

(g) 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圧力)

※：重要監視パラメータの常用計器

項目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
代替パラメータ	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) (格納容器内圧力 (S/C) 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℃
	②サブプレッション・チェンバ気体温度 (格納容器内圧力 (S/C) 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]
	③[格納容器内圧力 (S/C)]※ (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0~500kPa[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圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器内圧力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圧力 (原子炉格納容器内のほかの計測箇所)、格納容器内温度により格納容器内の圧力を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内圧力 (S/C) により推定する (格納容器内圧力 (S/C) を推定する場合は格納容器内圧力 (D/W) にて推定)。</p> <p>②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 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)]、[格納容器内圧力 (S/C)] 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより、推定する。</p>		

(g) 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圧力)

項目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	ドライウエル圧力 (S A)	0 ~1,000kPa [abs]	最大値：324kPa [gage]
	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	0 ~1,000kPa [abs]	最大値：206kPa [gage]
代替パラメータ	① サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) (ドライウエル圧力 (S A) の代替)	0 ~1,000kPa [abs]	最大値：206kPa [gage]
	① 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) の代替)	0 ~1,000kPa [abs]	最大値：324kPa [gage]
	② ドライウエル温度 (S A) (ドライウエル圧力 (S A) の代替)	0 ~300℃	最大値：145℃
	② サブプレッション・チェンバ温度 (S A) (サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の代替)	0 ~200℃	最大値：88℃
	② ペDESTAL温度 (S A) (ドライウエル圧力 (S A) の代替)	0 ~300℃	最大値：145℃
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圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。		

・設備の相違

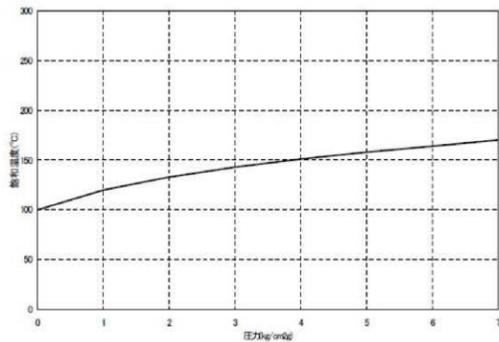


図 58-8-13 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

参考として図 58-8-14, 15 に福島第二原子力発電所 1 号炉の実績圧力及び本推定手段を用いた推定圧力を比較したものを示す。

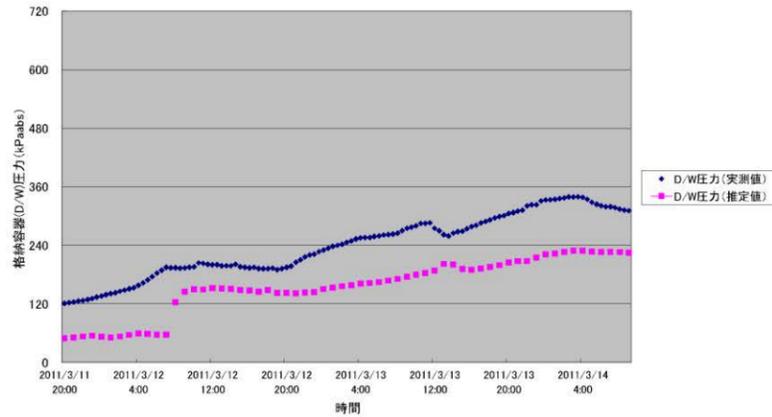


図 58-8-14 福島第二原子力発電所 1 号炉における格納容器内圧力 (D/W) と推定圧力の関係

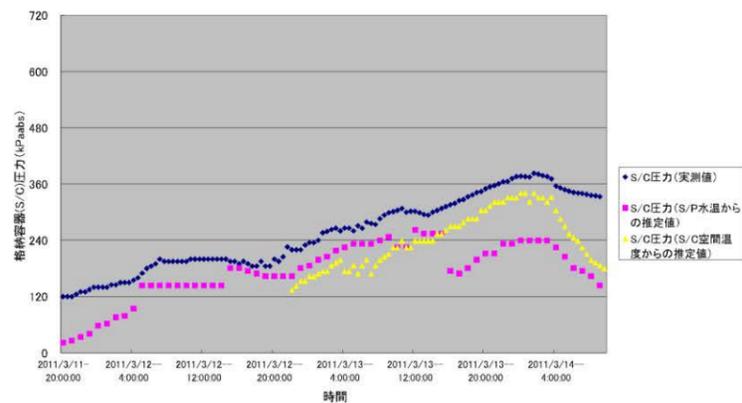


図 58-8-15 福島第二原子力発電所 1 号炉における格納容器内圧力 (S/C) と推定圧力の関係

推定方法

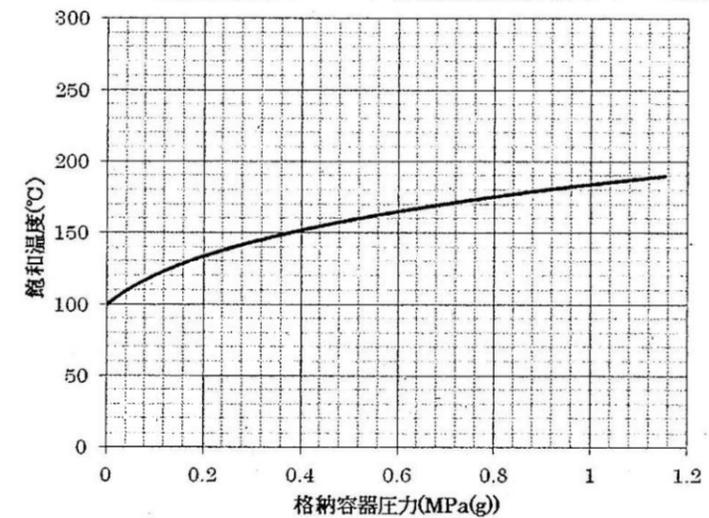
原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器内圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内圧力（原子炉格納容器内の他の計測箇所）、格納容器内温度により格納容器内の圧力を推定することができる。

推定方法は以下の通りである。

①ドライウエル圧力 (SA) 及びサブプレッション・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) により推定する。(サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) を推定する場合はドライウエル圧力 (SA) にて推定。)

②ドライウエル温度 (SA), サプレッション・チェンバ温度 (SA), ペDESTAL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、第58-8-13図より原子炉格納容器内の圧力の推定を行う。

推定可能範囲：101～1,000kPa [abs]



第58-8-13図 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

柏崎刈羽原子力発電所 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 D/W 側又は S/C 側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより, 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。 なお, D/W スプレイ時は, S/C 圧力>D/W 圧力の関係になるため, 真空破壊装置により差圧 13.7kPa 以内で推移する。(代替循環冷却系運転時や PCV ベント前まではほぼ同じ挙動) また, S/C 側の除熱 (PCV ベントや S/C クーリング等) を実施する時は, S/C 圧力<D/W 圧力の関係になるため, D/W 側から連通孔-ベント管を通して S/C 側へ圧力がかかるため, D/W 圧力から S/P の水頭圧分 (水平吐出管の高さ) を除いた値が S/C 圧力と同じ挙動を示す。(例えば, NWL レベル: 床面から約 7m の時, 水頭圧は約 31.4kPa であり, D/W 圧力=S/P 圧力+31.4kPa の関係) (例えば, ベントライン-1m: 床面から約 16m の時, 水頭圧は約 121kPa であり, D/W 圧力=S/P 圧力+121kPa の関係)</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体温度 ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体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。</p> <p>③[格納容器内圧力 (D/W)], [格納容器内圧力 (S/C)] 監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器の圧力を計測することにより, 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。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は, 原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり, 代替パラメータ (格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C)) による推定は, 同一物理量からの推定であり, 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, 原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき, 計器誤差 (格納容器内圧力 (D/W) の誤差: ±15kPa, 格納容器内圧力 (S/C) の誤差: ±15.6kPa) を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体温度) による推定は, 圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき, 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。(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>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>なお, 今回の評価で実測値と推定値との差が生じること (推定値の方が低め指示) が確認されている。この理由として, 原子炉格納容器内は窒素等の非凝縮性ガスが存在することから, 格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず非凝縮性ガスの方が水蒸気 (水) より比熱が小さく, 格納容器内の温度が高くなるため, 本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器内圧力は高くなると推測される。</p> <p>本推定方法は, この様な差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり, 原子炉格納容器内の圧力推移の把握, 除熱操作判断をする上で適用できる。</p>	<p>①ドライウエル圧力 (SA) 及びサプレッション・チェンバ圧力 (SA) 原子炉格納容器内のドライウエル側又はサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより, 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。 なお, 格納容器スプレイ (D/Wスプレイ) 時は, サプレッション・チェンバ圧力>ドライウエル圧力の関係になるため, 真空破壊弁により差圧3.4kPa以内で推移する。(残留熱代替除去系運転時や格納容器ベント前まではほぼ同じ挙動) また, サプレッション・チェンバ側の除熱 (格納容器ベント (S/C側ベント) やサプレッション・プール冷却等) を実施するときは, サプレッション・チェンバ圧力<ドライウエル圧力の関係になるため, ドライウエル側からベント管を通してサプレッション・チェンバ側へ圧力がかかるため, ドライウエル圧力からサプレッション・プール水頭圧分を除いた値がサプレッション・チェンバ圧力と同じ挙動を示す。(例えば, 通常水位 (サプレッション・チェンバ床面から約 3.6m) のとき, 水頭圧は約 12kPa であり, ドライウエル圧力=サプレッション・チェンバ圧力+12kPa の関係)</p> <p>②ドライウエル温度 (SA), サプレッション・チェンバ温度 (SA), ペDESTAL 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), ペDESTAL 温度 (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, 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。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は, 原子炉格納容器の過圧破損防止を把握する事であり, 代替パラメータ (ドライウエル圧力 (SA), サプレッション・チェンバ圧力 (SA)) による推定は, 同一物理量からの推定であり, 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, 原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき, 計器誤差 (ドライウエル圧力 (SA) の誤差: ±8kPa, サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の誤差: ±8kPa) 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>代替パラメータ (ドライウエル温度 (SA), サプレッション・チェン</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="1308 254 2401 1136" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>バ温度 (SA), ペDESTAL温度 (SA)) による推定は, 圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき, 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。 (例えば, 原子炉格納容器内の圧力: 約427kPa [gage] (飽和温度: 約154℃) に対して, 原子炉格納容器内の温度の誤差: 約±6. 0℃から圧力に換算した場合は427±122kPa [gage] 程度)</p> <p>本推定方法は, このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり, 格納容器内の圧力推移の把握, 除熱操作判断をする上で適用できる。</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>なお, 原子炉格納容器内は窒素等の非凝縮性ガスが存在することから, 格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず, 非凝縮性ガスの方が水蒸気 (水) より比熱が小さく, 格納容器内の温度が高くなるため, 本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器内圧力は高くなると推測される。</p> </div>	

(h) 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水位）

※：重要監視パラメータの常用計器

項目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	サブプレッション・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)
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
代替 パラメータ	①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水 流量) (サブプレッション・チェンバ・プール水 位の代替)	0~350m ³ /h	-
	①復水補給水系流量 (格納容器下部注水 流量) (格納容器下部水位の代替)	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	-
	②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)
	③格納容器内圧力 (D/W) (サブプレッション・チェンバ・プール水 位の代替)	0~1000kPa[abs]	最大値: 246kPa[gage]
	③格納容器内圧力 (S/C) (サブプレッション・チェンバ・プール水 位の代替)	0~980.7kPa[abs]	最大値: 177kPa[gage]
④[サブプレッション・チェンバ・プール水 位] ※ (サブプレッション・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)	
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水位を監視する目的は、ウェットウェルベントを実施する際のサブプレッション・チェンバ・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部への注水量の確認である。		

