉代替注水槽水位の代替)	0～4MPa [gage]	-
	② 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 (サプレッション・プール水位 (SA) の代替)	0～10MPa [gage]	最大値： 9.21MPa [gage]
	② 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 (サプレッション・プール水位 (SA) の代替)	0～12MPa [gage]	最大値： 9.11MPa [gage]
	② 残留熱除去ポンプ出口圧力 (サプレッション・プール水位 (SA) の代替)	0～4MPa [gage]	最大値： 1.0MPa [gage]
	② 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 (サプレッション・プール水位 (SA) の代替)	0～5MPa [gage]	最大値： 2.0MPa [gage]
	② 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 (サプレッション・プール水位 (SA) の代替)	0～3MPa [gage]	-
	※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1328cm)		
	※2：基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610)		
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]

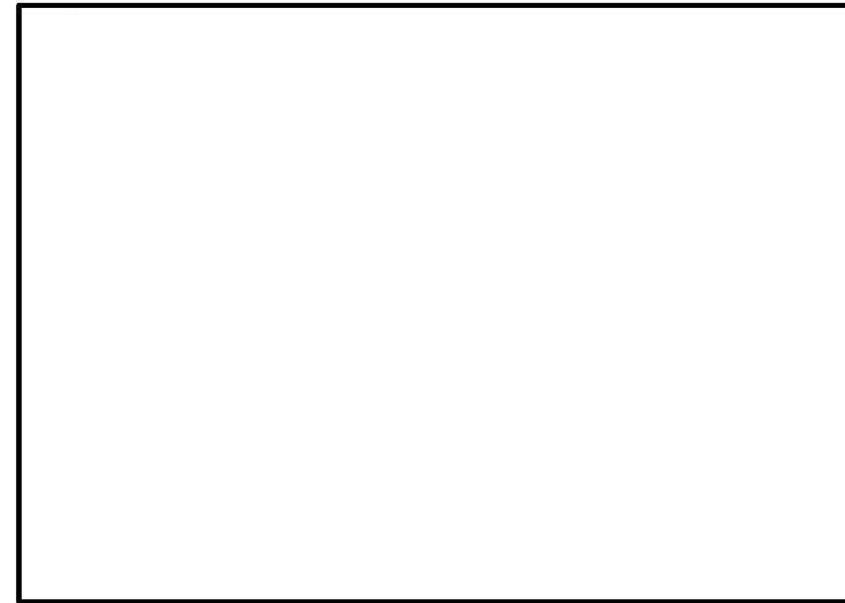
常用計器で復水貯蔵槽水位を計測することにより、推定する。

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 422">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 1159">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 1192 1228 1335">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 1369 1228 1423">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 1457 1228 1541">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 1596 1228 1747"><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 285 2318 842" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1605 877 2237 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 2332 1222">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 2332 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 1499 2332 1759">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、残留熱代替除去系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、残留熱代替除去系ポンプが正常に動作していることを把握すること</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。）

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。

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。

推定の
評価

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。

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。

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。

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。

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、残留熱代替除去系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、残留熱代替除去系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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>要な水源であるサプレッション・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><誤差による影響について></p> <p>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：±3.0 m³/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、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の誤差：±0.024MPa、原子炉水位（広帯域）の誤差：±9cm、原子炉水位（燃料域）の誤差：±8cm、原子炉水位（S A）の誤差：±8.4cm、サプレッション・プール水位（S A）の誤差：±0.05m。）</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>	

(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="border: 1px solid black; width: 200px; height: 150px; margin: 10px auto;"></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>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)		島根原子力発電所 2号炉	備考
推定の評価	<p>①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</p> <p>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。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>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。）</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>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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>推定可能範囲：0～約4vol%</p>	
	推定の評価	<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</p> <p>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。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>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</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="1341 273 2368 537"> <tr> <td data-bbox="1341 273 1489 537"></td> <td data-bbox="1489 273 2368 537"> <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
	格納容器酸素濃度	0~5vol%/0~25vol%	4.3vol%以下
代替パラメータ	格納容器酸素濃度 ① (格納容器酸素濃度(SA)の代替)	0~5vol%/0~25vol%	4.3vol%以下
	① 格納容器酸素濃度(SA) (格納容器酸素濃度の代替)	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)	0~1000kPa[abs]	最大値：324kPa[gage]
	② サプレッション・チェンバ圧力(SA)	0~1000kPa[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(格納容器酸素濃度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、水素が燃焼を生じる可能性を推定する。</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。

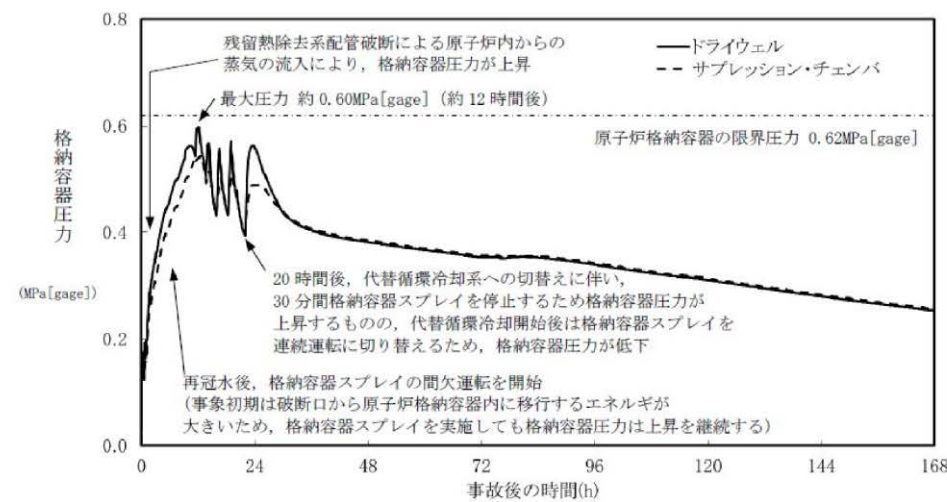


図 58-8-29 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) の格納容器内圧力の推移

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。

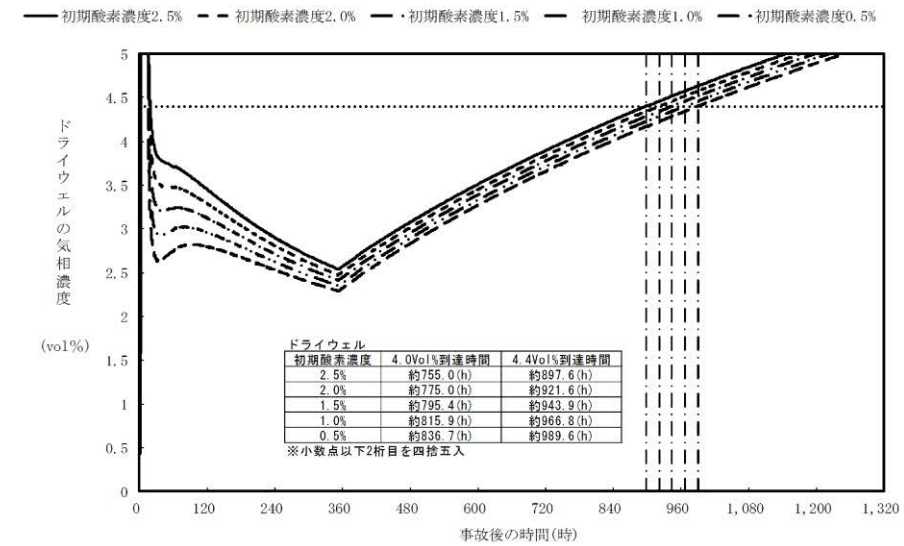
<誤差による影響について>
 原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ (格納容器内雰囲気放射線レベル, 格納容器内圧力) による格納容器内酸素濃度の傾向及び

推定の評価

推定方法は、以下のとおりである。

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

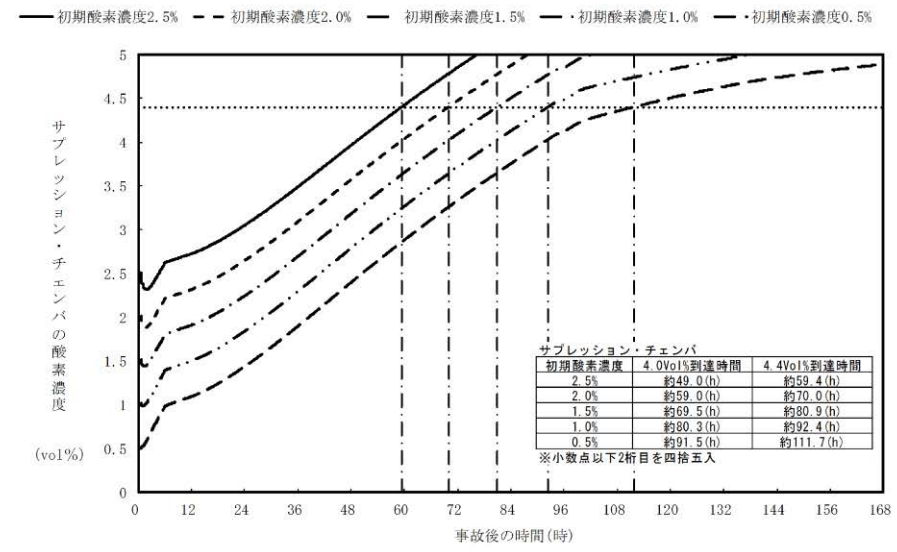
②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル), 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
 格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的な G 値 (沸騰状態の場合 G(H2)=0.4, G(O2)=0.2, 非沸騰状態の場合 G(H2)=0.25, G(O2)=0.125) を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。
 推定可能範囲: 0~約5vol%



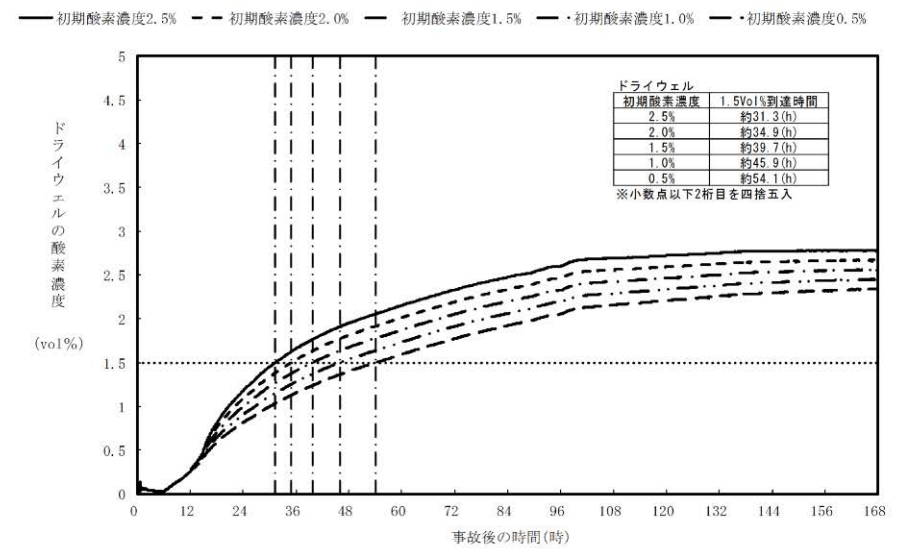
第58-8-24図 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるドライウエル内酸素濃度 (ドライ条件)

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。

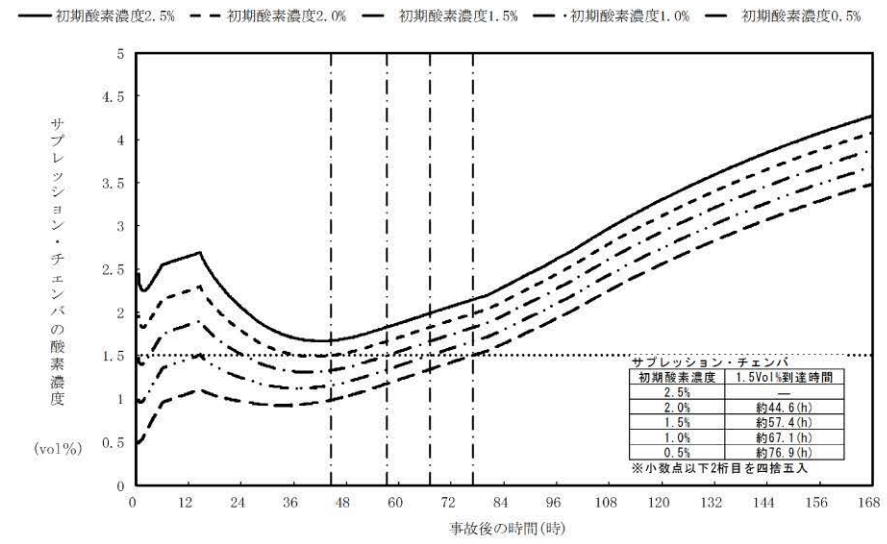
以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。