(h) 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水位）

項目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	ドライウエル水位	-3.0m, -1.0m, +1.0m ^{※2}	-
	サブプレッション・プール水位 (SA)	-0.80~5.50m ^{※1}	-0.5~ 0m ^{※1}
	ペDESTAL水位	+1.0m, +1.2m, +2.4m, +2.4m ^{※3}	-
代替 パラ メータ	サブプレッション・プール水位 ① (SA) (ドライウエル水位の 代替)	-0.80~5.50m ^{※1}	-0.5~ 0m ^{※1}
	代替注水流量 (常設) (サブプレ ① ュッション・プール水位 (SA), ペDESTAL水位の代替)	0~300m ³ /h	-
	① 低圧原子炉代替注水流量 (サブ プレッション・プール水位 (SA) の代替)	0~200m ³ /h	-
	① 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯 域用) (サブプレッション・プー ル水位 (SA) の代替)	0~50m ³ /h	-
	① 格納容器代替スプレイ流量 (サ プレッション・プール水位 (S A), ペDESTAL水位の代替)	0~150m ³ /h	-
	① ペDESTAL代替注水流量 (サブ プレッション・プール水位 (S A), ペDESTAL水位の代替)	0~150m ³ /h	-
	① ペDESTAL代替注水流量 (狭帯 域用) (サブプレッション・プー ル水位 (SA) の代替)	0~50m ³ /h	-
	② 代替注水流量 (常設) (ドライ ウエル水位の代替)	0~300m ³ /h	-
	② 低圧原子炉代替注水流量 (ドラ イウエル水位の代替)	0~200m ³ /h	-
	② 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯 域用) (ドライウエル水位の代 替)	0~50m ³ /h	-

・設備の相違

原子炉格納容器内の水位の主要パラメータであるサブプレッション・チェンバ・プール水位の計測が困難になった場合、以下のとおり代替パラメータにより格納容器内の水位を推定することができる。

- ・サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の注水量、水源である復水貯蔵槽の水位変化により、原子炉格納容器内の水位を推定する。また、サブプレッション・チェンバとドライウエルの差圧により格納容器内の水位を推定できる。
- ・格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の注水量、水源である復水貯蔵槽の水位変化により、格納容器下部水位を推定できる。

推定方法は、以下のとおりである。

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）
 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）から注水量を算出し、注水先であるサブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。また、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）から注水量を算出し、注水先である格納容器下部水位を推定する。なお、原子炉格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。

・サブプレッション・チェンバ・プール水位
 格納容器注水量[m³/h] = × 1時間あたりに換算したサブプレッション・チェンバ・プール水位の上昇量[cm/h]

推定可能範囲：通常水位～約 10m（サブプレッション・チェンバ ベントライン付近）

サブプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：

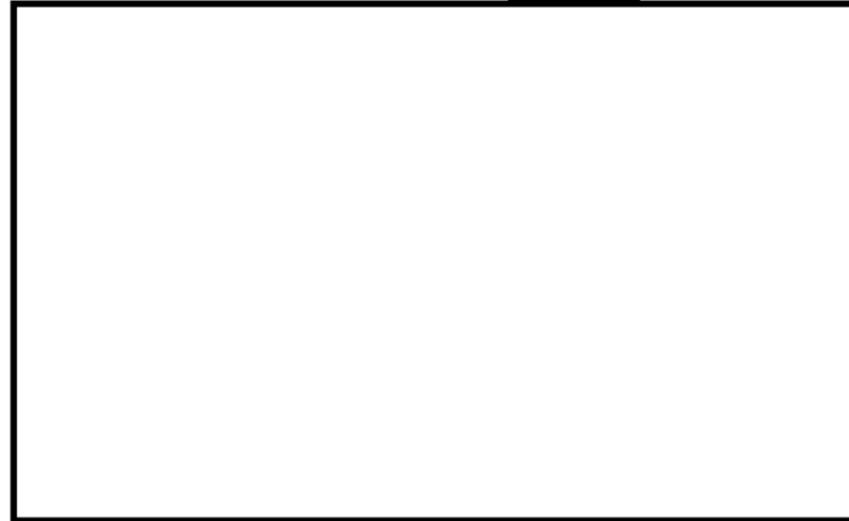


図 58-8-16 サブプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

推定方法

②	格納容器代替スプレイ流量（ドライウエル水位の代替）	0～150m ³ /h	—
②	ペDESTAL代替注水流量（ドライウエル水位の代替）	0～150m ³ /h	—
②	ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）（ドライウエル水位の代替）	0～50m ³ /h	—
②	低圧原子炉代替注水槽水位（サブプレッション・プール水位（SA）、ペDESTAL水位の代替）	0～1,500m ³ (0～12,542mm)	—
③	低圧原子炉代替注水槽水位（ドライウエル水位の代替）	0～1,500m ³ (0～12,542mm)	—
※1：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）			
※2：基準点は格納容器底面（EL10100）			
※3：コリウムシールド上表面（EL6706）			
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水位を監視する目的は、格納容器ベントを実施する際のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位（SA）の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTALへの注水量の確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の水位の主要パラメータであるドライウエル水位、サブプレッション・プール水位（SA）、ペDESTAL水位の計測が困難となった場合、以下の通り代替パラメータにより原子炉格納容器内の水位を推定することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル水位の監視が不可能となった場合、サブプレッション・プール水位（SA）の水位変化、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の注水量、水源である低圧原子炉代替注水槽の水量変化により、ドライウエル水位を推定できる。 ・サブプレッション・プール水位（SA）の監視が不可能となった場合、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代 		

・格納容器下部水位
 原子炉格納容器下部へ注水した場合は、格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。具体的には、格納容器下部（ペDESTAL）の平面積：約 90m²と格納容器下部水位の値から注水量を算出し、注水時間から注水流量を推定する。

推定可能範囲：0m 以上

②復水貯蔵槽水位 (SA)

復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から、原子炉格納容器内の水位を推定する。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。なお、原子炉格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。



図 58-8-17 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

③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 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から求める水頭圧力より原子炉格納容器内の水位を推定する。

$$h1 \approx Ps - Pd + 10.40m$$

h1：格納容器内水位，Ps：格納容器内圧力 (S/C)，Pd：格納容器内圧力 (D/W)

推定可能範囲：約 10.40～27.2m

④[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。

推定の評価

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)
 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)
 による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

②復水貯蔵槽水位 (SA)

復水貯蔵槽水位 (SA) による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵槽を水源としたの系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) の注水量, 水源である低圧原子炉代替注水槽の水量変化により, サプレッション・プールの水位を推定する。

・ペDESTAL水位の監視が不可能となった場合, 代替注水流量 (常設), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量の注水量, 水源である低圧原子炉代替注水槽の水量変化により, ペDESTAL水位を推定できる。

推定方法は以下の通りである。

①サブプレッション・プール水位 (SA)

サブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化からドライウェル水位を推定する。

①②代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)

代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) から注水量を算出し, 注入先であるドライウェル水位, サプレッション・プール水位 (SA), ペDESTAL水位を推定する。なお, 原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にあわせて確認する。

・ドライウェル水位

ドライウェルの水位容量曲線を用いて, 水位の変化量から注水した水量を推定する。

推定可能範囲：0m～約1.0m (格納容器底面基準)

上記①②の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・チェンバへ移行する場合を想定しており、サブプレッション・チェンバ・プール水位の計測目的（ウェットウェルベントの操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.1m）を把握すること）から考えると保守的な評価となることから問題ない。

③格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)

計測範囲が限定されるものの、原子炉格納容器内の水位は上記①②（復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水貯蔵槽水位 (SA)) で推定ができるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。

④[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。

<誤差による影響について>

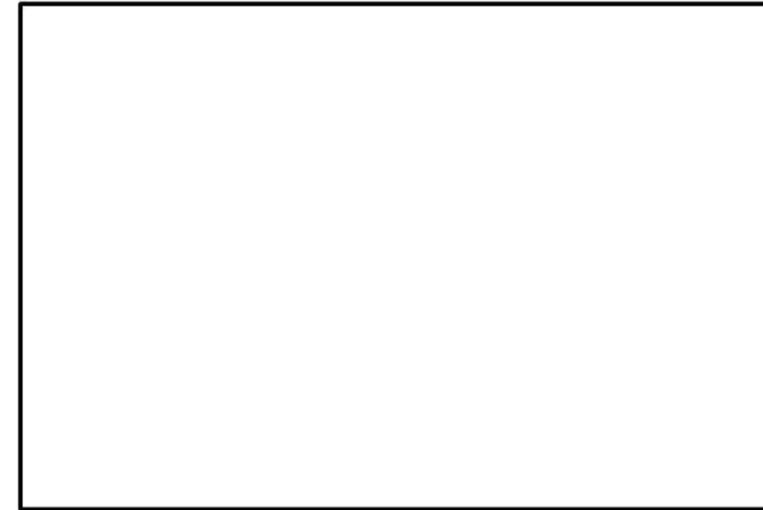
原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、ウェットウェルベントを実施する際のサブプレッション・チェンバ・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための格納容器下部への注水量の把握することであり、代替パラメータ（復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

（復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の誤差：約±9m³/h から、サブプレッション・チェンバ・プール水位に換算した場合の誤差は約 [] であり、有効性評価における 38 時間ベントを想定すると誤差：約 []。原子炉格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約±0.1m/h であり、有効性評価における 90m³/h, 2 時間で水張りを想定すると誤差：約±0.2m₀）

代替パラメータ（復水貯蔵槽水位 (SA)) による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、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。（復水貯蔵槽水位 (SA) の誤差：約±0.263m から注水量に換算した場合の誤差は約 [] で、サブプレッション・チェンバ・プール水位に換算すると約 [] であり、有効性評価における 38 時間ベントを想定すると誤差：約 []。また、原子炉格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約 []。）

代替パラメータ（格納容器内圧力）による推定では、格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧の関係から推定するため、誤差はほかの推定手段の誤差と比較して大きくなるが、上記の推定手段と併せて原子炉格納容器内の水位の傾向を把握でき、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。（格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の最大誤差：約±30.6kPa から、原子炉格納容器内の水位に換算した場合の誤差は約±3.10m₀）

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。

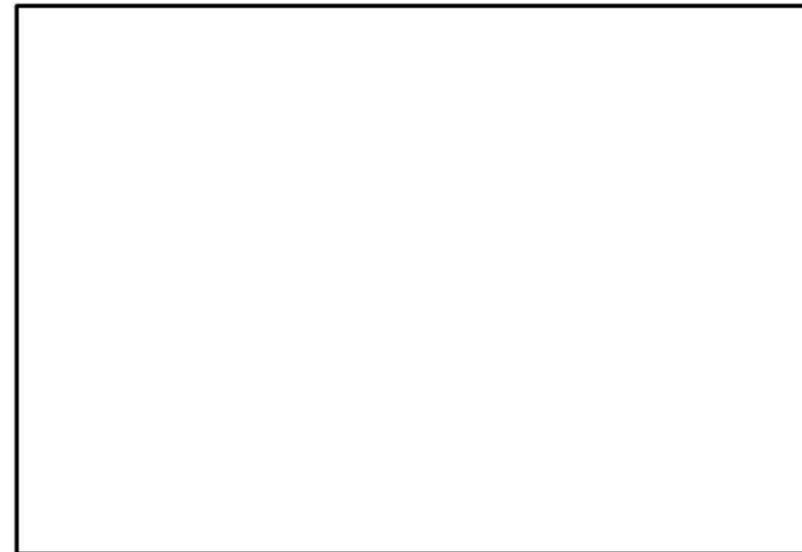


第58-8-14図 ドライウエルの水位容量曲線

・サブプレッション・プール水位 (SA)

サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。

推定可能範囲：通常水位～約5.5m（通常水位基準）

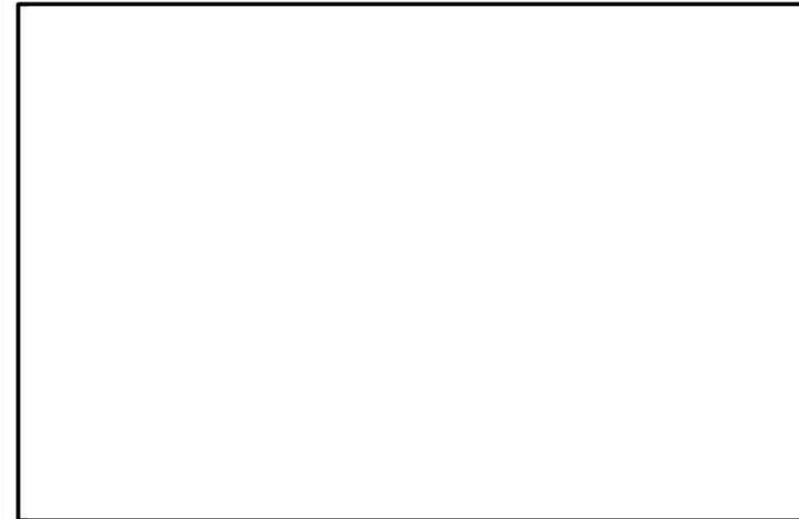


第58-8-15図 サプレッション・プールの水位容量曲線

・ペDESTAL水位

ペDESTALの水位容量曲線を用いて、ペDESTAL水位の変化量から注水した水量を推定する。具体的には、ペDESTALの平面積 とペDESTAL水位の値から注水量を算出し、注水時間からペDESTAL注水流量を推定する。

推定可能範囲：0m以上



第58-8-16図 ペDESTALの水位容量曲線

②低圧原子炉代替注水槽水位

低圧原子炉代替注水槽の水量変化量から注水した水量を推定する。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。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内の圧力・温度にて合わせて確認する。

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		
	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 15%; text-align: center; vertical-align: middle;">推定の 評価</td> <td> <p>① プレッション・プール水位 (SA)</p> <p>サブプレッション・プール水位 (SA) による推定方法は、ドライウエル水位が「格納容器底面+1m」を超えると同時にサブプレッション・チェンバに流入し、サブプレッション・プール水位の上昇傾向が把握できる場合に適用できる。</p> <p>①②代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</p> <p>代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) による推定方法は、直前まで判明していた原子炉格納容器水位に水位変換率と注水流量を考慮した推定としており、水位確認に適用できる。</p> <p>②低圧原子炉代替注水槽水位</p> <p>低圧原子炉代替注水槽水位による推定方法は、低圧原子炉代替注水槽を水源として使用し、かつ、低圧原子炉代替注水槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、格納容器ベントを実施する際のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTALへの注水量を確認することである。</p> <p>サブプレッション・プール水位 (SA) による推定は、サブプレッション・チェンバに流入する水位の傾向が把握でき、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。(サブプレッション・プール水位 (SA) の計器誤差: ±0.05m)</p> <p>代替パラメータ (代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、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> </td> </tr> </table>	推定の 評価	<p>① プレッション・プール水位 (SA)</p> <p>サブプレッション・プール水位 (SA) による推定方法は、ドライウエル水位が「格納容器底面+1m」を超えると同時にサブプレッション・チェンバに流入し、サブプレッション・プール水位の上昇傾向が把握できる場合に適用できる。</p> <p>①②代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</p> <p>代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) による推定方法は、直前まで判明していた原子炉格納容器水位に水位変換率と注水流量を考慮した推定としており、水位確認に適用できる。</p> <p>②低圧原子炉代替注水槽水位</p> <p>低圧原子炉代替注水槽水位による推定方法は、低圧原子炉代替注水槽を水源として使用し、かつ、低圧原子炉代替注水槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、格納容器ベントを実施する際のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTALへの注水量を確認することである。</p> <p>サブプレッション・プール水位 (SA) による推定は、サブプレッション・チェンバに流入する水位の傾向が把握でき、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。(サブプレッション・プール水位 (SA) の計器誤差: ±0.05m)</p> <p>代替パラメータ (代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、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>	
推定の 評価	<p>① プレッション・プール水位 (SA)</p> <p>サブプレッション・プール水位 (SA) による推定方法は、ドライウエル水位が「格納容器底面+1m」を超えると同時にサブプレッション・チェンバに流入し、サブプレッション・プール水位の上昇傾向が把握できる場合に適用できる。</p> <p>①②代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</p> <p>代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) による推定方法は、直前まで判明していた原子炉格納容器水位に水位変換率と注水流量を考慮した推定としており、水位確認に適用できる。</p> <p>②低圧原子炉代替注水槽水位</p> <p>低圧原子炉代替注水槽水位による推定方法は、低圧原子炉代替注水槽を水源として使用し、かつ、低圧原子炉代替注水槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、格納容器ベントを実施する際のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTALへの注水量を確認することである。</p> <p>サブプレッション・プール水位 (SA) による推定は、サブプレッション・チェンバに流入する水位の傾向が把握でき、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。(サブプレッション・プール水位 (SA) の計器誤差: ±0.05m)</p> <p>代替パラメータ (代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、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>			

(代替注水流量(常設)の誤差: $\pm 6.0\text{m}^3/\text{h}$ から, サプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は [] であり, 有効性評価における32時間ベントを想定すると誤差: [] ペDESTALの水位に換算した場合に誤差は [] であり, 有効性評価における $200\text{m}^3/\text{h}$, 約0.4時間で水張りを想定すると誤差: []

(格納容器代替スプレイ流量の誤差: $\pm 3.0\text{m}^3/\text{h}$ から, サプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は [] であり, 有効性評価における32時間ベントを想定すると誤差: [] ペDESTAL代替注水流量の誤差: $\pm 3.0\text{m}^3/\text{h}$ からペDESTALの水位に換算した場合に誤差は [] であり, 有効性評価における $120\text{m}^3/\text{h}$, 約0.5時間で水張りを想定すると誤差: [] 低圧原子炉代替注水流量の誤差: $\pm 4.0\text{m}^3/\text{h}$, 低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)の誤差: $\pm 1.0\text{m}^3/\text{h}$, ペDESTAL代替注水流量(狭帯域用)の誤差: $\pm 1.0\text{m}^3/\text{h}$)

代替パラメータ(低圧原子炉代替注水槽水位)による推定は, 水源の水量変化量から, 注水先の水位の傾向が把握でき, 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。(低圧原子炉代替注水槽水位の誤差 $\pm 12\text{m}^3$ から注水量に換算した場合の誤差は [] で, サプレッション・プール水位に換算すると [] であり, 有効性評価における32時間ベントを想定すると誤差: [] また, ペDESTALの水位に換算した場合の誤差は [])

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。

(i) 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水素濃度)

(i) 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水素濃度)

・設備の相違

項目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内水素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	0~6.2vol%
	格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	0~6.2vol%
代替パラメータ	①格納容器内水素濃度 (SA) (格納容器内水素濃度の代替)	0~100vol%	0~6.2vol%
	①格納容器内水素濃度 (格納容器内水素濃度 (SA) の代替)	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	0~6.2vol%
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水素濃度を監視する目的は、格納容器内水素濃度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水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度 (SA) (格納容器内水素濃度 (SA) を推定する場合は格納容器内水素濃度にて推定) により推定する。 推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①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水素濃度 (SA) により推定する。 格納容器内水素濃度 (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内水素濃度により推定する。</p>		
推定の評価	<p>①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又は格納容器内水素濃度 (SA) による推定は格納容器内水素濃度を計測するものであり、それぞれ異なる計測原理で計測するため、推定方法として妥当である。 なお、6号炉の格納容器内水素濃度の計測範囲は0~30vol%であるが、格納容器の水素燃焼の可能性 (水素濃度：4vol%) を把握する上で監視可能。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器内水素濃度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 (格納容器内水素濃度、格納容器内水素濃度 (SA)) による推定は、同一物理量からの推定であり、格納容器内の水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差 (格納容器内水素濃度の誤差：±2.0vol%、格納容器内水素濃度 (SA) の誤差：±2.1vol%) 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、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>		

項目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器水素濃度 (SA)	0~100vol%	0~2.0vol%
	格納容器水素濃度 (B系)	0~5vol%/ 0~100vol%	0~2.0vol%
代替パラメータ	格納容器水素濃度 (B系) ① (格納容器水素濃度 (SA) の代替)	0~5vol%/ 0~100vol%	0~2.0vol%
	格納容器水素濃度 (SA) ① (格納容器水素濃度 (B系) の代替)	0~100vol%	0~2.0vol%
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水素濃度を監視する目的は、格納容器内水素濃度が燃焼を生じるおそれのある濃度にあるかどうか確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器水素濃度 (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水素濃度 (B系) (格納容器水素濃度 (B系) を推定する場合は格納容器水素濃度 (SA) にて推定) により推定する。 推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器水素濃度 (SA)、格納容器水素濃度 (B系) 格納容器水素濃度 (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水素濃度 (B系) により推定する。 格納容器水素濃度 (B系) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器水素濃度 (SA) により推定する。</p>		
推定の評価	<p>①格納容器水素濃度 (SA)、格納容器水素濃度 (B系) 格納容器水素濃度 (SA) 又は格納容器水素濃度 (B系) による推定は格納容器水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。</p>		

<誤差による影響について>

原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器水素濃度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（格納容器水素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系））による推定は、同一物理量からの推定であり、格納容器内の水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差（格納容器水素濃度（S A）の誤差：±2.0vol%，格納容器水素濃度（B系）の誤差：±3.2vol%）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。

(j) 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放射線量率）

※：有効監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	10Sv/h 未満
	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[エリア放射線モニタ]※	10 ⁻⁴ ~1mSv/h	-
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放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の計測が困難になった場合、エリア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①[エリア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の線量が上昇した場合には、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</p> <p><推定方法> 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器 (PCV) 内空間に充満することになる。このとき、PCV 内の空間と直結している配管内（弁手前まで）にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を線源として、配管近傍は放射線量率が上昇することが予想される。 これらから、まず配管近傍のエリア放射線モニタで計測される放射線量率計測値から配管内の放射能濃度を図 58-8-18~21 より推定し、さらに配管内の放射能濃度と PCV 内の放射能濃度が同程度と仮定することにより、図 58-8-22 より PCV 内の放射線量率を推定する。</p>		

(j) 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放射線量率）

※：有効監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	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
	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 ~10 ⁵ Sv/h	10Sv/h 未満
代替パラメータ	① [エリア放射線モニタ]※	10 ⁻³ ~10 ¹ mSv/h	-
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放射線量を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）の計測が困難になった場合、エリア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①[エリア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の線量が上昇した場合、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</p> <p><推定方法> 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器 (PCV) 内空間に充満することになる。このとき、PCV 内の空間と直結している配管内（弁手前まで）にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を線源として、配管近傍は線量率が上昇することが予想される。 これらから、まず配管近傍のエリア放射線モニタで計測される線量率計測値から配管内の放射性物質濃度を第58-8-17図より推定し、さらに配管内の放射性物質濃度が同程度と仮定することにより、第58-8-18図より PCV 内の線量率を推定する。</p>		

・設備の相違

<評価条件>

- ・PCV内への希ガス放出量は燃料内希ガスの100%、50%、5%とし、線源は希ガスのみを考慮する。
- ・燃料から放出された希ガスがPCV内に均一に充満すると仮定し、A0弁手前までの配管内にはPCV内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを線源とする。
- ・PCV内線量はPCV空間容積の等価体積半球内に希ガスが充満するとして評価する。