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）

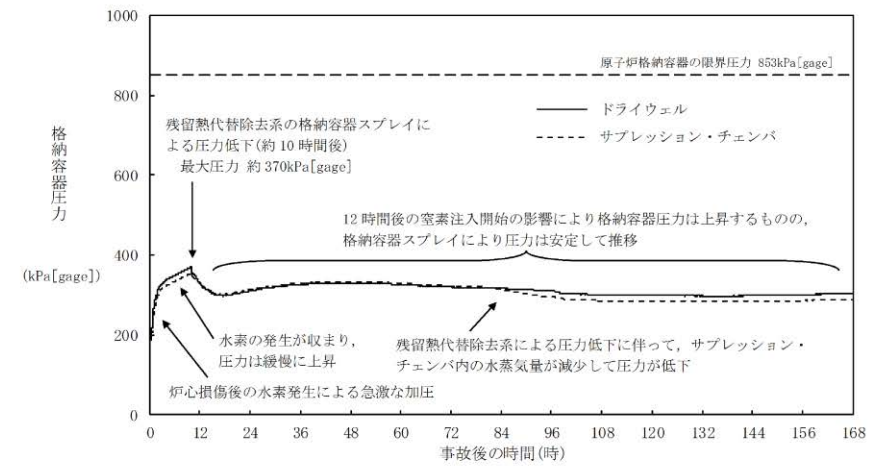
②ドライウェル圧力（SA）、サブプレッション・チェンバ圧力（SA）

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。

ドライウェル圧力（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、ドライウェル圧力（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
格納容器酸素濃度 (SA) 又は格納容器酸素濃度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 254 2398 1129" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p data-bbox="1472 302 1813 331"><誤差による影響について></p> <p data-bbox="1492 342 2377 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）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 621 2377 968">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：±8kPa, サブプレッション・チェンバ圧力（S A）の誤差：±8kPa）</p> <p data-bbox="1492 1016 2377 1087">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)

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	6982mm ^{※1}
	燃料プール水位・温度 (SA)	-1000~6710mm ※1	6982mm ^{※1}
		0~150℃	最大値: 65℃
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	10~10 ⁸ mSv/h	—
10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h		—	
燃料プール監視カメラ	—	—	
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)	-1000~6710mm ※1	6982mm ^{※1}
		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	6982mm ^{※1}
		燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	10~10 ⁸ mSv/h
① (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	—	

・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>使用済燃料プール監視の主要パラメータである使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラについて、下記のとおり推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の計測が困難になった場合、代替パラメータの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り推定する。 使用済燃料貯蔵プール水位・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により推定する。 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の計測が困難になった場合、代替パラメータの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により推定する。 使用済燃料貯蔵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) により推定する。 <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>＜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 広域) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により使用済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) により水位/放射線量の関係を利用して図 58-8-30 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：有効燃料棒頂部～有効燃料棒頂部+約 6m ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>＜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。</p> <p>＜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放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により水位/放射線量の関係を利用して図 58-8-30 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：$5 \times 10^{-2} \sim 10^7 \text{mSv/h}$ ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>＜使用済燃料貯蔵プール監視カメラ＞ ①使用済燃料貯蔵プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合、代替パラメータの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) により、使用済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</p>	<table border="1" data-bbox="1329 262 2380 451"> <tr> <td data-bbox="1329 262 1484 451"></td> <td data-bbox="1484 262 1994 451">燃料プール監視カメラ (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) の代替)</td> <td data-bbox="1994 262 2190 451">-</td> <td data-bbox="2190 262 2380 451">-</td> </tr> </table> <p>※1：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)</p> <p>計測目的 重大事故等時において、主要パラメータに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る。</p> <p>推定方法 燃料プールの監視の主要パラメータである燃料プール水位 (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) 及び燃料プール監視カメラについて、下記の通り推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水位 (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・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推定する。 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)、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推定する。 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 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)、燃料プール監視カメラにより推定する。 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) により推定する。 <p>推定方法は、以下の通りである。</p> <p>＜燃料プール水位 (SA)＞ ①燃料プール水位 (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・温度 (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58-8-24 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</p>		燃料プール監視カメラ (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) の代替)	-	-	
	燃料プール監視カメラ (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) の代替)	-	-			

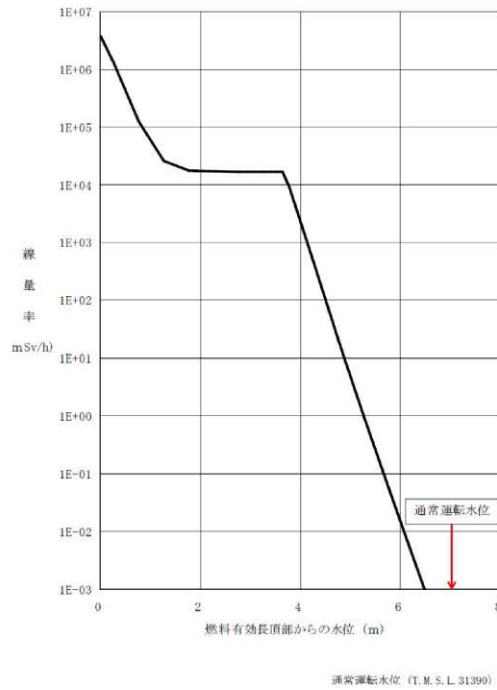


図 58-8-30 水位と放射線量率の関係

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58-8-24 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。

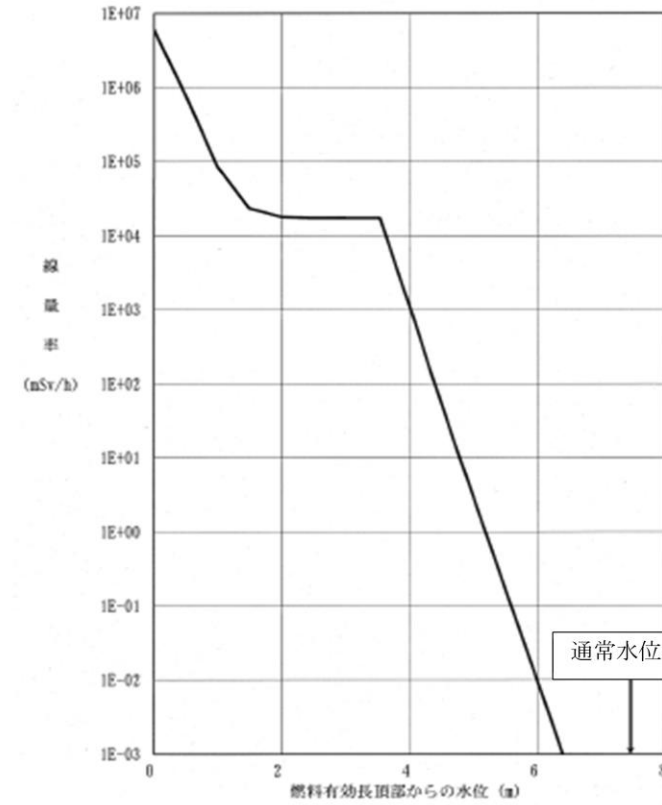
推定可能範囲：各計測設備の計測範囲

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="1314 275 2395 669"> <tr> <td data-bbox="1314 275 1472 669"></td> <td data-bbox="1472 275 2395 669"> <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) ^{*3}	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}	3	原子炉格納容器内	-0~+100mm	-0~+100mm

(参考) 表 58-8-1 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	原子炉建物地下2階 原子炉建物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	原子炉建物地下2階 原子炉建物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	原子炉建物地下2階 原子炉建物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	0~1500m ³ /h	1	原子炉建物地下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	0~1500m ³ /h	3	原子炉建物地下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	0~1500m ³ /h	1	原子炉建物地下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)

(参考) 表 58-8-1 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*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 ² cm ² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ⁸ ~2.0×10 ⁹ 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℃

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 (SA)	弾性圧力検出器	0~1000kPa[abs]	2	原子炉建物中2階 原子炉建物3階	±8kPa
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	弾性圧力検出器	0~1000kPa[abs]	2	原子炉建物中2階 原子炉建物3階	±8kPa
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	原子炉建物地下2階	±0.05m
ドライウエル水位	電極式水位検出器	-3.0m, -1.0m +1.0m ^{※3}	3	原子炉格納容器内	±10mm
ベデスタル水位	電極式水位検出器	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m ^{※4}	4	原子炉格納容器内	±10mm
格納容器水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~5 vol%/ 0~100vol%	1	原子炉建物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 (ドライウエル)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建物1階	5.24×10 ³ ~ 1.91×10 ⁵ 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	原子炉建物地下1階	5.24×10 ³ ~ 1.91×10 ⁵ Sv/h N:-2~5
中性子源領域計装	核分裂計数管式	10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1×10 ³ ~1× 10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹)	4	原子炉格納容器内	7.07×10 ³ ~ 1.42×10 ⁵ cps N:-1~6
平均出力領域計装	核分裂電離箱式	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%
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~3MPa [gage]	2	原子炉建物地下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)

(参考) 表 58-8-1 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*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*3	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)

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 ⁶ 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 ⁶ 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	原子炉建物中1階 原子炉建物1階	±4.0℃
残留熱除去系 熱交換器出口温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉建物中1階 原子炉建物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	0~1500m ³ /h	2	原子炉建物地下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	0~1500m 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	原子炉建物地下2階	±0.20MPa
高圧炉心スプレィボ ンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~12MPa [gage]	1	原子炉建物地下1階	±0.24MPa
低圧炉心スプレィボ ンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	1	原子炉建物地下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 5	原子炉建物1階 原子炉建物2階 原子炉建物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4階	±8.0℃

・設備の相違

*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) 表 58-8-1 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	磁気風式 酸素検出器	0～5 vol%/ 0～25 vol%	1	原子炉建物 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 (S A)	磁気力式 酸素検出器	0～25 vol%	1	原子炉建物中 2 階	ウェット： ±0.75 vol% ドライ： ±0.50 vol%
燃料プール水位 (S A)	ガイドパルス式 水位検出器	-4.30～7.30m ^{※6}	1	原子炉建物中 4 階	±0.24m
燃料プール水位・温度 (S A)	熱電対	-1000～6710mm ^{※6}	1 ^{※7}	原子炉建物 4 階	±4.5℃
		0～150℃			
燃料プールエリア放 射線モニタ (高レン ジ・低レンジ) (S A)	電離箱	10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h	1	原子炉建物 4 階	5.24×10 ^{K-1} ～ 1.91×10 ^K Sv/h N:-3～4
	電離箱	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h	1	原子炉建物 4 階	5.24×10 ^{K-1} ～ 1.91×10 ^K Sv/h N:1～8
燃料プール監視カメ ラ (S A)	赤外線カメラ	(映像)	1	原子炉建物 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 1328cm）。

※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	原子炉圧力容器温度	0~350℃	0~350℃ ^{*1}	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。
	原子炉圧力	0~10MPa [gauge]	0~10MPa [gauge]	3	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。
容器内の圧力	原子炉圧力 (S/A)	0~11MPa [gauge]	0~11MPa [gauge]	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。
	原子炉水位 (広帯域)	-3200~3500mm ^{*2}	-3200~3500mm ^{*2}	3	1	差圧式水位検出器	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。
原子炉圧力 容器内の水位	原子炉水位 (燃料域)	-1000~1300mm ^{*2}	-1000~1300mm ^{*2}	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。
	原子炉水位 (S/A)	-3200~3500mm ^{*2}	-3200~3500mm ^{*2}	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。
原子炉圧力 容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	0~300m ³ /h	0~300m 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。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	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。
原子炉格納容器 内の注水量	高圧炉心注水系系統流量	0~1000m ³ /h	0~1000m ³ /h	2	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。
原子炉格納容器 内の注水量	復水補給水系流量	0~350m ³ /h	0~350m ³ /h	3	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。
	残留熱除去系系統流量	0~150m ³ /h	0~150m 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 内の温度	復水補給水系流量	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。
	復水補給水系流量	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 内の圧力	トライウエル雰囲気温度	0~300℃	0~350℃ ^{*1}	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。
	サブプレッション・チェンバースystem温度	0~300℃	0~350℃ ^{*1}	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。
原子炉格納容器 内の圧力	サブプレッション・チェンバースystem温度	0~200℃	-200~500℃ ^{*1}	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)	0~1000Pa [abs]	0~1000Pa [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 内の水位	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。
	サブプレッション・チェンバースystem水位	-6~11m (T. M. S. L. -7150~+9850mm) ^{*4}	-6~11m (T. M. S. L. -7150~+9850mm) ^{*4}	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) ^{*4}	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) ^{*4}	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。

表 58 - 9 - 1 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 (S/A)	0~500℃	0~1200℃ ^{*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 (S/A)	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 (S/A)	-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部(原子炉圧力容器基準レベルより1328cm)。
 ※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 (EL35518)。
 ※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

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/F)	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 ⁵ ・ (1.0×10 ⁻¹ ~1.0×10 ⁶ cm ² ・s ⁻¹) 0~10%又は0~12% (1.0×10 ⁴ ~ 2.0×10 ⁷ 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 ⁴ ~2.8×10 ⁶ 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。
最終ヒートシンクの確保	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	0~6000mm	0~6000mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	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	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	pH0~14	—	1	— ^{※5}	pH検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	10 ² ~10 ⁴ msv/h	—	2	— ^{※5}	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	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	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	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	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。

表 58 - 9 - 1 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	高压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。
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	1	— ^{※7}	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	可搬型計測器での計測対象外。
	代替注水流量 (常設)	0~300m ³ /h	—	1	— ^{※7}	超音波式流量検出器	—	—
	低压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	—
	低压原子炉代替注水流量 (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	—
	残留熱除去ポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m 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。
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m 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】

- ・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 (原子炉圧力容器蓄レベルより1328cm)。
- ※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 基準点はコリアムロール上表面 (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℃	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。
使用済燃料貯蔵プールの監視	水位・温度 (SA)	0~150℃	0~150℃	1**	1	熱電対	中央制御室	
	使用済燃料貯蔵プール (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁻⁶ msv/h (6号炉) 10 ⁻² ~10 ⁻⁶ msv/h (7号炉)	10 ⁻² ~10 ⁻⁶ msv/h (6号炉) 10 ⁻² ~10 ⁻⁶ msv/h (7号炉)	1	-*5	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。

表 58 - 9 - 1 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		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	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。
	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端 (原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
- ※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 (ガスターバイン発電機) 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、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

表 58 - 9 - 1 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℃	0~350℃ ^{*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℃	0~350℃ ^{*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。
	ペデスタル水温度 (SA)	0~300℃	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。
	サブプレッジョン・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。
	サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	0~200℃	-200~500℃ ^{*1}	2	1	測温抵抗体	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	ドライウエル圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [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。
	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [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。
原子炉格納容器内の水位	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	-0.80~5.50m ^{*3}	-0.80~5.50m ^{*3}	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	-
	ドライウエル水位	-3.0m, -1.0m, +1.0m ^{*4}	-3.0m, -1.0m, +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, +1.2m, +2.4m, +2.4m ^{*5}	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +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1328cm）。
- *3 基準点はサブプレッジョン・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ト上表面 (EL6706)。
- *6 基準点は使用済燃料貯蔵トラック上端 (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

表 58 - 9 - 1 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放射線量率	格納容器水素濃度	0~5vol%/0~100vol%	-	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)	0~100vol%	-	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 (ドライウエルト)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	-	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・チェンバ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	-	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	中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^5 \text{ cm}^{-2} / \text{s}^{-1}$)	-	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% ($1.2 \times 10^{10} \sim 2.8 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} / \text{s}^{-1}$) ※8	-	6	※9	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 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。
 ※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 定格出力時の値に示す比率で示す。
 ※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 (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
最終ヒートシンクの確保	スクラパ容器水位			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。
	スクラパ容器圧力	0~1MPa [gage]	0~1MPa [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。
	スクラパ容器温度	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ベントファイ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ベントファイタ出口水素濃度	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℃	1	— ^{#7}	熱伝導式水素濃度検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	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。
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0~1500m ³ /h	0~1500m 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(原子炉圧力容器常レベルより1328cm)。
- ※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 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置(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 (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
格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gauge]	0~4MPa [gauge]	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	0~5MPa [gauge]	0~5MPa [gauge]	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	0~1500m ³ (0~125.42mm)	0~1500m ³ (0~125.42mm)	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	0~10 MPa [gauge]	0~10MPa [gauge]	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 [gauge]	0~12MPa [gauge]	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	0~4MPa [gauge]	0~4MPa [gauge]	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。
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	0~3MPa [gauge]	0~3MPa [gauge]	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 (原子炉圧力容器蓄レベルより 1328cm)。
- ※ 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

表 58 - 9 - 1 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 5	—*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 静的触媒式水素処理装置出口温度	0~100℃ 0~400℃	0~1200℃*1 0~1200℃*1	2 2	1 1	熱電対 熱電対	廃棄物処理 建物 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。 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酸素濃度	格納容器酸素濃度	0~5vol% 0~25vol%	—	1	—*7	磁気風式酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器酸素濃度 (SA)	0~25vol%	—	1	—*7	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 1328cm)。
- ※ 3 基準点はサブプレッジョン・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

表 58 - 9 - 1 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	-	1	-※7	ガイドハルス式水位検出器	-	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℃	0~1200℃*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。
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	-	1	-※7	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)	10 ⁻³ ~10 ⁻¹ mSv/h	-	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	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 (原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
 - ※3 基準点はサブレンジョン・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 全交直流電源喪失時は、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 定格出力時の値に示す比率で示す。
 - ※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

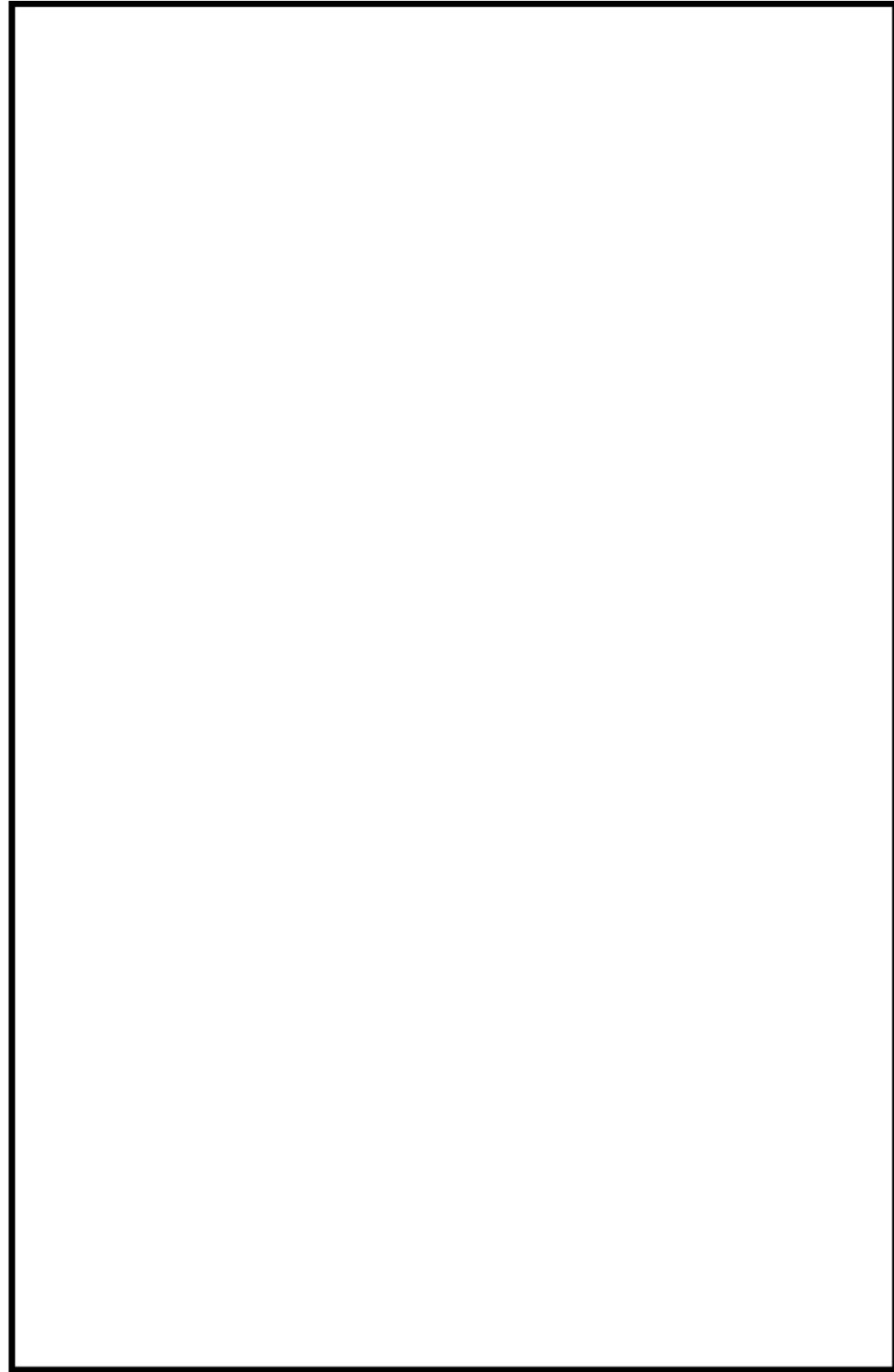


図 58-9-1 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (1/8)



図 58 - 9 - 1 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート



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)

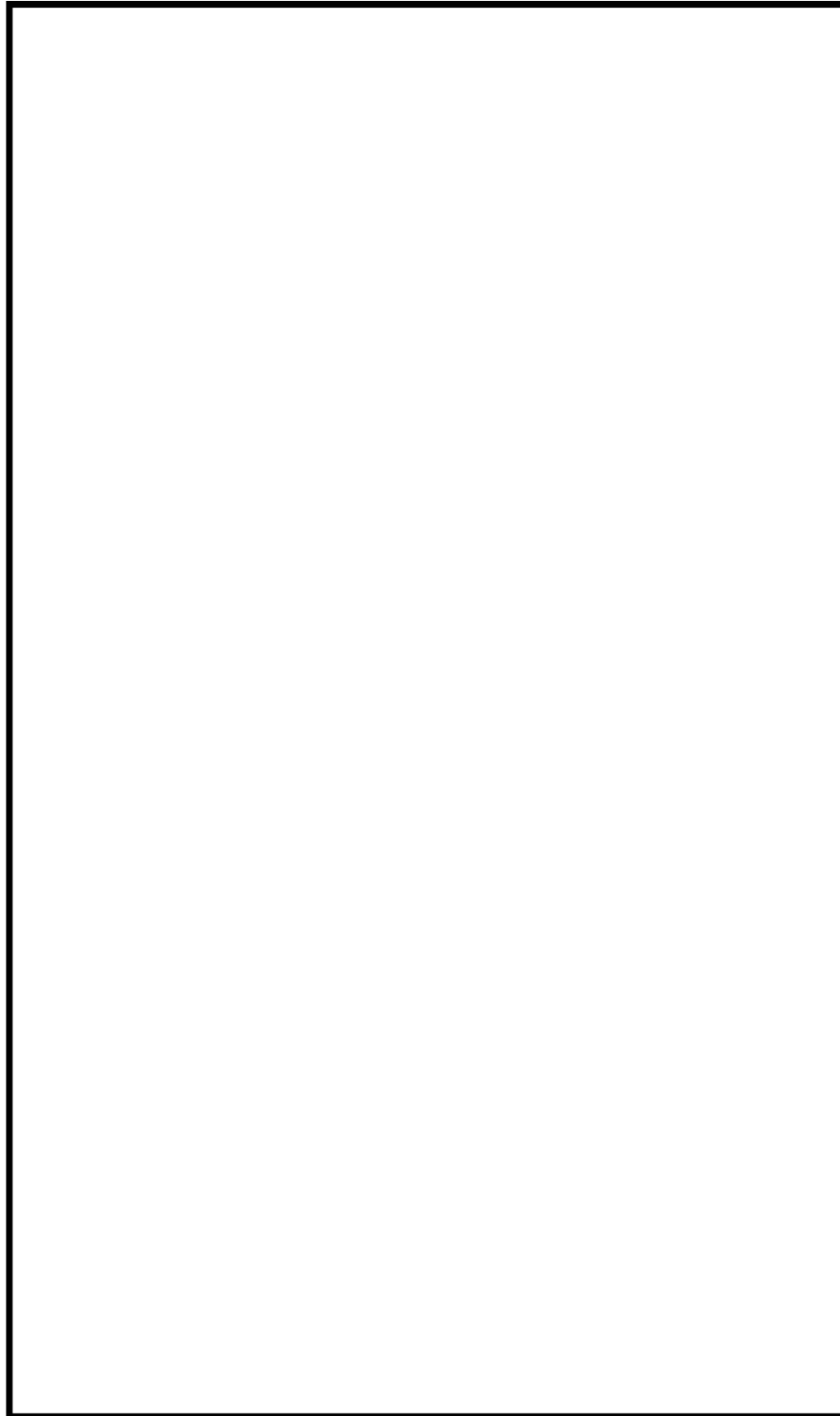


図 58-9-4 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (4/8)