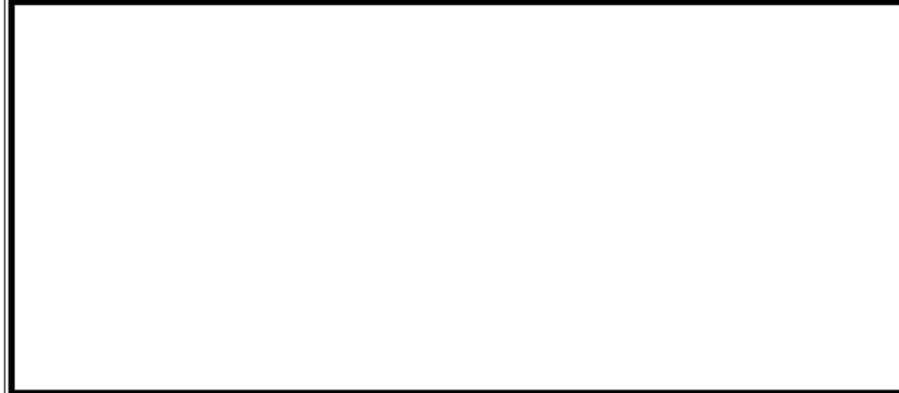


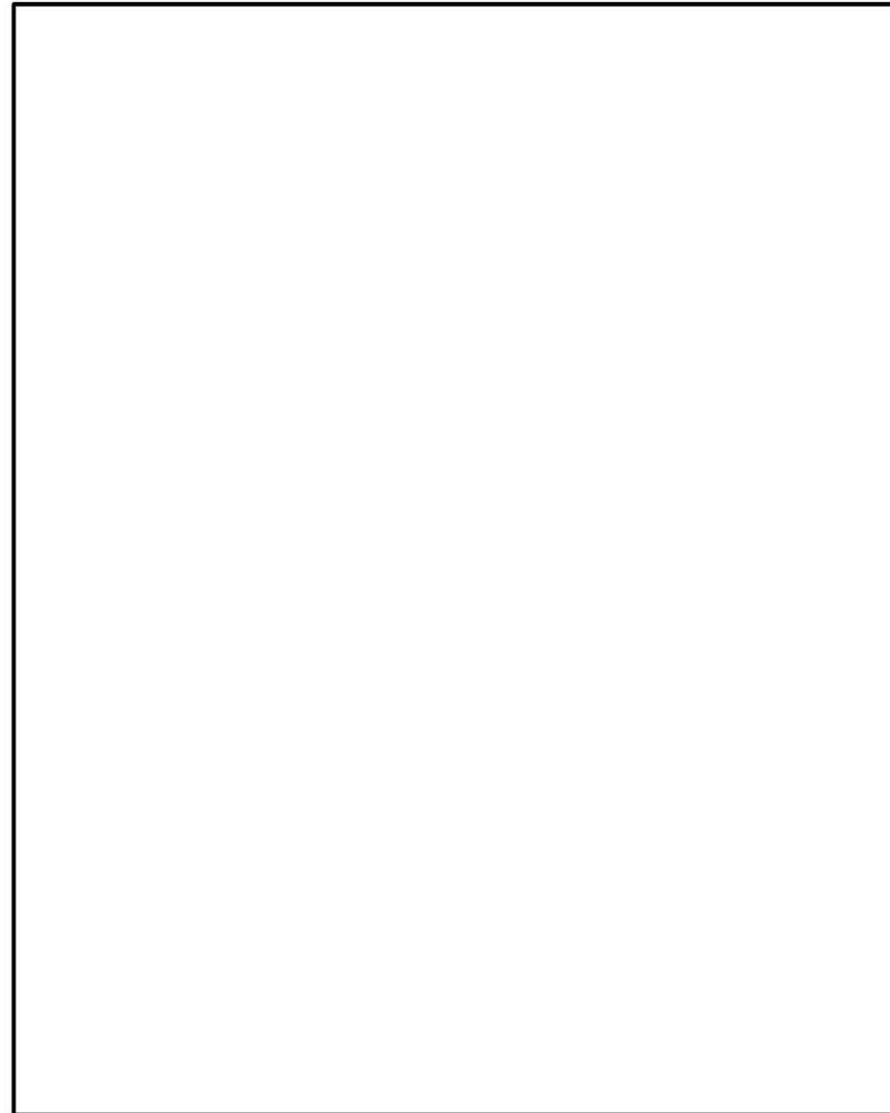
図 58-8-18 6号炉エリア放射線モニタ No. 22 の位置と放射線量率評価値



図 58-8-19 6号炉エリア放射線モニタ No. 11 の位置と放射線量率評価値

<評価条件>

- ・PCV内への希ガス放出量は燃料内希ガスの100%、50%、5%とし、線源は希ガスのみを考慮する。
- ・燃料から放出された希ガスがPCV内に均一に充満すると仮定し、A0弁手前までの配管内にはPCV内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを線源とする。
- ・PCV内線量はPCV空間容積の等価体積半球内に希ガスが充満するとして評価する。



第58-8-17図 エリア放射線モニタの位置と線量率評価値



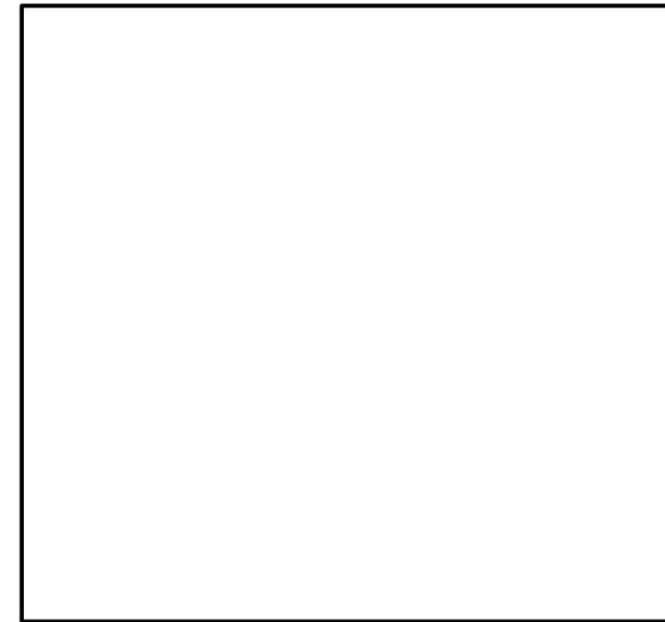
図 58-8-20 7号炉エリア放射線モニタ No. 10 の位置と放射線量率評価値



図 58-8-21 7号炉エリア放射線モニタ No. 18 の位置と放射線量率評価値



図 58-8-22 6号炉, 7号炉の PCV 内放射線量推定値



第58-8-18図 PCV内線量率推定値

推定の
評価

①[エリア放射線モニタ]

推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び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）の他チャンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。

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。

柏崎刈羽原子力発電所 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[エリア放射線モニタ] 推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の他チャンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</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>		

(k) 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 (未臨界の維持又は監視)

(k) 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 (未臨界の監視)

・設備の相違

※：有効監視パラメータ

※：有効監視パラメータ

項目	未臨界の維持又は監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% $(1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約10倍
	平均出力領域モニタ	0~125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約10倍
	[制御棒操作監視系]※	全挿入~全引抜	-
代替パラメータ	①平均出力領域モニタ (起動領域モニタ, [制御棒操作監視系]※の代替)	0~125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約10倍
	①起動領域モニタ (平均出力領域モニタ, [制御棒操作監視系]※の代替)	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% $(1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約10倍
	②[制御棒操作監視系]※ (起動領域モニタ, 平均出力領域モニタの代替)	全挿入~全引抜	-
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。		
推定方法	<p>未臨界を監視する主要パラメータである起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタ (平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定) により推定する。 制御棒操作監視系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。 推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①起動領域モニタ, 平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。</p> <p>②[制御棒操作監視系] 全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p>		

項目	未臨界の監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約21倍
	平均出力領域計装	0~125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約21倍
	[制御棒手動操作・監視系]※	全挿入~全引抜	-
代替パラメータ	平均出力領域計装 ① (中性子源領域計装, [制御棒手動操作・監視系]※の代替)	0~125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約21倍
	中性子源領域計装 ① (平均出力領域計装, [制御棒手動操作・監視系]※の代替)	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約21倍
	[制御棒手動操作・監視系]※ ② (平均出力領域計装, 中性子源領域計装の代替)	全挿入~全引抜	-
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。		
推定方法	<p>未臨界を監視する主要パラメータである中性子源領域計装の計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域計装 (中性子源領域計装を推定する場合は平均出力領域計装にて推定) により推定する。 制御棒手動操作・監視系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。 推定方法は、以下の通りである。</p> <p>①中性子源領域計装, 平均出力領域計装 中性子源領域計装の計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域計装により推定する。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>推定の評価</p> <p>①起動領域モニタ，平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>②[制御棒操作監視系] 制御棒は，原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p><誤差による影響について> 未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり，代替パラメータ（起動領域モニタ，平均出力領域モニタ）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，計器誤差（起動領域モニタの誤差：$7.24 \times 10^{N-1} \sim 1.38 \times 10^N s^{-1}$，N:-1～6 又は$\pm 2.5\%$，平均出力領域モニタの誤差：$\pm 2.5\%$）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>代替パラメータ（制御棒操作監視系）による推定は，制御棒の位置からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，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>推定の評価</p> <p>平均出力領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの中性子源領域計装により推定する。</p> <p>②[制御棒手動操作・監視系] 全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態であるため，制御棒の位置指示により，未臨界を推定できる。</p> <p>①中性子源領域計装，平均出力領域計装 中性子源領域計装又は平均出力領域計装による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>②[制御棒手動操作・監視系] 制御棒は，原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p><誤差による影響について> 未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握する事であり，代替パラメータ（中性子源領域計装，平均出力領域計装）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，計器誤差（中性子源領域計装の誤差：$7.07 \times 10^{N-1} \sim 1.42 \times 10^N s^{-1}$，N:-1～6，平均出力領域計装の誤差：$\pm 2.5\%$）を考慮した上で対応することにより，重大事故時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（制御棒手動操作・監視系）による推定は，制御棒の位置からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，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>	

(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°C	最大値：97°C
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0~200°C	-
	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°C	最大値：182°C
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300°C	最大値：182°C
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°C	最大値：138°C
	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°C	最大値：97°C
	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°C	最大値：88°C
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~200°C	最大値：90°C
	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°C	-
	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°C	最大値：90°C
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~200°C	最大値：90°C
残留熱除去ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,380m 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°C	最大値：88°C
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°C	最大値：88°C	

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}	-798cm~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}	-798cm~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)	-900~150cm ^{**1}	-798cm~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)	0~1, 000kPa [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)	0~1, 000kPa [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 (原子炉压力容器への注水量) 参照)</p> <p>② 原子炉压力容器温度 原子炉压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、原子炉压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)	0 ~ 100 vol%	0 ~ 2.0 vol%	
	① (第1ベントフィルタ出口水素濃度の代替)			
	格納容器水素濃度 (B系)	0 ~ 5 vol% / 0 ~ 100 vol%	0 ~ 2.0 vol%	
	① (第1ベントフィルタ出口水素濃度の代替)			
	残留熱除去系			
	原子炉压力容器温度 (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	0 ~ 200℃	最大値 : 90℃	
	① (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)			
	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 ~ 4 MPa [gage]	最大値 : 1.0 MPa [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 ~ 1,500 m ³ /h	0 ~ 1,218 m ³ /h		
※1 : 基準点は気水分離器下端 (原子炉压力容器零レベルより1,328cm)				
※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</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)。

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, 残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去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, 残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去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原子

柏崎刈羽原子力発電所 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>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="1578 382 2255 1186" style="border: 1px solid black; height: 383px; width: 228px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第58-8-19図 残留熱代替除去ポンプ性能曲線</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 (B系)
 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 (B系) 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="1519 262 2320 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: ±11cm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差: ±10cm, 原子炉水位 (SA) の誤差: ±8.4cm)。</p> <p>②残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量, 残留熱代替除去ポンプ出口圧力</p> <p>残留熱代替除去ポンプ出口圧力による推定方法は、ポンプの出口圧力と流量の関係から残留熱代替除去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, 残留熱代替除去ポンプ出口圧力</p> <p>残留熱代替除去ポンプ出口圧力による推定方法は、ポンプの出口圧力と流量の関係から残留熱代替除去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 (B系)</p> <p>格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器水素濃度 (B系) 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 (B系) 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
	<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°C)。</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(「残留熱除去ポンプ注水特性」より、例えば流量約1,200m³/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1,200± 程度である。 なお、原子炉圧力容器温度(SA)、サプレッション・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>	

(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}	-798cm~132cm ^{*1}	
	原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm ^{*1}	-798cm~132cm ^{*1}	
	原子炉水位 (SA)	-900~150cm ^{*1}	-798cm~132cm ^{*1}	
	原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	
	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	
	原子炉格納容器内の状態			
	ドライウエル温度 (SA)	0~300℃	最大値: 145℃	
	ドライウエル圧力 (SA)	0~1,000kPa [abs]	最大値: 324kPa [gage]	
	原子炉建屋内の状態			
	残留熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	最大値: 1.0MPa [gage]	
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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		
		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}	-798cm~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}	-798cm~132cm ^{*1}	
① 原子炉水位 (燃料域) (原子炉水位 (SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)		-900~150cm ^{*1}	-798cm~132cm ^{*1}	