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
 <p data-bbox="270 793 1127 829">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>  <p data-bbox="270 1728 1127 1764">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>		

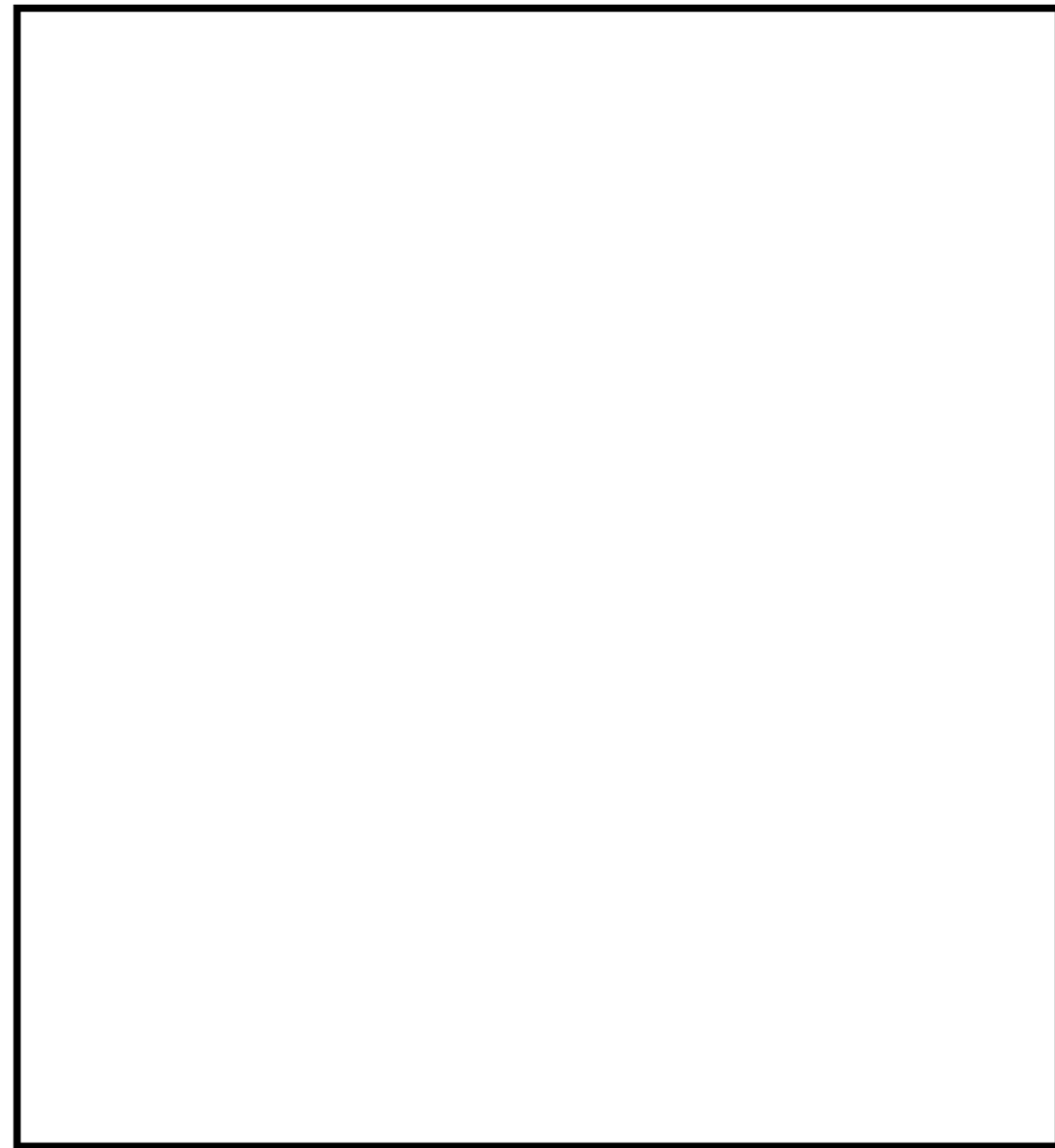


図 58-9-7 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (7/8)

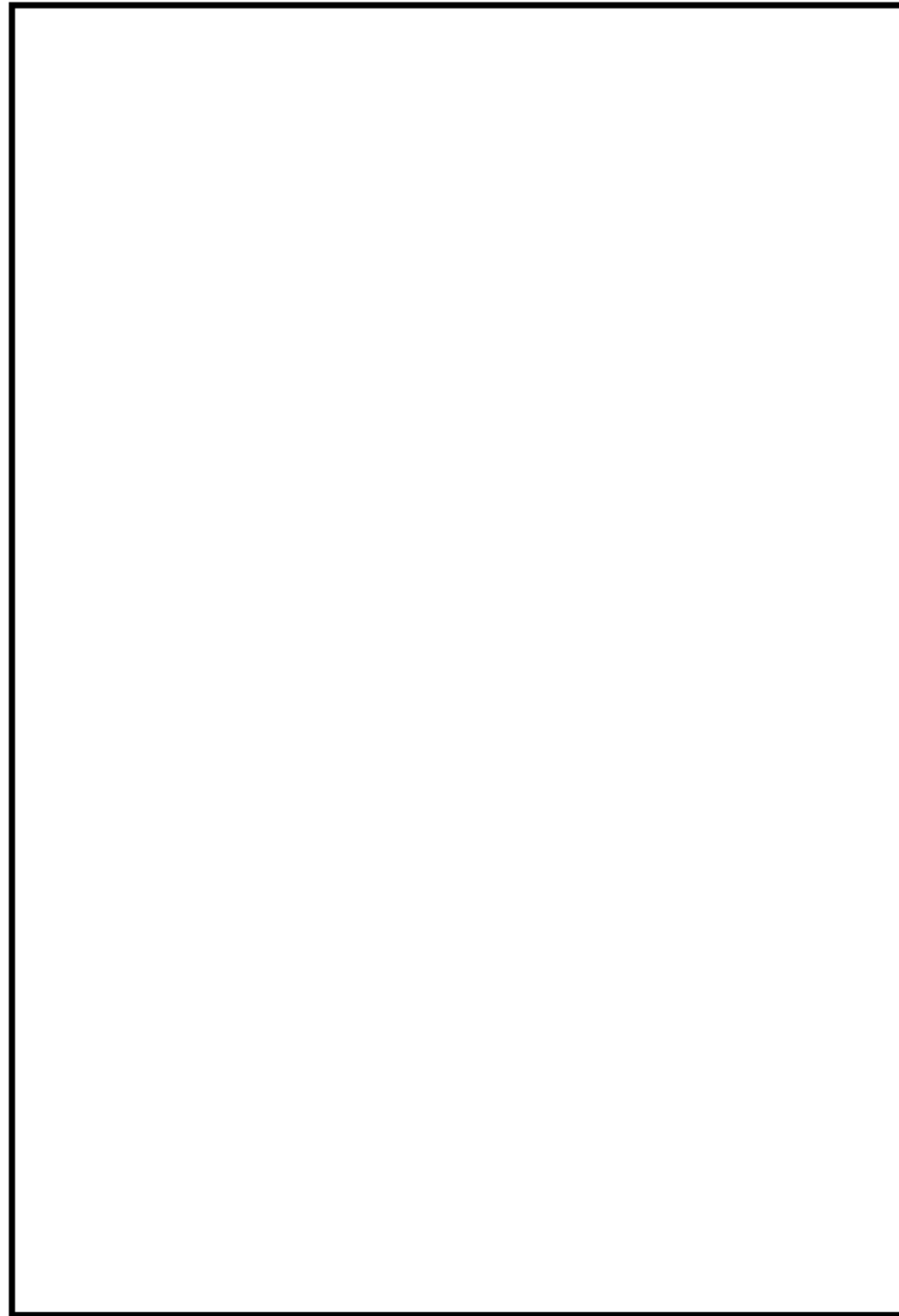


図 58-9-8 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (8/8)

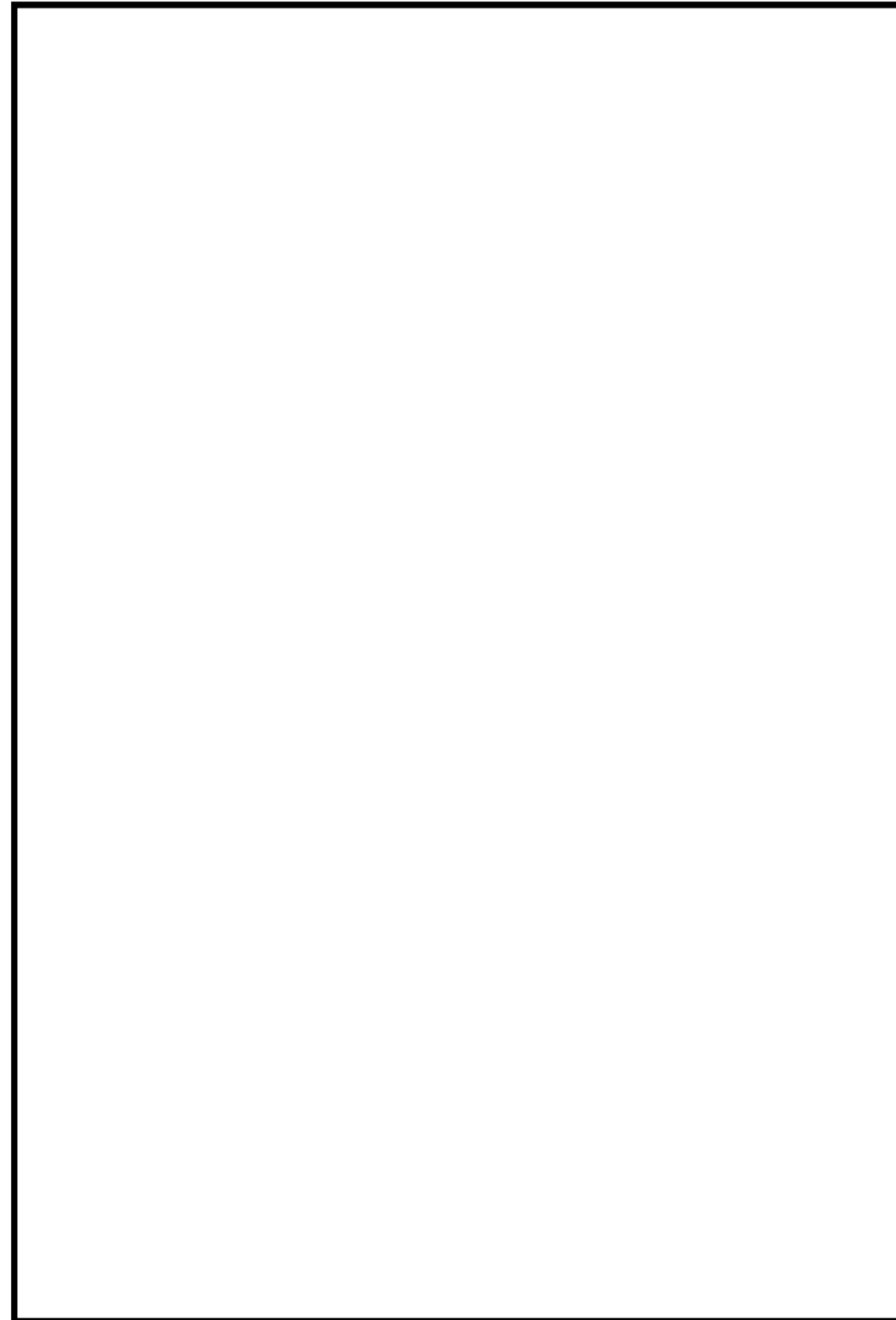


図 58-9-9 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (1/4)

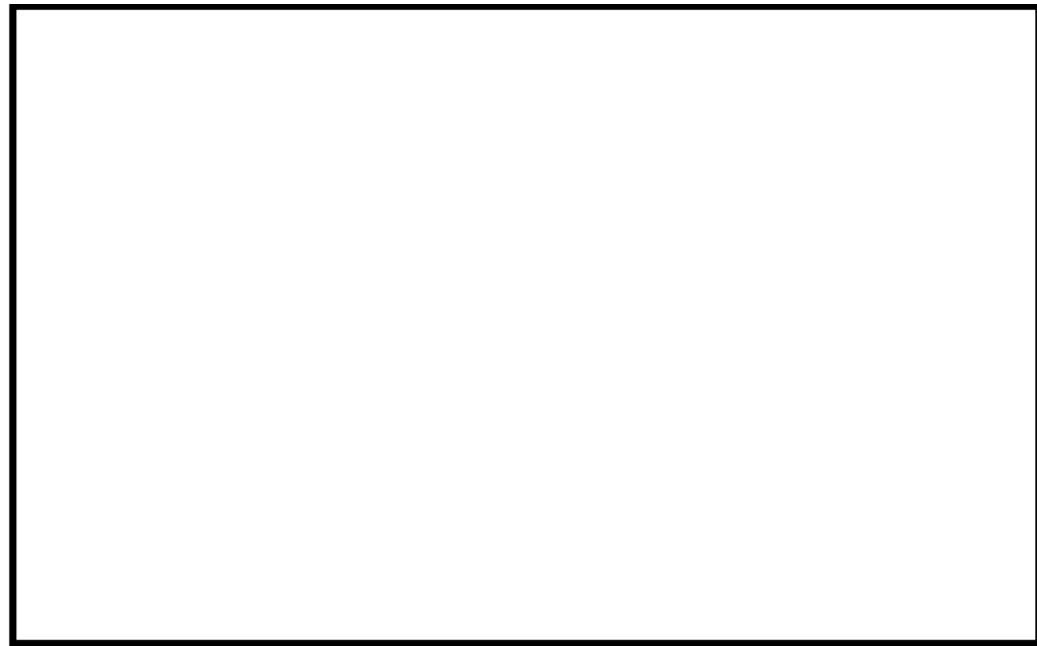


図 58-9-10 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (2/4)



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)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

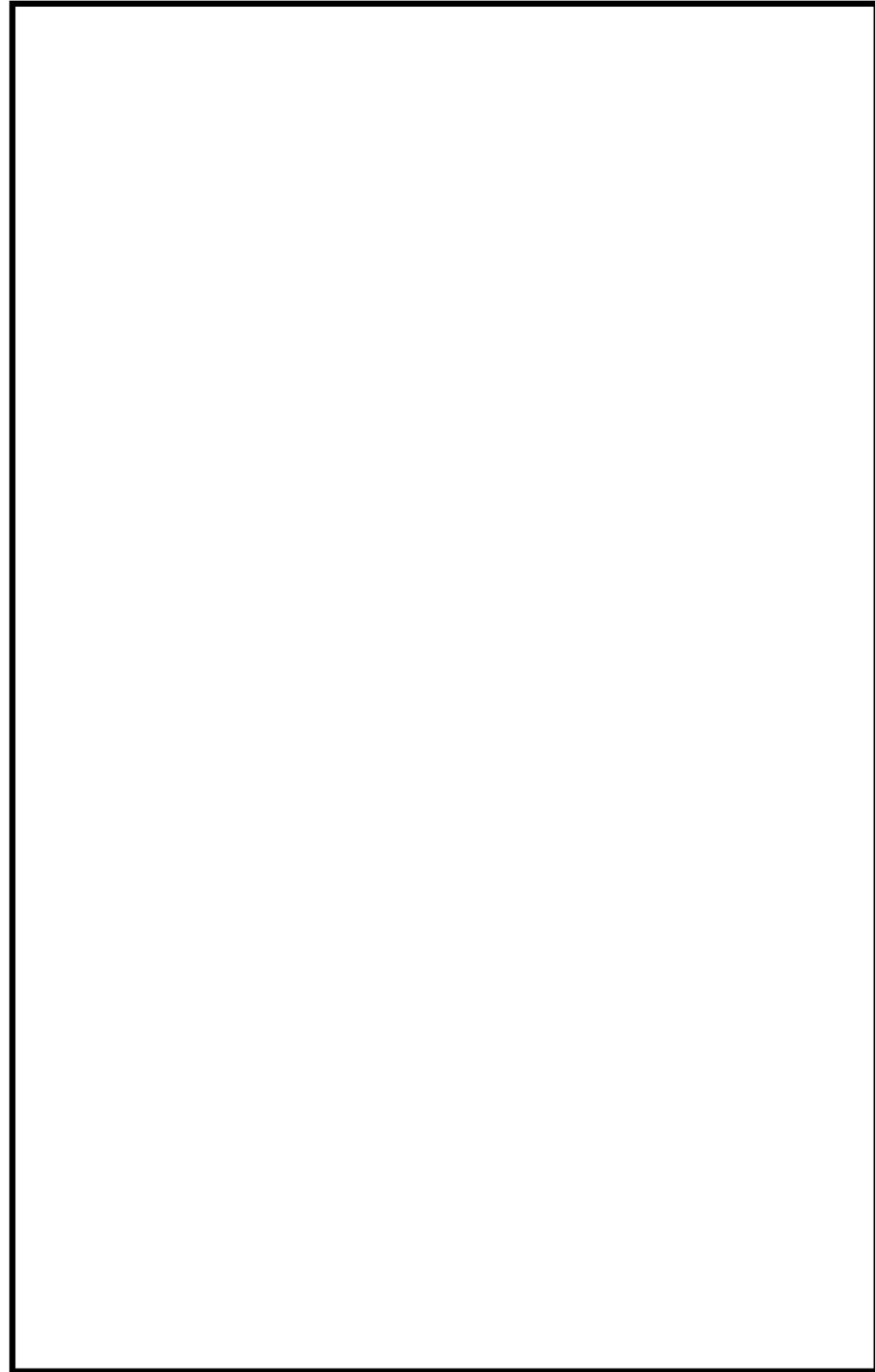


図 58-9-12 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (4/4)

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="468 869 908 940">58-10 主要パラメータの耐環境性について</p>	<p data-bbox="1605 884 2119 913">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。
ドライウェル雰囲気温度 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。

表 58 - 10 - 1 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)	

表 58 - 10 - 2 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。
ドライウェル温度(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
ドライウェル水位	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. 原子炉棟内, 原子炉建物付属棟内, その他の建物内及び屋外</p> <p>重大事故等時の原子炉棟内, 原子炉建物付属棟内, 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>	

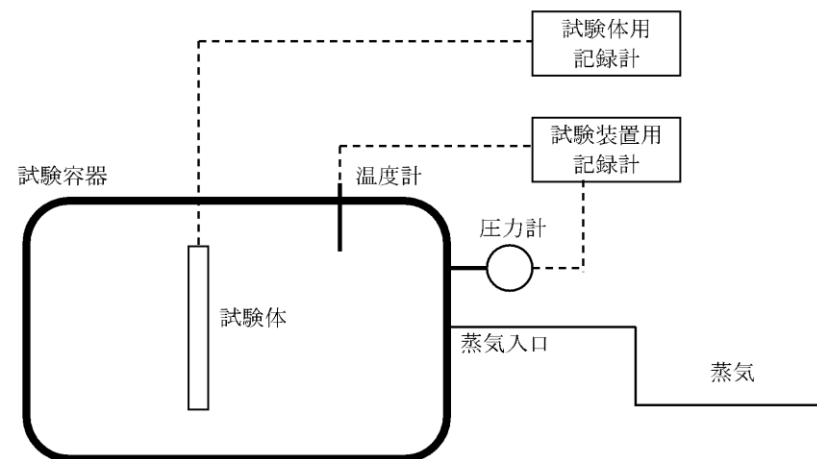
別紙 1

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

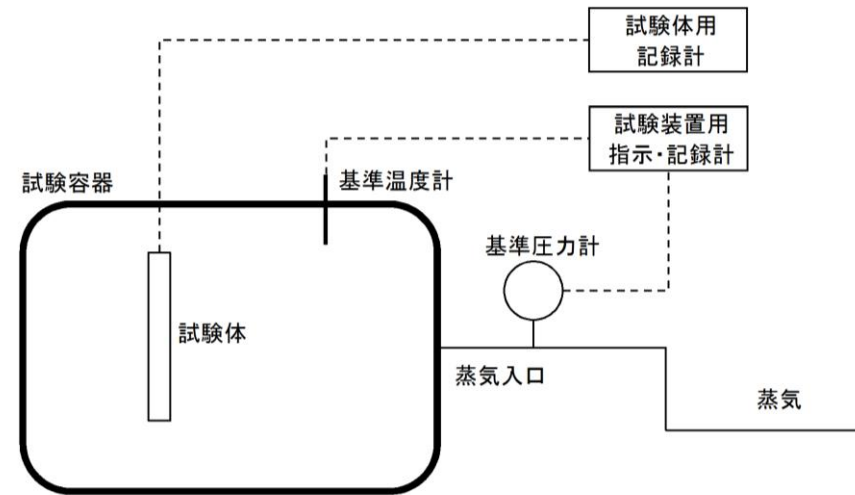
別紙 1

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。

図 58-10-1 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、試験中およ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

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 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 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 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 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)

主装設備	設置許可基準規則表 1										有効性評価表 2表 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水位																																							
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																																							
高圧炉心スプレッドポンプ出口圧力																																							
低圧炉心スプレッドポンプ出口圧力																																							
蒸留熱代替除去系ポンプ出口圧力																																							
原子炉建物水素濃度																																							
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																																							
格納容器静置度 (S A)																																							
格納容器静置度																																							
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 機故障発生 (つづき)	系統要図	期待する設備	分類案
2.1			格納容器冷却用気液分離ユニット (ダウスイクリエール) 格納容器冷却用気液分離ユニット (サブリングシリン・チェンバ) スクラバ容器本位 スクラバ容器圧力 第1ベントフオートリリース出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	58条 (炉心損傷有無判断) 48条 (蒸気ヒートシンクへの熱の輸送) 58条 (格納容器気密確認)

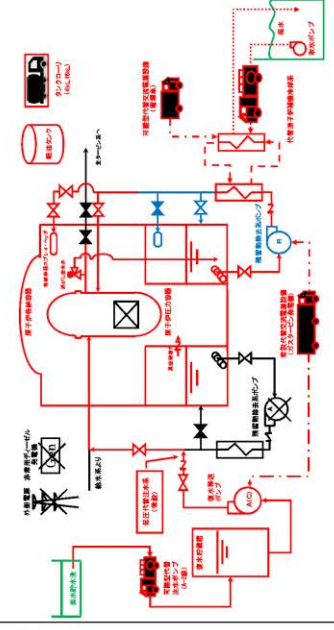
・設備の相違

・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 高圧注水・凝出 機能喪失 (つづき)	系統機要因		期待する設備		分類	
		系統機機回	系統機機回	期待する設備	期待する設備	分類	分類
2.2				核炉熱除去ポンプ出口吐力	58 条設計基準設備 (核炉熱除去ポンプ起動保証)		
				核炉熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準設備 (解任上機用を仮定)		
				サブポンプポンプ・ポンプ・水流量 (S A)	58 条 (降圧器異常) 保証		
				核炉熱除去系統交換器入口流量	58 条設計基準設備 (解任上機用を仮定)		