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																														
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 10%;"></td> <td> <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> </td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td> <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> </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td> <p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力容器温度 飽和温度/圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0~約 16.4MPa [gage]</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (D/W) が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-10 よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲: 100~170℃</p> <p>①格納容器内圧力 (S/C) ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度 原子炉格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-13 より格納容器内圧力 (D/W) の推定を行う。 推定可能範囲: 101~787.7kPa [abs]</p> <p>③ [格納容器内圧力 (D/W)] 常用計器で格納容器内圧力 (D/W) を計測することにより、推定する。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから、原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) により推定する。</p> </td> </tr> </table>		<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>	推定方法	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力容器温度 飽和温度/圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0~約 16.4MPa [gage]</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (D/W) が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-10 よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲: 100~170℃</p> <p>①格納容器内圧力 (S/C) ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度 原子炉格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-13 より格納容器内圧力 (D/W) の推定を行う。 推定可能範囲: 101~787.7kPa [abs]</p> <p>③ [格納容器内圧力 (D/W)] 常用計器で格納容器内圧力 (D/W) を計測することにより、推定する。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから、原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) により推定する。</p>	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 10%;"></td> <td>① 原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td>0~10MPa [gage]</td> <td>最大値: 8.29MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>① 原子炉圧力 (SA) (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></td> <td>② 原子炉圧力容器温度 (SA) (原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td>0~500℃</td> <td>最大値: 302℃</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の状態</td> </tr> <tr> <td></td> <td>① ドライウエル圧力 (SA) (ドライウエル温度 (SA) の代替)</td> <td>0~1,000kPa [abs]</td> <td>最大値: 324kPa [gage]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>① サプレッション・チェンバ 圧力 (SA) (ドライウエル圧力 (SA) の代替)</td> <td>0~1,000kPa [abs]</td> <td>最大値: 206kPa [gage]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>② ドライウエル温度 (SA) (ドライウエル圧力 (SA) の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値: 145℃</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">原子炉建屋内の状態</td> </tr> <tr> <td></td> <td>① 原子炉圧力</td> <td>0~10MPa [gage]</td> <td>最大値: 8.29MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>① 原子炉圧力 (SA)</td> <td>0~11MPa [gage]</td> <td>最大値: 8.29MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>② [エリア放射線モニタ]**</td> <td>10⁻⁴~1 mSv/h 10⁻³~10mSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="4">※1: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> <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> </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> <p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p> </td> </tr> </table>		① 原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]		① 原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]		② 原子炉圧力容器温度 (SA) (原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)	0~500℃	最大値: 302℃	原子炉格納容器内の状態					① ドライウエル圧力 (SA) (ドライウエル温度 (SA) の代替)	0~1,000kPa [abs]	最大値: 324kPa [gage]		① サプレッション・チェンバ 圧力 (SA) (ドライウエル圧力 (SA) の代替)	0~1,000kPa [abs]	最大値: 206kPa [gage]		② ドライウエル温度 (SA) (ドライウエル圧力 (SA) の代替)	0~300℃	最大値: 145℃	原子炉建屋内の状態					① 原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]		① 原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]		② [エリア放射線モニタ]**	10 ⁻⁴ ~1 mSv/h 10 ⁻³ ~10mSv/h	—	※1: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)				計測目的	<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	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p>			
	<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>																																																															
推定方法	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力容器温度 飽和温度/圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0~約 16.4MPa [gage]</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (D/W) が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-10 よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲: 100~170℃</p> <p>①格納容器内圧力 (S/C) ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度 原子炉格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-13 より格納容器内圧力 (D/W) の推定を行う。 推定可能範囲: 101~787.7kPa [abs]</p> <p>③ [格納容器内圧力 (D/W)] 常用計器で格納容器内圧力 (D/W) を計測することにより、推定する。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから、原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) により推定する。</p>																																																															
	① 原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]																																																													
	① 原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]																																																													
	② 原子炉圧力容器温度 (SA) (原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の代替)	0~500℃	最大値: 302℃																																																													
原子炉格納容器内の状態																																																																
	① ドライウエル圧力 (SA) (ドライウエル温度 (SA) の代替)	0~1,000kPa [abs]	最大値: 324kPa [gage]																																																													
	① サプレッション・チェンバ 圧力 (SA) (ドライウエル圧力 (SA) の代替)	0~1,000kPa [abs]	最大値: 206kPa [gage]																																																													
	② ドライウエル温度 (SA) (ドライウエル圧力 (SA) の代替)	0~300℃	最大値: 145℃																																																													
原子炉建屋内の状態																																																																
	① 原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]																																																													
	① 原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]																																																													
	② [エリア放射線モニタ]**	10 ⁻⁴ ~1 mSv/h 10 ⁻³ ~10mSv/h	—																																																													
※1: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)																																																																
計測目的	<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	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p>																																																															

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)		島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>		
推定の評価	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、適用可能である (原子炉水位 (広帯域) の誤差: 約±49mm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差: 約±36mm, 原子炉水位 (SA) の誤差: 約±180mm)。</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、適用可能である (原子炉圧力の誤差: 約±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差: 約±0.08MPa)。</p> <p>②原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器温度による推定手順は、原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるもの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (D/W) による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、適用可能である (格納容器内圧力 (D/W) の誤差: 約±15kPa)。</p> <p>①格納容器内圧力 (S/C) 原子炉格納容器内の S/C 側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である (格納容器内圧力 (S/C) の誤差: 約±15.6kPa)。</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル雰囲気温度による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる (例えば、格納容器内圧力: 約 0.31MPa [gage] (飽和温度: 約 145℃) に対して、原子炉格納容器内の温度の誤差: 約±2.9℃から圧力に換算した場合は 0.31±0.04MPa [gage] 程度)。</p> <p>③ [格納容器内圧力 (D/W)] 監視可能であれば常用計器で格納容器内圧力 (D/W) を計測することができる。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 格納容器バイパスが発生した場合 (発生箇所の隔離まで) は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で適用可能である (原子炉圧力の誤差:</p>	<p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力容器温度 (SA) 飽和温度/圧力の関係を利用し、第58-8-3図を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0~約11MPa [gage]</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力 (SA) ドライウエル圧力 (SA) が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して第58-8-12図よりドライウエル温度 (SA) の推定を行う。 推定可能範囲: 100℃~180℃</p> <p>①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウエル圧力 (SA) の計測が困難になった場合、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) の推定を行う。</p> <p>②ドライウエル温度 (SA) 原子炉格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して第58-8-13図よりドライウエル圧力 (SA) の推定を行う。 推定可能範囲: 101~1,000kPa [abs]</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから、原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) により推定する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考						
<table border="1" data-bbox="181 283 1243 577"> <tr> <td data-bbox="181 283 308 577"></td> <td data-bbox="308 283 1243 577"> <p>±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.08MPa)。</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定することができ、適用可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </td> </tr> </table>		<p>±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.08MPa)。</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定することができ、適用可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<table border="1" data-bbox="1347 258 2371 1761"> <tr> <td data-bbox="1347 258 1498 415"></td> <td data-bbox="1498 258 2371 415"> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1347 415 1498 1761"> <p>推定の 評価</p> </td> <td data-bbox="1498 415 2371 1761"> <p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、適用可能である (原子炉水位 (広帯域) の誤差 : ±11cm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差 : ±10cm, 原子炉水位 (SA) の誤差 : ±8.4cm)。</p> <p>① 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、適用可能である (原子炉圧力の誤差 : ±0.20MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.09MPa)。</p> <p>②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力容器温度 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA) による推定手順は、原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力 (SA) ドライウエル圧力 (SA) による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、適用可能である (ドライウエル圧力 (SA) の誤差 : ±8kPa)。</p> <p>①サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 原子炉格納容器内のサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である。(サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の誤差 : ±8kPa)</p> <p>② ドライウエル温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) による推定手順は、原子炉格納容器内が</p> </td> </tr> </table>		<p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>	<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 : ±11cm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差 : ±10cm, 原子炉水位 (SA) の誤差 : ±8.4cm)。</p> <p>① 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、適用可能である (原子炉圧力の誤差 : ±0.20MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.09MPa)。</p> <p>②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力容器温度 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA) による推定手順は、原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力 (SA) ドライウエル圧力 (SA) による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、適用可能である (ドライウエル圧力 (SA) の誤差 : ±8kPa)。</p> <p>①サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 原子炉格納容器内のサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である。(サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の誤差 : ±8kPa)</p> <p>② ドライウエル温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) による推定手順は、原子炉格納容器内が</p>	
	<p>±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.08MPa)。</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定することができ、適用可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>							
	<p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>							
<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 : ±11cm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差 : ±10cm, 原子炉水位 (SA) の誤差 : ±8.4cm)。</p> <p>① 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、適用可能である (原子炉圧力の誤差 : ±0.20MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.09MPa)。</p> <p>②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA), 原子炉圧力容器温度 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA) による推定手順は、原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力 (SA) ドライウエル圧力 (SA) による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、適用可能である (ドライウエル圧力 (SA) の誤差 : ±8kPa)。</p> <p>①サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 原子炉格納容器内のサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である。(サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の誤差 : ±8kPa)</p> <p>② ドライウエル温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) による推定手順は、原子炉格納容器内が</p>							

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="1311 254 2398 1318" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p>飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)）において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる（例えば、原子炉格納容器内圧力：約427kPa [gage]（飽和温度：約154℃）に対して、原子炉格納容器内圧力の誤差は、ドライウェル温度（S A）で±6.0℃の誤差から圧力に換算した場合は427±122kPa [gage] 程度）。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力（S A）</p> <p>格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で適用可能である（原子炉圧力の誤差：±0.20MPa，原子炉圧力（S A）の誤差：±0.09MPa）。</p> <p>② [エリア放射線モニタ]</p> <p>エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定することができる。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div>	

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

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

※: 重要監視パラメータの常用計器

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

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

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

・設備の相違

計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。</p>
推定方法	<p>復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量、吐出圧力、あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵槽水位 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量 復水貯蔵槽の水位容量曲線を用いて、復水貯蔵槽を水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>推定可能範囲：0～16m(6号炉)、0～17m(7号炉)</p> <div data-bbox="326 714 1187 1291" style="border: 1px solid black; height: 275px; width: 290px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 58-8-25 復水貯蔵槽の水位容量曲線</p> <p>①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。</p> <p>①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)、残留熱除去系系統流量 サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。</p>

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

サブプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算



図 58-8-26 サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

②復水貯蔵槽を水源とするポンプ吐出圧力

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

②サブプレッション・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力

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

②原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）

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

③[復水貯蔵槽水位]

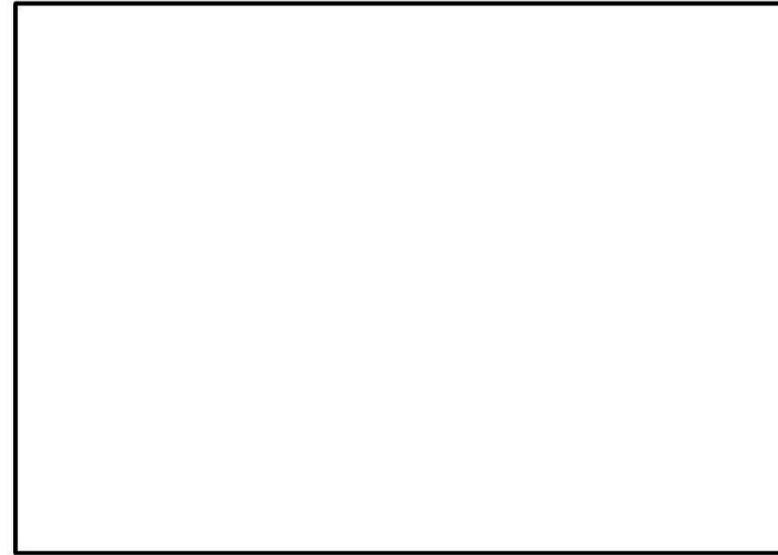
常用計器で復水貯蔵槽水位を計測することにより、推定する。

③[サブプレッション・チェンバ・プール水位]