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 (4/22)

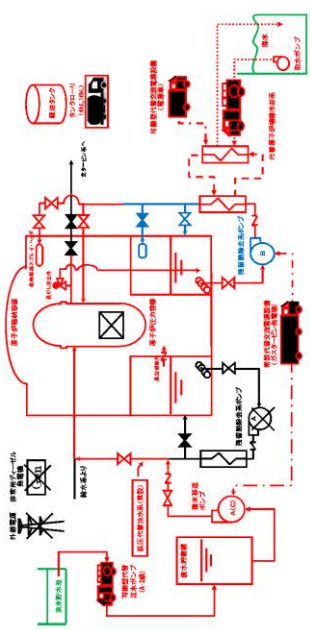
No.	シナリオ 全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失) (つづき)	系統概要図 	期待する設備	分類
2.3			平均出力調整モニタ 起動傾度モニタ 原子炉水位 (広帯域) (燃料域) 原子炉水位 (SN) 原子炉炉内温度計測系系流温度 原子炉炉内温度計測系系流温度 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内部空気放射線レベル (D/W) 格納容器内部空気放射線レベル (S/C) サレンション・チェンバ・プール水位 我前熱除去系系流温度 ドライウエム炉内温度 サレンション・チェンバ気体温度 サレンション・チェンバ・プール水温度 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (RR A 系) 復水補給水流量 復水貯蔵槽水位 (SA) フィルタ付装置入口圧力 フィルタ付装置出口放射線モニタ フィルタ付装置分岐フィルタ弁圧 格納容器内水相温度 格納容器内水相温度 (SA) 格納容器内温度監視	DR (SA 発生時のスクラム機能確認) ただし、修正シナリオ SA (58 条設備) と分類 DR (SA 発生時のスクラム機能確認) ただし、修正シナリオ SA (58 条設備) と分類 47 条 (貯圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉機能確認) 58 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 (格納容器機能確認) 58 条 (貯圧時特有無判断) 58 条 (格納容器機能確認) 58 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 (格納容器機能確認) 58 条 (格納容器機能確認) 58 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 (格納容器機能確認) 58 条 (格納容器機能確認) 58 条 (原子炉機能確認) 47 条 (貯圧時の原子炉冷却) 58 条 (代巻江水確保) 58 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器機能確認) 58 条 (格納容器機能確認)

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 (6/34)

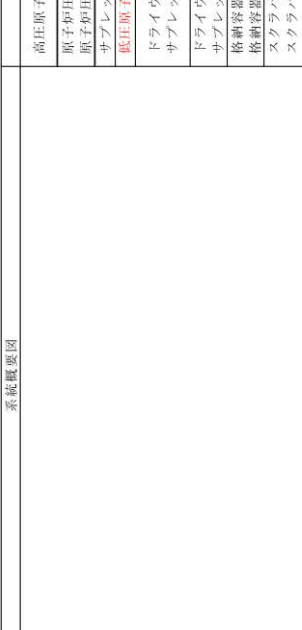
No.	シナリオ 全交流動力電源 喪失 (外部電源喪失 + D/G 喪失) + HPCS 失敗 (つづき)	系統概要図 	期待する設備	分類
2.3			格納容器内部放射線モニタ (ドライウエム) 格納容器内部放射線モニタ (サレンション・チェンバ) 低圧原子炉冷却系系流温度 スクラブ装置 第 1 ベンチフィラ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	58 条 (炉心損傷有無判断) 47 条 (貯圧時の原子炉冷却) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器機能確認)

・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 (6/22)

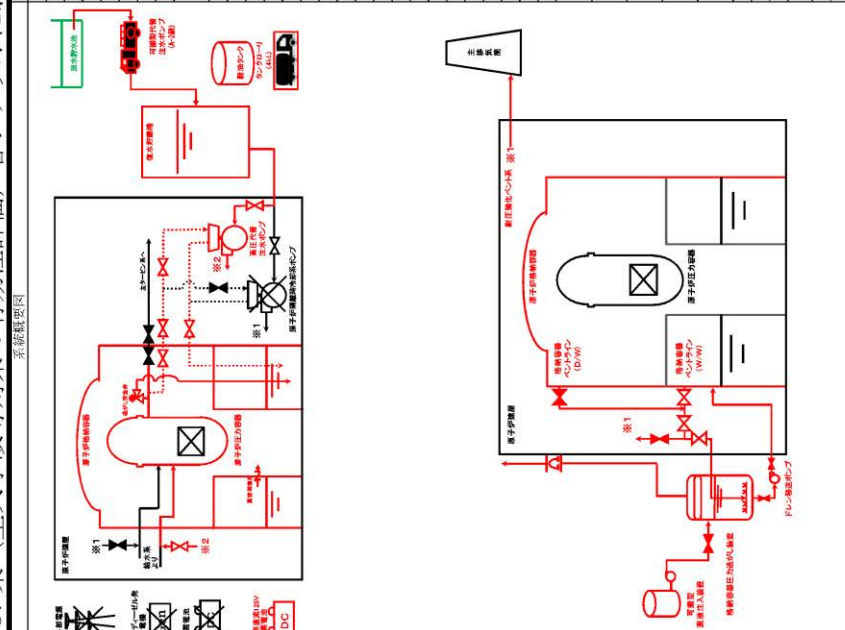
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +RCLC失敗) (つづき)		平均出力減速モニタ 起動監視モニタ 原子炉水位 (広領域), (燃料棒) 原子炉水位 (中心相) 原子炉水位 (中心相) 監視 高圧代替注水系系減速 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内空圧気放射線レベル (D/W) 格納容器内空圧気放射線レベル (S/C) サブレンジオン・チェンバ・プール水位 減速除去系系減速 ドライウェル容器気温度 サブレンジオン・チェンバ・プール水温度 サブレンジオン・チェンバ・プール水温度 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系減速 (RIR A系代替注水減速) 原子炉圧力 (SA) 復水貯蔵槽水位 (SA) フィルタ監視水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置入口圧力 格納容器内水温度 格納容器内水温度 (SA) 格納容器内水温度	16 (SA 発生前のスクラム監視確認) ただし地シナリオで SA (SA 系設備) と分類 18 (SA 発生前のスクラム監視確認) ただし地シナリオで SA (SA 系設備) と分類 45 条 (高圧時の原子炉冷却) 47 条 (中心相時の原子炉冷却) 55 条 (原子炉監視確認) 56 条 (高圧代替注水確認) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 59 条 (格納容器状態確認) 59 条 (格納容器状態確認) 59 条 (中心相監視無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 48 条 (格納容器状態確認) 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) 58 条 (格納容器状態確認) 17 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 59 条 (中心相監視) 58 条 (水筒監視) 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) 58 条 (格納容器状態確認)

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 (8/34)

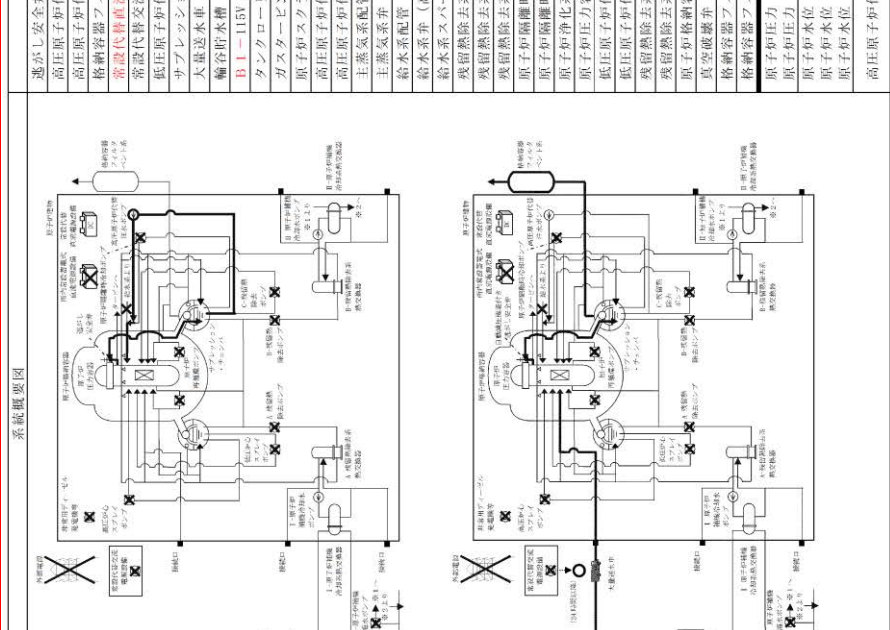
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類
2.3	全交流動力電源 喪失 (外部電源喪失 +D/G失敗) + 高圧和心冷却失 敗 (つづき)		高圧原子炉代替注水減速 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) サブレンジオン・チェンバ・プール水温度 (SA) 低圧原子炉代替注水減速 ドライウェル容器気放射線レベル (SA) サブレンジオン・チェンバ・プール水温度 (SA) サブレンジオン・チェンバ・プール水温度 (SA) 格納容器空明気放射線モニタ (ドライウェル) 格納容器空明気放射線モニタ (サブレンジオン・チェンバ) スクラバ装置水位 第 1 ベントファイナルタ出口放熱線モニタ (高レンジ・低レンジ)	45 条 (高圧時の原子炉冷却) 58 条 (高圧代替注水確認) 58 条 (原子炉監視確認) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (高圧時の原子炉冷却) 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) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (中心相監視無判断) 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

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(7/22)

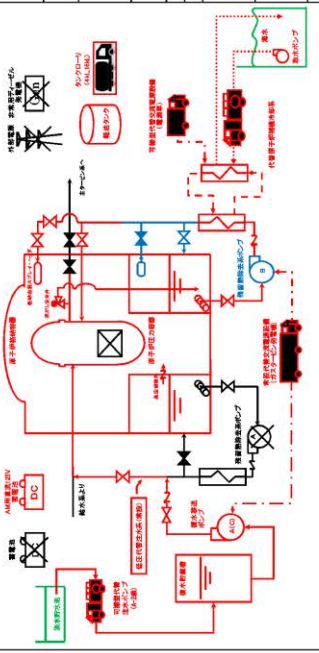
システム概要図		
		
No. 2, 3	シナリオ 全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +直流電源喪失)	期待する設備
		透過し安全弁
		高圧代替注水系統
		格納容器注力逆ガシ装置
		高圧化ベンチ系
		常設代替交流電源設備
		残留熱除去ポンプ
		残圧原子炉補給冷却系
		サブレーション・チェンバ(水線)
		廃水貯留槽(水線)
		海水(水線)
		可塑型代替交流電源(代替原子炉補給冷却系電源)
		加圧型代替交流電源(高設代替交流電源)
		タンクローリー(B1, B2) (給油)
		軽油タンク
		原子炉システム機器
		高圧代替注水系統管(高圧代替注水配管)
		高圧代替注水系統(高圧代替注水配管)
		給水配管(高圧代替注水配管)
		高圧代替注水配管(高圧代替注水配管)
		残圧冷却上気配管(高圧代替注水配管)
		残圧冷却下気配管(高圧代替注水配管)
		原子炉冷却配管(高圧代替注水配管)
		原子炉注水配管
		残留熱除去系統管(格納容器スプレイト配管)
		残留熱除去系統(格納容器スプレイト配管)
		格納容器スプレイト・ヘッド(格納容器スプレイト配管)
		残留熱除去系統管(サブレーション・チェンバ・プール冷却排路)
		残留熱除去系統(サブレーション・チェンバ・プール冷却排路)
		原子炉格納容器
		真空破断弁(S/C-D) (重)
		原子炉格納容器冷却系(代替原子炉補給冷却排路)
		原子炉補給冷却系(代替原子炉補給冷却排路)
		原子炉補給冷却系(タンクローリー) (代替原子炉補給冷却排路)
		残留熱除去系統交換器(代替原子炉補給冷却排路)

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(9/34)