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

①低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ注水量

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



第58-8-21図 低圧原子炉代替注水槽の水位容量曲線

①サブプレッション・プールを水源とするポンプ注水量

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>推定の評価</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>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>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>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>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>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>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>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><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 283 2318 842" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p>第58-8-22図 サプレッション・プールの水位容量曲線</p> <p>②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA)、サブプレッション・プール水位 (SA) 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>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>②プレッション・プールを水源とするポンプ出口圧力 サブプレッション・プールを水源とする高圧原子炉代替注水ポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から高圧原子炉代替注水ポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱代替除去ポンプが正常に動作していることを把握する</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1507 260 2374 373">去ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p data-bbox="1507 428 1863 457"><誤差による影響について></p> <p data-bbox="1507 470 2374 1285">水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握する事であり、代替パラメータ（低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ注水量、出口圧力及びサブプレッション・プールを水源とするポンプ注水量、出口圧力）による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（代替注水流量（常設）の誤差：±6.0m³/hから、低圧原子炉代替注水槽の水位に換算した場合の誤差は□、高圧原子炉代替注水流量の誤差：±3.0m³/h、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.0m³/h、高圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±45m³/h、残留熱除去ポンプ出口流量の誤差：±45m³/h、低圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±45m³/h、残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差：±1.0m³/h。低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の誤差：±0.032MPa、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の誤差：±0.20MPa、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の誤差：±0.24MPa、残留熱除去ポンプ出口圧力の誤差：±0.08MPa、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の誤差：±0.10MPa、残留熱代替除去ポンプ出口圧力の誤差：±0.024MPa、原子炉水位（広帯域）の誤差：±11cm、原子炉水位（燃料域）の誤差：±10cm、原子炉水位（S A）の誤差：±8.4cm、サブプレッション・プール水位（S A）の誤差：±0.05m。）</p> <p data-bbox="1507 1339 2374 1453">以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

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

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

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>		

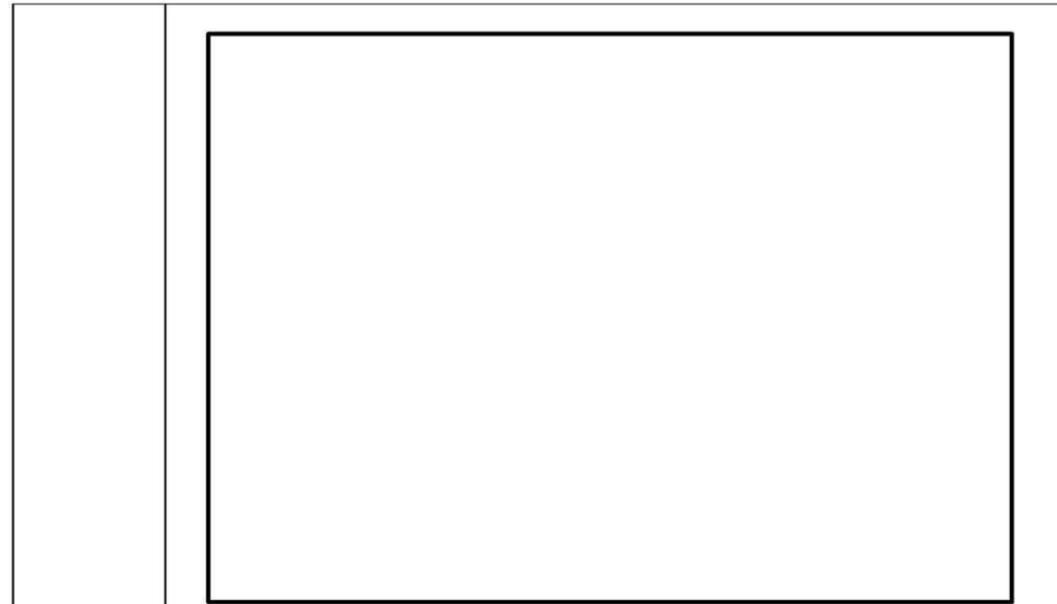
・設備の相違

推定の評価

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

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

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



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

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

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

推定可能範囲：0～約4 vol%

推定の評価

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

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

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

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

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>		

(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)

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

・設備の相違

①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)
 原子炉格納容器内の酸素を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。
 格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。
 なお、事故時操作手順において、格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入防止を目的として、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) が [] 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。
 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) の格納容器内圧力の変化を図 58-8-29 に示す。有効性評価の結果では、格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

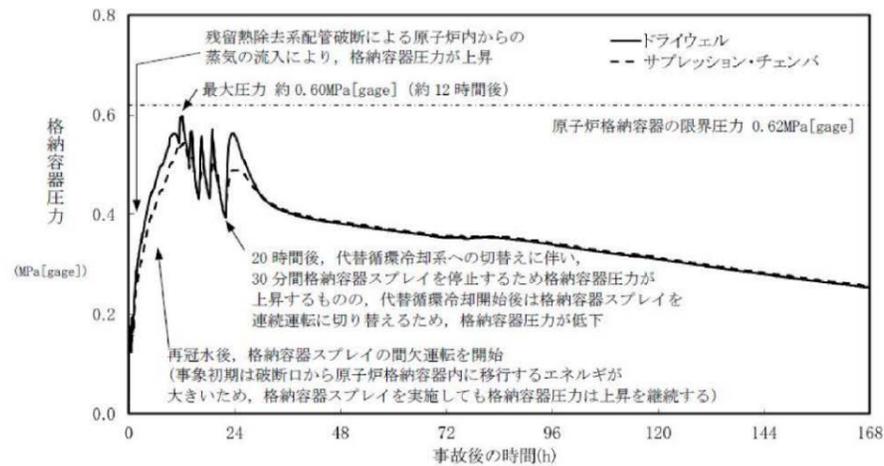


図 58-8-29 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) の格納容器内圧力の推移

①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
 炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。

①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)
 格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。

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

推定の評価

水素が燃焼を生じる可能性を推定する。

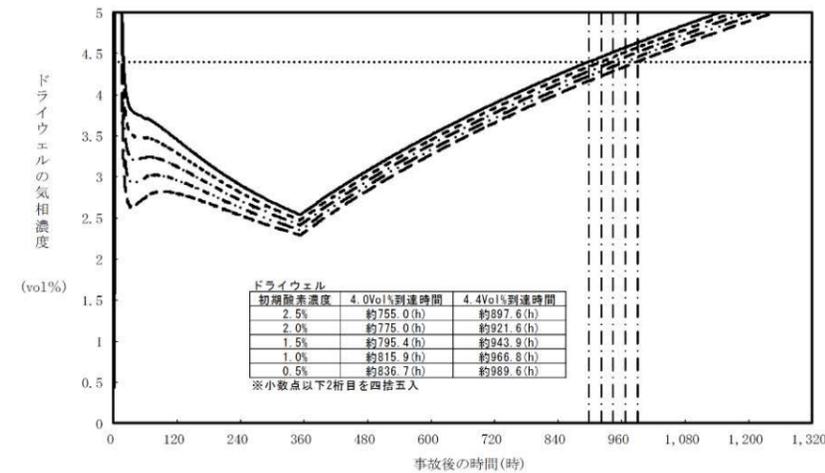
推定方法は、以下のとおりである。

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

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

推定可能範囲: 0 ~ 約 5 vol%

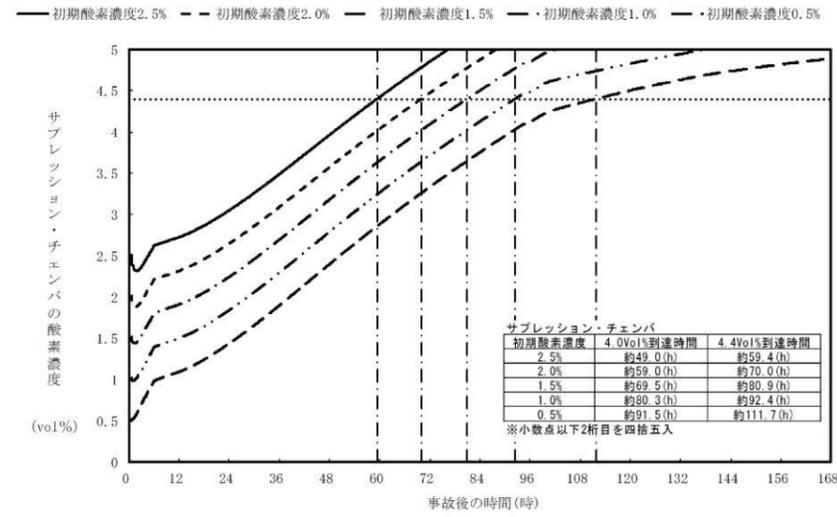
— 初期酸素濃度2.5% — 初期酸素濃度2.0% — 初期酸素濃度1.5% — 初期酸素濃度1.0% — 初期酸素濃度0.5%



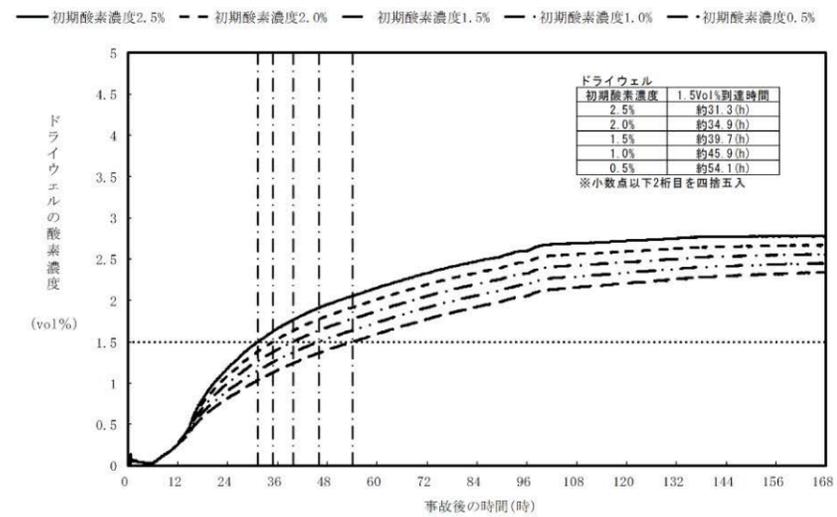
第58-8-24図 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるドライウエル内酸素濃度 (ドライ条件)

インリークの有無の傾向を把握でき、計器誤差（格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の誤差： $5.3 \times 10^{-1} \sim 1.9 \times 10^0 \text{Sv/h}$, N:-2~5, 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の誤差： $5.3 \times 10^{-1} \sim 1.9 \times 10^0 \text{Sv/h}$, N:-2~5, 格納容器内圧力 (D/W) の誤差： $\pm 15 \text{kPa}$, 格納容器内圧力 (S/C) の誤差： $\pm 15.6 \text{kPa}$) を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