システム概要図		
		
No. 2, 3	シナリオ 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+ 直流電源喪失	期待する設備
		透過し安全弁
		高圧原子炉代替注水系統
		格納容器フィルタクターベンチ系
		常設代替交流電源設備
		低圧原子炉代替注水系統(可塑型)
		サブレーション・チェンバ(水線)
		大気送水車
		輸送貯水槽(西1,西2)(代替注水)
		B1-B2 非常用電池(SA)(電源)
		タンクローリー(給油)
		原子炉システム機器
		ガスタービン発電機用軽油タンク
		高圧原子炉代替注水系統管(高圧原子炉代替注水配管)
		高圧原子炉代替注水系統(高圧原子炉代替注水配管)
		主蒸気配管(高圧原子炉代替注水配管)
		給水配管(高圧原子炉代替注水配管)
		給水系統管(高圧原子炉代替注水配管)
		残留熱除去系統管(高圧原子炉代替注水配管)
		残留熱除去系統(高圧原子炉代替注水配管)
		原子炉補給冷却系スプレイト・ヘッド(高圧原子炉代替注水配管)
		原子炉補給冷却系(高圧原子炉代替注水配管)
		原子炉注水配管(高圧原子炉代替注水配管)
		原子炉注水配管(高圧原子炉代替注水配管)
		原子炉注水配管(高圧原子炉代替注水配管)
		真空破断弁(S/C-D)
		格納容器フィルタクターベンチ系配管(格納容器フィルタクター上流路)
		格納容器フィルタクターベンチ系(格納容器フィルタクター上流路)
		原子炉注水配管(SA)
		原子炉注水配管(圧壊域)
		原子炉注水配管(燃料域)
		原子炉注水配管(SA)
		高圧原子炉代替注水配管

・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 (8/22)

No	シナリオ	系統観測図	期待する設備	分類
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +直流電源喪失) (つづき)		原子炉水位 (広帯域)、燃料線) 原子炉水位 (SA) 炉内代管注水系統流量 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内格納気放熱レベル (D/W) 格納容器内格納気放熱レベル (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 蒸気発生器冷却系流量 ドライウエール雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プール温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 炉内代管注水流量 (RR-A 系代管注水流量) 炉内代管注水水位 (SA) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放熱線モニタ フィルタ装置空気放熱線モニタ 格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度	47 条 (高圧時の原子炉冷却) 58 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (高圧時の原子炉冷却) 58 条 (高圧時の原子炉冷却) 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) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 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) 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) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 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) 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) 49 条 (格納容器の冷却) 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) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (炉心損傷有無判断)

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 (10/34)

No	シナリオ	系統観測図	期待する設備	分類
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DC 喪失) + 直流電源喪失 (つづき)		サブプレッション・チェンバ・プール温度 (SA) 低圧原子炉代管注水流量 ドライウエール圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール圧力 (SA) ドライウエール水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA) 格納容器蒸気放熱線モニタ (ドライウエール) 格納容器蒸気放熱線モニタ (サブプレッション・チェンバ) スクラバ容器圧力 第 1 ペンタイル出口放熱線モニタ (高レンジ・低レンジ)	58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 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) 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

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 (9/22)

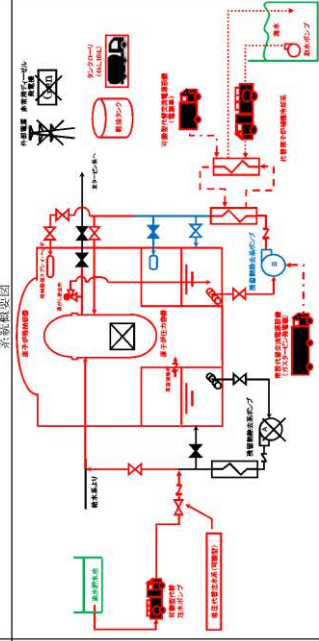
No	シナリオ 全交流動力喪失 (外部電源+D/G喪失 +SRV再開放)	系統概要図	期待する設備	
			期待する設備	分類
2, 3	図 1 図 2		原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準仕様 (解除し使用を仮定)
			格納容器電力冷却装置	48 条
			可搬型代替冷却水ポンプ(A2級)	46 条 (操作対象)
			可搬型代替冷却水ポンプ(A2級) (代替冷却移込)	47 条 (ポンプ), 49 条 (燃料棒)
			海水貯水罐 (水罐)	56 条 (ただし設備ではなく構造物)
			海水 (代替水源)	56 条 (ただし設備ではなく構造物)
			常設代替冷却源設備	57 条
			代替原子炉補機冷却系	47 条, 49 条設計基準仕様 (解除し使用を仮定)
			サブプレッション・チェンバ (水罐)	48 条 (ポンプ, UA)
			可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源)	DB (解除し使用を仮定)
			発電機 A (発電機)	ただし他のシナリオで SA (交流電源) と分類
			タンクローリー (6t, 16t) (給油)	57 条 (燃料搬送)
			軽油タンク	57 条 (燃料搬送)
			原子炉システム機器	DB (SA 発生前に使用)
			原子炉隔離時冷却系配管 (高圧注水配管)	45 条設計基準仕様 (解除し使用を仮定)
			原子炉隔離時冷却系弁 (高圧注水配管)	45 条設計基準仕様 (解除し使用を仮定)
			給水系配管 (高圧注水配管)	45 条設計基準仕様 (解除し使用を仮定)
			海水系弁 (高圧注水配管)	46 条 (解除)
			海水補給水系配管 (低圧代替注水配管)	47 条 (配管)
			海水補給水系弁 (低圧代替注水配管)	47 条 (弁)
			残留熱除去系弁 (低圧注水配管) (低圧代替注水配管)	47 条 (弁)
			原子炉隔離時冷却系弁 (低圧注水配管)	47 条 (弁)
			残留熱除去系弁 (低圧注水配管)	49 条 (弁)
			格納容器スプレイン・ハンダ (代替格納容器スプレイン冷却配管)	49 条 (設備)
			残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイン冷却配管)	19 条設計基準仕様 (解除し使用を仮定)
			残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイン冷却配管)	19 条設計基準仕様 (解除し使用を仮定)
			残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイン冷却配管)	19 条設計基準仕様 (解除し使用を仮定)
			真空破滅弁 (SC-D/R)	48 条 (SC/D補機)
			原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却配管)	48 条 (配管)
			原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却配管)	48 条 (弁)
			原子炉補機冷却系ポンプ (代替原子炉補機冷却配管)	48 条 (ポンプ)
			残留熱除去系弁 (代替原子炉補機冷却配管)	48 条 (弁)
			残留熱除去系弁 (代替原子炉補機冷却配管)	48 条 (弁)

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 (11/34)

シナリオ	系統概要図	期待する設備	
		期待する設備	分類
2, 3		原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準仕様 (解除し使用を仮定)
		低圧原子炉代替注水ポンプ (可搬型)	47 条 (解除し使用を仮定)
		所内常設直流電源設備	48 条
		常設代替冷却源設備	57 条
		逸がし安全弁	57 条
		大黒運水車	46 条 (操作対象)
		タンクローリー (給油)	47 条 (ただし設備ではなく構造物)
		ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条 (燃料搬送)
		原子炉システム機器	DB (SA 発生前に使用)
		サブプレッション・チェンバ (水罐)	45 条 (水罐)
		原子炉隔離時冷却系配管 (原子炉隔離時冷却配管)	45 条設計基準仕様 (解除)
		原子炉隔離時冷却系弁 (原子炉隔離時冷却配管)	45 条設計基準仕様 (解除)
		給水系配管 (原子炉隔離時冷却配管)	45 条設計基準仕様 (解除)
		給水系弁 (原子炉隔離時冷却配管)	45 条設計基準仕様 (解除)
		主蒸気系配管 (原子炉隔離時冷却配管)	45 条設計基準仕様 (解除)
		低圧原子炉代替注水弁 (低圧原子炉代替注水配管)	47 条 (弁)
		低圧原子炉代替注水配管 (低圧原子炉代替注水配管)	47 条 (配管)
		残留熱除去系弁 (低圧原子炉代替注水配管)	47 条 (弁)
		原子炉隔離時冷却系弁 (低圧原子炉代替注水配管)	48 条 (弁)
		真空破滅弁 (SC-D/R)	48 条 (SC/D補機)
		格納容器フィルタバント系弁 (格納容器フィルタバント配管)	48 条 (配管)
		平均出力調整装置	DB (SA 発生前のスクラム機能確認)
		原子炉水位 (圧巻機)	47 条 (低圧時の原子炉冷却)
		原子炉水位 (燃料棒)	58 条 (原子炉状態確認)
		原子炉水位 (SA)	58 条設計基準仕様 (解除し使用を仮定)
		原子炉隔離時冷却系弁出口流量	58 条 (原子炉状態確認)
		原子炉圧力 (SA)	49 条 (格納容器の冷却)
		ドラフウェル圧力 (SA)	58 条 (格納容器状態確認)
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	58 条 (格納容器状態確認)
		サブプレッション・プール水位 (SA)	58 条 (格納容器状態確認)

・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 (10/22)

No	シナリオ 全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +SRV閉鎖/閉鎖失敗) (つづき)	系統概要図 	期待する設備	分類案
2.3			平均出力調整モータ 起動調整モータ 原子炉水位 (圧調整) (燃料棒) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 復水補給水系統 (RRR A系代替注水設備) 復水補給水系統 (RRR B系代替注水設備) 格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内空間気圧 (D/W) 格納容器内空間気圧 (S/C) 格納容器内空間気圧 (D/W) 格納容器内空間気圧 (S/C) 滞留熱除去系統流量 サブプレッジョン・チェンバ・プールの温度 サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位 復水貯蔵槽水位 (SA) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度	RR (SA発生時のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分組 RR (SA発生時のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分組 58条設計基準仕様 (解析上適用を仮定) 47条 (格納容器の圧力制御) 58条 (原子炉圧力調整) 58条 (原子炉圧力調整) 47条 (格納容器の圧力制御) 58条 (代替注水設備) 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 (代替注水設備) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (原子炉圧力調整) 58条設計基準仕様 (解析上適用を仮定) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 55条 (水の供給設備) 58条 (外置確認) 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) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認)

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 (12/34)

No	シナリオ 全交流動力電源 喪失 (外部電源喪失 +D/G失敗) +SRV閉鎖/閉鎖 失敗 +HPCS失敗 (つづき)	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3			格納容器空側放熱線モニタ (ドラウウェル) 格納容器空側放熱線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) 低圧原子炉代替注水流量 スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 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)	58条 (短心損傷有無判断) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 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

・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	瞬時熱除去機能喪失 (取水機能喪失) (つづき)		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 原子炉圧力 (S.A.) サブプレッショニング・プール水温度 (S.A.) 残留熱除去ポンプ出口流量	58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条(原子炉状態確認) 58条(格納容器状態確認) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定)

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 (16/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類表
2.4	停機熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障) (つづき)		代替注水装置 (新設) 低圧原子炉代替注水槽水位 ミライウエル止方 (S.A.) サブコンシロン・チェンバ位置方 (S.A.) ミライウエル水位 サブコンシロン・チェンバ水位 (S.A.) 格納容器空相気質検出モニタ (ミライウエル) 格納容器空相気質検出モニタ (サブコンシロン・チェンバ) スクラップ検出モニタ スクラップ検出モニタ 第1パンプアウトフロアカタスタロフ検出モニタ (高圧レンジ)	47条 (低圧熱の取り扱方) 58条 (代替注水確認) 58条 (水の滞留設備) 58条 (水取確認) 48条 (凝縮ヒーティングへの熱の輸送) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (炉心損傷有無判断) 48条 (凝縮ヒーティングへの熱の輸送) 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 (ツブズ)	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)
			残留熱除去系弁(低圧注水弁)	47 条設計基準弁(弁)
			原子炉補機冷却系弁	48 条設計基準弁(弁)
			原子炉補機冷却系ポンプ	48 条設計基準ポンプ(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 条設計基準ポンプ(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 条設計基準ポンプ(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 条設計基準ポンプ(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 条設計基準ポンプ(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 条設計基準ポンプ(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 条設計基準ポンプ(ポンプ)
			平均出力領域計装	48 条設計基準計装(計装)
			ドライウェル圧力(S.A.)	58 条(スクラム失敗確認、S.L.C注入確認)
			サブプレッショ・チェンバ圧力(S.A.)	58 条(格納容器状態確認)
			原子炉水位(低圧域)	58 条(原子炉状態確認)
			原子炉水位(高圧域)	58 条(原子炉状態確認)
			高圧炉心スプレッドポンプ出口流量	58 条設計基準計装(原子炉状態確認)
			残留熱除去系ポンプ出口圧力	58 条設計基準計装(RHRSポンプ起動確認)
低圧炉心スプレッドポンプ出口圧力	58 条設計基準計装(原子炉状態確認)			
原子炉補機冷却系ポンプ出口流量	58 条設計基準計装(原子炉状態確認)			
サブプレッショ・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、昇降確認)			
残留熱除去系ポンプ出口流量	58 条設計基準計装(原子炉状態確認)			