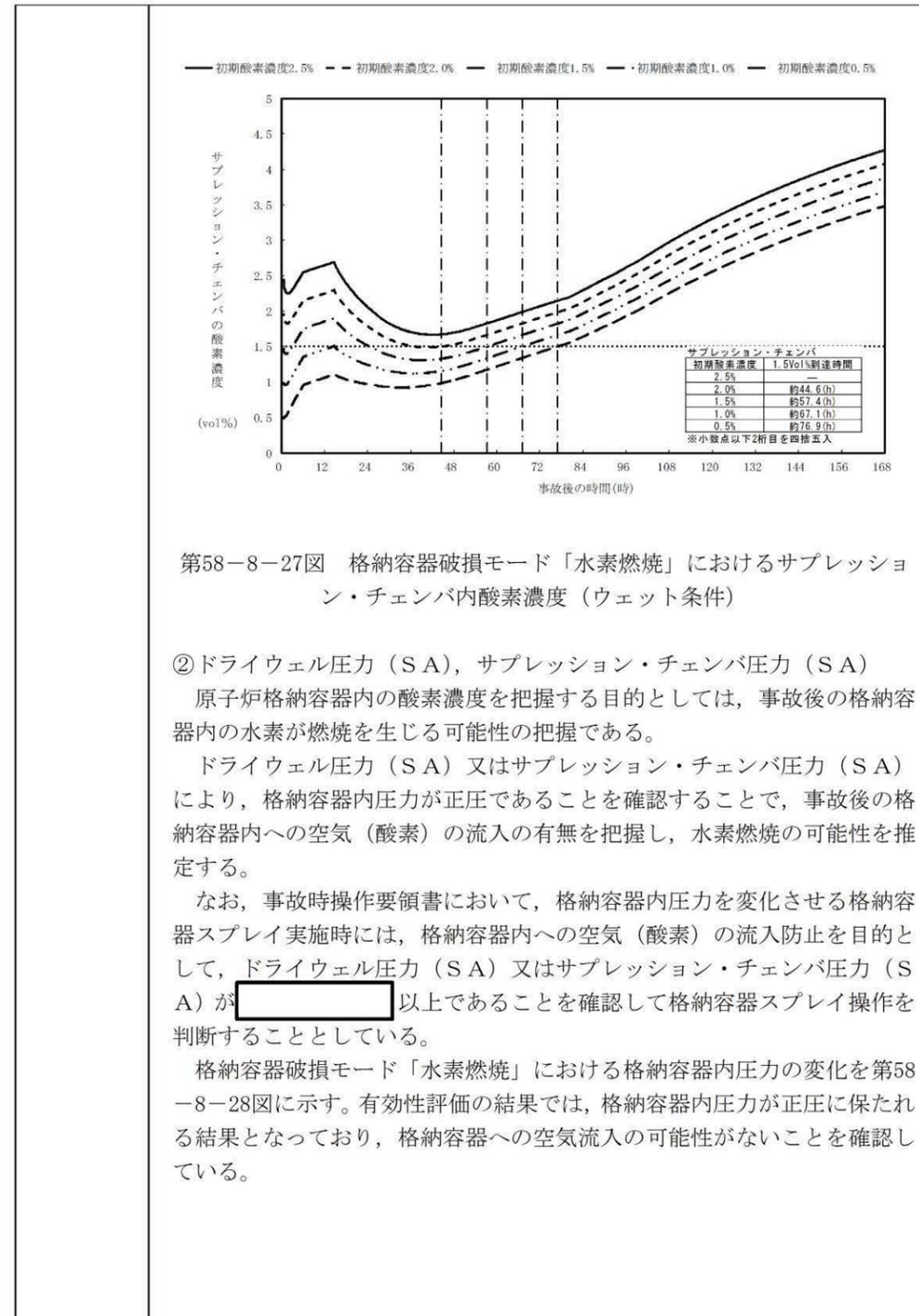
以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。



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

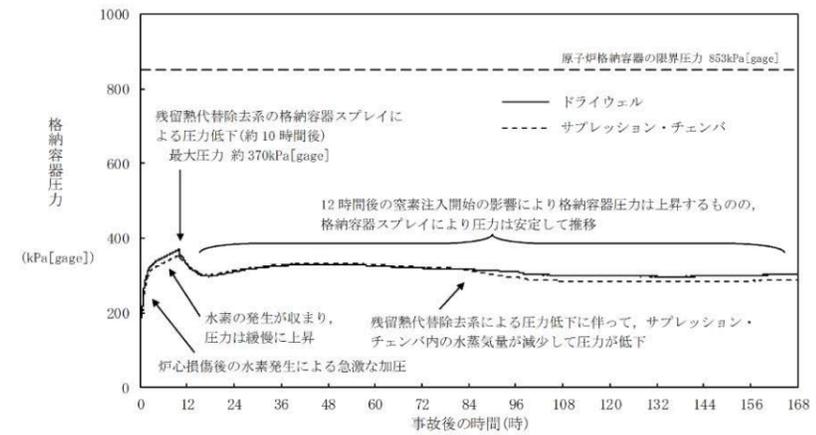


第58-8-26図 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるドライウエル内酸素濃度（ウェット条件）



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

②ドライウェル圧力 (SA), サプレッション・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 (B系)
格納容器酸素濃度 (SA) 又は格納容器酸素濃度 (B系) による推定は格納容器酸素濃度を計測するものであり, 推定方法として妥当である。
- ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル), 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では, 実際の格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが, 格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには, 妥当な推定手段である。
- ②ドライウエル圧力 (SA), サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
格納容器内圧力を確認し, 事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入の有無を把握することは, 炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなることから, 格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには, 妥当な推定手段である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="1308 258 2401 1173" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p data-bbox="1472 306 1813 331"><誤差による影響について></p> <p data-bbox="1492 346 2380 611">原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、格納容器の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器酸素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（B系））による推定は、同一物理量からの推定であり、格納容器内の酸素濃度の傾向が把握でき、計器誤差（格納容器酸素濃度（S A）の誤差：±0.75vol%、格納容器酸素濃度（B系）の誤差：±0.78vol%）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p data-bbox="1492 625 2380 1010">代替パラメータ（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）、ドライウエル圧力（S A）、サブプレッション・チェンバ圧力（S A）による格納容器内酸素の傾向及びインリークの有無の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の誤差：$5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N$ Sv/h, N: -2 ~ 5, 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の誤差：$5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N$ Sv/h, N: -2 ~ 5, ドライウエル圧力（S A）の誤差：± 8 kPa, サプレッション・チェンバ圧力（S A）の誤差：± 8 kPa）</p> <p data-bbox="1492 1062 2380 1129">以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div>	

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

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

・設備の相違

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

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

推定方法	<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>
------	---

	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)	-	-
※1：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)			
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。		
推定方法	<p>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58-8-29図より必要な水位が確保されていることを推定する。 推定可能範囲：燃料棒有効長頂部～燃料棒有効長頂部+約 6m</p>		

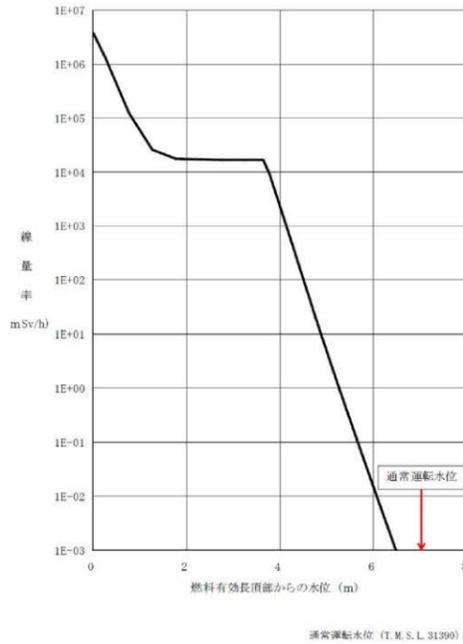


図 58-8-30 水位と放射線量率の関係

推定の評価

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

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

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

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

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

<燃料プール水位・温度 (SA) >

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

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

<燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) >

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

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

<燃料プール監視カメラ>

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

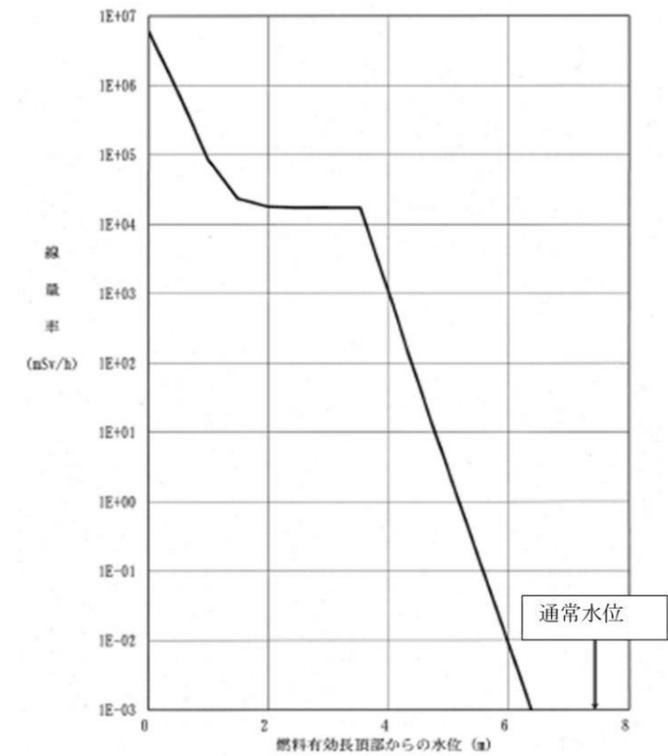
推定可能範囲: 各計測設備の計測範囲

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

＜使用済燃料貯蔵プール監視カメラ＞
①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
上記パラメータにより、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考		
	<table border="1" data-bbox="1311 268 2398 667"> <tr> <td data-bbox="1311 268 1469 667"></td> <td data-bbox="1469 268 2398 667"> <p>0.24m, 燃料プール水位・温度 (S A) の誤差: $\pm 4.5^{\circ}\text{C}$, 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) の誤差: $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: 1 ~ 8, $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: -3 ~ 4) を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 燃料プール内の燃料体等の冷却, 放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </td> </tr> </table>		<p>0.24m, 燃料プール水位・温度 (S A) の誤差: $\pm 4.5^{\circ}\text{C}$, 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) の誤差: $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: 1 ~ 8, $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: -3 ~ 4) を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 燃料プール内の燃料体等の冷却, 放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	
	<p>0.24m, 燃料プール水位・温度 (S A) の誤差: $\pm 4.5^{\circ}\text{C}$, 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) の誤差: $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: 1 ~ 8, $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: -3 ~ 4) を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 燃料プール内の燃料体等の冷却, 放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>			

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*7 (6号炉)	誤差*7 (7号炉)
原子炉压力容器温度	熱電対	0~350℃	2	原子炉格納容器内	±3.4℃	±3.4℃
原子炉圧力	弾性 圧力検出器	0~10MPa [gage]	3	原子炉建屋地下1階	±0.07MPa	±0.07MPa
原子炉圧力 (SA)	弾性 圧力検出器	0~11MPa [gage]	1	原子炉建屋地下1階	±0.08MPa	±0.08MPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式 水位検出器	-3200~3500mm ^{*1}	3	原子炉建屋地下1階	±48mm	±49mm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式 水位検出器	-4000~1300mm ^{*2}	2	原子炉建屋地下3階	±36mm	±35mm
原子炉水位 (SA)	差圧式 水位検出器	-3200~3500mm ^{*1}	1	原子炉建屋地下1階	±104mm	±104mm
		-8000~3500mm ^{*1}	1	原子炉建屋地下3階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)	±180mm	±178mm
高圧代替注水系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~300m ³ /h	1	原子炉建屋地下2階	±7m ³ /h	±7m ³ /h
原子炉隔離時冷却系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~300m ³ /h	1	原子炉建屋地下3階	±4m ³ /h	±6m ³ /h
高圧炉心注水系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~1000m ³ /h	2	原子炉建屋地下3階	±16m ³ /h	±21m ³ /h
復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	差圧式 流量検出器	0~200m ³ /h (6号炉)	1	原子炉建屋地下1階	±4m ³ /h	±3m ³ /h
		0~150m ³ /h (7号炉)				
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)	±8m ³ /h	±9m ³ /h
				原子炉建屋地上1階 (7号炉)		
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)	1	原子炉建屋地下2階	±3m ³ /h	±2m ³ /h
		0~100m ³ /h (7号炉)				
ドライウェル 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) 第 58-8-1 表 計装設備の計器誤差について (1/4)

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

・設備の相違

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ^{*7} (6号炉)	誤差 ^{*7} (7号炉)
格納容器内水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)	±0.6vol%	±0.4vol% /±2.0vol%
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵 材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内	±2.1vol%	±2.1vol%
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋地上1階	5.3×10 ³ ~ 1.9×10 ⁵ Sv/h N:-2~5	5.3×10 ³ ~ 1.9×10 ⁵ Sv/h N:-2~5
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋地下1階	5.3×10 ³ ~ 1.9×10 ⁵ Sv/h N:-2~5	5.3×10 ³ ~ 1.9×10 ⁵ Sv/h N:-2~5
起動領域モニタ	核分裂 電離箱	10 ⁻¹ ~10 ³ s ⁻¹ (1.0×10 ³ ~ 1.0×10 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℃