・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 (20/34)

No	シナリオ	系統重要度	期待する設備	分類案
2.6	LOCA 時注水機能 喪失 (炉心冷却 L.O.C.) (ツブシ)		格納容器系用気放射線モニタ (ドライウエール) 格納容器系用気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) スクラバ容器本位 スクラバ容器圧力 第 1 ベントフイルター出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	58 条 (炉心相衡有無判断) 48 条 (浸透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 (シナリオE1/E2/E3/A LOGA) (ツブ空)		原子炉補償冷却系浄水システムレーナ 平均出力領域モニタ 原子炉水位(圧縮機) 原子炉水位(格納機) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量 原子炉圧力(SA) ドライウェル圧力(SA) ドライウェル温度(SA) 滞留熱除去ポンプ出口圧力 ホップレッシュポンプ・プール水温度(SA) 滞留熱除去ポンプ出口流量 滞留熱除去系熱交換器入口温度	48条設計基準配置(流路) DB(SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA(58条設備)と分類 58条(原子炉状態確認) 58条設計基準配置(解析上使用を仮定) 58条設計基準配置(解析上使用を仮定) 58条(原子炉状態確認) 58条(原子炉状態確認) 58条設計基準配置(系統過圧及びLSI/OCA発生を 確認) 58条(格納容器冷却確認) 58条設計基準配置(解析上使用を仮定) 58条設計基準配置(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 (24/34)

No	シナリオ	系統変因	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)		平均出力領域計装 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 低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流量 原子炉水位 (圧密域) 原子炉水位 (燃料域) (S A) 格納容器空筒気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器空筒気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 格納容器本蒸発度 (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ッド流量 サブプレッション・プール水温度 (S A) 格納容器本蒸発度 (S A)	DR (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 58 条設計基準配置 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準配置 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準配置 (低圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準配置 (残留熱除去系故障を確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (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) 58 条 (水の状態設備), 58 条 (水漏れ確認) 49 条 (格納容器の冷却) 50 条 (格納容器の過圧検出防止) 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 (格納容器の過圧検出防止) 58 条 (格納容器状態確認) 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 (代替スプレッド) 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	系統概要図	期待する設備	分類
3.1	格納容器過圧・過温破損(代替除去系不使用)(つづき)		格納容器代替スプレイ流量 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウェル電度 (SA) ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバール圧力 (SA) サプレッション・プール水位 (SA) スクラバ監視水位 スクラバ圧力 第1ベントウォールタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 格納容器温度監視度 (SA)	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) 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

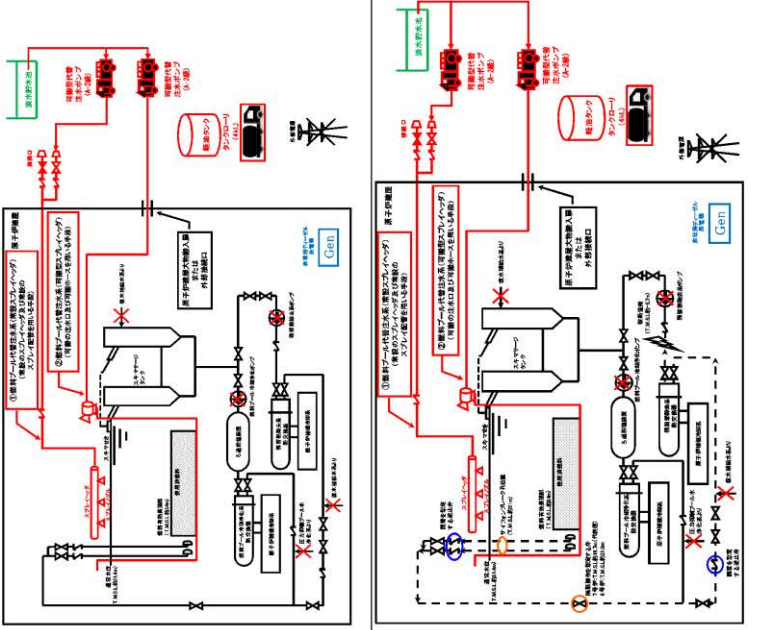
第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (28/34)

No	シナリオ	系統図要図	期待する設備	分類
3.2	高圧溶融物放出 / 格納容器委用 気直接加熱 (つづき)		平均出力領域出装 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圧力 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 原子炉圧力 (SA) 格納容器委用気放射線モニタ (ドライウェル) 格納容器委用気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 格納容器本体温度 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA) 格納容器代替スプレイ流量 ベデスタル代替注水流量 ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ベデスタル水位 ドライウェル圧力 (SA) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器の冷却) 49条 (代替スプレイ確認) 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) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認)	DB (SA発生時のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類 58条設計基準地震 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準地震 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準地震 (残留熱除去系故障を確認) 58条設計基準地震 (残留熱除去系故障を確認) 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 (格納容器下部の溶融炉心冷却) 58条 (代替ベデスタル注水確認) 51条 (格納容器下部の溶融炉心冷却) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 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)

・設備の相違

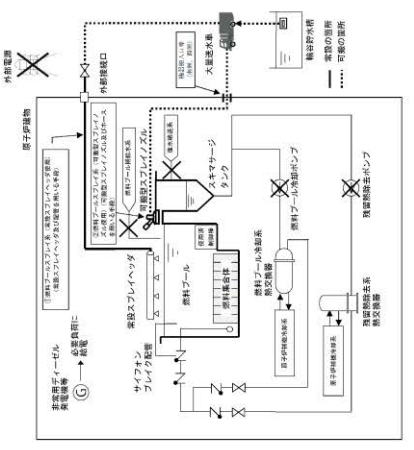
表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (19/22)

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	可搬型代替注水ポンプ(A-2線) 淡水水池 (代替水池) タンクローリ (44L) (給油) 移動タンク (燃料貯蔵) 非常用ディーゼル発電機 (電源) 燃料プール代注水系統配管 燃料プール代注水系統 燃料プール代注水システムヘッド 使用済燃料プール	51 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 (燃料貯蔵) 54 条 (電源) 51 条 (流路) 51 条 (注入系)
3.4	水素燃焼	残留熱除去系流量計 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 復水冷却ポンプ吐出圧力 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監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	58 条設計基準仕様 (SFP 冷却機能喪失を確保) 58 条設計基準仕様 (SFP 冷却機能喪失を確保) 38 条 (SFP 輸送機能喪失を確保) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 上部空間検量確認)
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	可搬型代替注水ポンプ(A-2線) 淡水水池 (代替水池) タンクローリ (44L) (給油) 移動タンク (燃料貯蔵) 非常用ディーゼル発電機 (電源) 燃料プール代注水系統配管 燃料プール代注水系統 燃料プール代注水システムヘッド 使用済燃料プール	51 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 (燃料貯蔵) 54 条 (電源) 51 条 (流路) 51 条 (注入系)
4.1	想定事故1 (使用済燃料貯蔵プール)	可搬型代替注水ポンプ(A-2線) 淡水水池 (代替水池) タンクローリ (44L) (給油) 移動タンク (燃料貯蔵) 非常用ディーゼル発電機 (電源) 燃料プール代注水系統配管 燃料プール代注水系統 燃料プール代注水システムヘッド 使用済燃料プール	51 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 (燃料貯蔵) 54 条 (電源) 51 条 (流路) 51 条 (注入系)
4.2	想定事故2 (使用済燃料貯蔵プール)	可搬型代替注水ポンプ(A-2線) 淡水水池 (代替水池) タンクローリ (44L) (給油) 移動タンク (燃料貯蔵) 非常用ディーゼル発電機 (電源) 燃料プール代注水系統配管 燃料プール代注水系統 燃料プール代注水システムヘッド 使用済燃料プール	51 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 (燃料貯蔵) 54 条 (電源) 51 条 (流路) 51 条 (注入系)



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 (29/34)

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	燃料プールスレイ系 大量送水車 輸送貯水槽 (西 1, 西 2) (代替水池) タンクローリ (給油) ガスタービン発電機用軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 燃料プール代注水系統配管 燃料プール代注水系統 燃料プール代注水システムヘッド 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監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	51 条 (燃料貯蔵使用を仮定) 54 条 (ポンプ) 54 条 (ただし設備ではなく措置) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料貯蔵) 57 条 (燃料貯蔵) 57 条 (燃料貯蔵) 54 条 (流路) 54 条 (流路) 54 条 (注入系) 58 条設計基準仕様 (SFP 冷却機能喪失を確保) 58 条設計基準仕様 (SFP 冷却機能喪失を確保) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 上部空間検量確認)
3.4	水素燃焼	燃料プールスレイ系 大量送水車 輸送貯水槽 (西 1, 西 2) (代替水池) タンクローリ (給油) ガスタービン発電機用軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 燃料プール代注水系統配管 燃料プール代注水系統 燃料プール代注水システムヘッド 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監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	51 条 (燃料貯蔵使用を仮定) 54 条 (ポンプ) 54 条 (ただし設備ではなく措置) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料貯蔵) 57 条 (燃料貯蔵) 57 条 (燃料貯蔵) 54 条 (流路) 54 条 (流路) 54 条 (注入系) 58 条設計基準仕様 (SFP 冷却機能喪失を確保) 58 条設計基準仕様 (SFP 冷却機能喪失を確保) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 上部空間検量確認)
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	燃料プールスレイ系 大量送水車 輸送貯水槽 (西 1, 西 2) (代替水池) タンクローリ (給油) ガスタービン発電機用軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 燃料プール代注水系統配管 燃料プール代注水系統 燃料プール代注水システムヘッド 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監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	51 条 (燃料貯蔵使用を仮定) 54 条 (ポンプ) 54 条 (ただし設備ではなく措置) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料貯蔵) 57 条 (燃料貯蔵) 57 条 (燃料貯蔵) 54 条 (流路) 54 条 (流路) 54 条 (注入系) 58 条設計基準仕様 (SFP 冷却機能喪失を確保) 58 条設計基準仕様 (SFP 冷却機能喪失を確保) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 上部空間検量確認)
4.1	想定事故1 (使用済燃料貯蔵プール)	燃料プールスレイ系 大量送水車 輸送貯水槽 (西 1, 西 2) (代替水池) タンクローリ (給油) ガスタービン発電機用軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 燃料プール代注水系統配管 燃料プール代注水系統 燃料プール代注水システムヘッド 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監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	51 条 (燃料貯蔵使用を仮定) 54 条 (ポンプ) 54 条 (ただし設備ではなく措置) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料貯蔵) 57 条 (燃料貯蔵) 57 条 (燃料貯蔵) 54 条 (流路) 54 条 (流路) 54 条 (注入系) 58 条設計基準仕様 (SFP 冷却機能喪失を確保) 58 条設計基準仕様 (SFP 冷却機能喪失を確保) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 上部空間検量確認)



・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
4.2	シナリオ (使用済燃料貯 蔵プール)		燃料プールのスプレイズ系 大送水本車 輪谷貯水槽 (西1、西2) (代替水源) タンクローリ (給油) ガスタービン発電機用断油タンク 非常用ディーゼル発電機用断油タンク ダイゼル燃料貯蔵タンク 可燃型スプレイズル 常設スプレイズル 燃料プール 燃料プール本体・温度 (S/A) 燃料プール水位 (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) 残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口流量 燃料プールのエア放熱モニタ (高レンジ・低レンジ) (S/A)	54条 (解任上取用を取定) 54条 (ボンプ) 54条 (ただし設備ではなく措置) 57条 (燃料輸送) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) 54条 (電源) 54条 (電源) 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条設計基準既取 (SFP冷却機能喪失を確認) 58条設計基準既取 (SFP冷却機能喪失を確認) 58条設計基準既取 (SFP冷却機能喪失を確認) 54条 (SFP上層空間積量確認)

・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 (34/34)

No	シナリオ	系統観要因	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 (解析上使用を仮定) DB (解析上使用を仮定) 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