(参考) 第 58-8-1 表 計装設備の計器誤差について (2/4)

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

・設備の相違

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*7 (6号炉)	誤差*7 (7号炉)
原子炉補機冷却水系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~4000m ³ /h (6号炉区分I, II) 0~3000m ³ /h (6号炉区分III, 7号炉区分I, II) 0~2000m ³ /h (7号炉区分III)	3	原子炉建屋地下3階 タービン建屋地下2階 (6号炉) タービン建屋 地下1,2階 (7号炉)	±27m ³ /h	±20m ³ /h
残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量	差圧式 流量検出器	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	3	原子炉建屋地下2,3階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)	±32m ³ /h	±31m ³ /h
高圧炉心注水系ポンプ 吐出圧力	弾性 圧力検出器	0~12MPa [gage]	2	原子炉建屋地下3階	±0.08MPa	±0.08MPa
復水貯蔵槽水位 (SA)	差圧式 水位検出器	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	廃棄物処理建屋 地下3階	±0.250m	±0.263m
復水移送ポンプ 吐出圧力	弾性 圧力検出器	0~2MPa [gage]	3	廃棄物処理建屋 地下3階	±0.02MPa	±0.01MPa
残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	弾性 圧力検出器	0~3.5MPa [gage]	3	原子炉建屋地下3階	±0.1MPa	±0.1MPa
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~20vol%	8	原子炉建屋地下1,2階, 地 上2,4階	±1.0vol%	±1.0vol%
静的触媒式水素 再結合器動作監視装置	熱電対	0~300℃	4	原子炉建屋地上4階	±2.9℃	±2.9℃
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)	±0.6vol%	±0.2vol% /±0.6vol%
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA広域)	熱電対	T.M.S.L. 20180~31170mm (6 号炉)*2 T.M.S.L. 20180~31123mm (7 号炉)*2 0~150℃	1*5	原子炉建屋地上4階	±1.7℃	±1.7℃
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA)	熱電対	T.M.S.L. 23420~30420mm (6 号炉)*2 T.M.S.L. 23373~30373mm (7 号炉)*2 0~150℃	1*6	原子炉建屋地上4階	±1.7℃	±1.7℃
使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 ¹ ~10 ⁶ mSv/h 10 ⁻² ~10 ⁶ mSv/h (6号炉) 10 ⁻² ~10 ⁶ mSv/h (7号炉)	1 1	原子炉建屋地上4階 原子炉建屋地上4階	5.3×10 ⁻¹ ~ 1.9×10 ⁶ mSv/h N:1~8 5.3×10 ⁻¹ ~ 1.9×10 ⁶ mSv/h N:-2~5 5.3×10 ⁻¹ ~ 1.9×10 ⁶ mSv/h N:-3~4	5.3×10 ⁻¹ ~ 1.9×10 ⁶ mSv/h N:1~8 5.3×10 ⁻¹ ~ 1.9×10 ⁶ mSv/h N:-3~4
使用済燃料貯蔵 プール監視カメラ	赤外線 カメラ	- (映像)	1	原子炉建屋地上4階	- (映像)	- (映像)

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

(参考) 第 58-8-1 表 計装設備の計器誤差について (3/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*8
スクラバ容器水位	差圧式水位検出器		8	第1ベントフィルタ 格納槽内	±28.0mm
スクラバ容器圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa [gage]	4	第1ベントフィルタ 格納槽内	±0.008MPa
スクラバ容器温度	熱電対	0~300℃	4	第1ベントフィルタ 格納槽内	±6.0℃
第1ベントフィルタ 出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	第1ベントフィルタ 格納槽内	5.24×10 ^{N-1} ~ 1.91×10 ^N Sv/h N:-2~5
	電離箱	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	1	屋外	5.24×10 ^{N-1} ~ 1.91×10 ^N mSv/h N:-3~4
第1ベントフィルタ 出口水素濃度	熱伝導式 水素濃度検出器	0~20vol%/ 0~100vol%	1	屋外	±3.0vol%
残留熱除去系 熱交換器入口温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉建物原子炉棟 1階, 中1階	±4.0℃
残留熱除去系 熱交換器出口温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉建物原子炉棟 1階, 中1階	±4.0℃
残留熱除去系 熱交換器冷却水流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±45m ³ /h
残留熱除去ポンプ 出口圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	3	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.08MPa
低圧原子炉代替 注水槽水位	差圧式水位検出器	0~1,500m ³	1	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽内	±12m ³
低圧原子炉代替 注水ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	2	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽内	±0.032MPa
原子炉隔離時冷却 ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.20MPa
高圧炉心スプレ イポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~12MPa [gage]	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±0.24MPa
低圧炉心スプレ イポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.10MPa
原子炉建物水素濃度	触媒式 水素検出器 熱伝導式 水素検出器	0~10vol% 0~20vol%	1 6	原子炉建物原子炉棟 地下1階, 1階, 2階, 4階	±0.50vol% ±1.00vol%
静的触媒式水素処理 装置入口温度	熱電対	0~100℃	2	原子炉建物原子炉棟 4階	±4.0℃
静的触媒式水素処理 装置出口温度	熱電対	0~400℃	2	原子炉建物原子炉棟 4階	±8.0℃

・設備の相違

(参考) 第58-8-1表 計装設備の計器誤差について (4/4)

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

※1: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。
 ※2: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。
 ※3: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。
 ※4: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
 ※5: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
 ※6: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。
 ※7: 検出点は 7 箇所。
 ※8: 検出器~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)

・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。
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) 0~10MPa [gauge] 0~11MPa [gauge]	0~10MPa [gauge] 0~11MPa [gauge]	3	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋 中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3200~3500mm ^{**1}	-3200~3500mm ^{**1}	3	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋 中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (燃料域)	-1000~1300mm ^{**1}	-1000~1300mm ^{**1}	2	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋 中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (SA)	-3200~3500mm ^{**1} -8000~3500mm ^{**2}	-3200~3500mm ^{**1} -8000~3500mm ^{**2}	1	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋 中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	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	原子炉建屋 中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋 中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	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	原子炉建屋 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 (RHR B 系代替注水量)	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水量)	0~350m ³ /h	0~350m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
原子炉格納容器内の注水量	残留熱除去系系統流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋 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 (RHR B 系代替注水量)	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 (格納容器下部注水量)	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。
	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	0~300℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の温度	サブレーション・チェンバース温度	0~300℃	0~300℃	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブレーション・チェンバース・プールの温度	0~200℃	0~200℃	3	1	測温抵抗体	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器内圧力 (D/W)	0~1000Pa [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圧力	格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa [abs]	0~980.7kPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブレーション・チェンバース・プールの水位	-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。

第 58-9-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (1 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	0~500℃	0~1,200℃ ^{**1}	2	1	熱電対	廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	原子炉圧力	0~10MPa [gauge]	0~10MPa [gauge]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (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端 (原子炉圧力容器参照レベルより 1,328cm)。
 ※3 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。
 ※4 基準点は格納容器底面 (EL10100)。
 ※5 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
 ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。
 ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、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 (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。
未降昇の維持又は監視	起動領域モニタ	10 ⁻¹ ~10 ⁵ ・ (1.0×10 ⁻¹ ~1.0×10 ⁵ cm ² ・s ⁻¹) 0~10%又は0~12% (1.0×10 ¹⁰ ~ 2.0×10 ¹⁰ cm ² ・s ⁻¹)	—	10	— ^{※5}	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域モニタ	0~12% (1.2×10 ¹⁰ ~2.8×10 ¹⁰ cm ² ・s ⁻¹)	—	4 ^{※7}	— ^{※5}	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	復水補給水素濃度 (代替循環冷却)	0~200℃	0~350℃ ^{※1}	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置水位	0~600mm	0~600mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャネルが存在するが、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 ⁵ 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 ³ Sv/h	—	2	— ^{※5}	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	0~350℃ ^{※1}	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャネルが存在するが、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。

第 58-9-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (2 / 9)

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

【配備台数】

- ※1 可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※2 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※3 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器差圧レベルより1,325cm)。
- ※4 基準点はサプレッション・プール通常水位(EL5610)。
- ※5 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※8 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸監視装置、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。
- ※9 定格出力時の値に対する比率を示す。
- ※10 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。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 (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
最終ヒートアップの確保	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% (9~30vol% (7号炉))	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% (9~30vol% (7号炉))	2	- ^{※5}	熱磁気式酸素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	0~150℃	0~150℃	1 ^{※8}		熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	10 ² ~10 ⁴ msV/h	10 ² ~10 ⁴ msV/h	1		電離箱	-	
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ² ~10 ⁴ msV/h (6号炉) 10 ² ~10 ⁴ msV/h (7号炉)	10 ² ~10 ⁴ msV/h (6号炉) 10 ² ~10 ⁴ msV/h (7号炉)	1	- ^{※9}	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	-	-	1	- ^{※5}	赤外線カメラ	-	可搬型計測器での測定対象外。

第 58-9-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (3 / 9)

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

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性はある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下流(原子炉圧力容器傘レベルより1.328cm)。
- ※3 基準点はサブレンジ・ブール通常水位 (EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面 (EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上流(酸素監視装置、放射線監視装置、格納容器監視装置、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。
- ※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、格納容器監視装置(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)の値に対する比率で示す。
- ※8 定格出力時の値に示す。
- ※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（原子炉圧力容器帯レベルより1224cm）
- *3：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器帯レベルより905cm）
- *4：T.M.S.L. = 東京湾平均海面
- *5：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、pH監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置（区分Ⅰ及びⅡ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替電源設備（第一ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- *6：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *7：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
- *8：検出点は14箇所
- *9：検出点は8箇所

第58-9-1表 可搬型計測器の必要個数整理（4 / 9）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (S.A)	0 ~ 300°C	0 ~ 1,200°C*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。
	ベデスタル温度 (S.A)	0 ~ 300°C	0 ~ 1,200°C*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。
	ベデスタル水温度 (S.A)	0 ~ 300°C	0 ~ 1,200°C*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッジョン・チェンバ温度 (S.A)	0 ~ 200°C	0 ~ 350°C*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 (S.A)	0 ~ 200°C	0 ~ 500°C*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。
	ドライウエル圧力 (S.A)	0 ~ 1,000kPa [abs]	0 ~ 1,000kPa [abs]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
原子炉格納容器内の水位	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	0 ~ 1,000kPa [abs]	0 ~ 1,000kPa [abs]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
	サブプレッジョン・プール水位 (S.A)	-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 +0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m*5	-3.0m, -1.0m, +1.0m*4 +0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m*5	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。
原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位	-3.0m, -1.0m, +1.0m*4 +0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m*5	-3.0m, -1.0m, +1.0m*4 +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（原子炉圧力容器帯レベルより1,328cm）
 ※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、炉内核計装装置（区分Ⅱ）、代替注水流量（常設）、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
 ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
 ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※10 検出点は7箇所。

・設備の相違

第58-9-1表 可搬型計測器の必要個数整理 (5 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	0~5vol% / 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)	$10^{-2} \sim 10^3 \text{ Sv/h}$	-	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)	$10^{-2} \sim 10^2 \text{ Sv/h}$	-	2	※7	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^6 \text{ cm}^2/\text{s}^{-1})$	-	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% $(1.2 \times 10^4 \sim 2.8 \times 10^4 \text{ cm}^2/\text{s}^{-1})$ ※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端 (原子炉圧力容器蓄レベルより1,328cm)。
- ※3 基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面 (EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、格納容器監視装置、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

・設備の相違

第58-9-1表 可搬型計測器の必要個数整理 (6 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
最終ヒートシンクの確保	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	0~1 MPa [gage]	0~1 MPa [gage]	4	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
	スクラパ容器温度	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ペントフリタ出口放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	-	2	-*7	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
	第1ペントフリタ出口水素濃 度	$10^{-3} \sim 10^4$ 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℃ 0~20vol1%/ 0~100vol1%	-	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	0~200℃	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。
			0~1,500m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性はある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下流(原子炉圧力容器審レベルより1,328cm)。
- ※3 基準点はサブレンジ・ブール通常水位 (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(カスタービシ電機)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

第 58-9-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (7 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	0 ~ 4 MPa [Gage]	0 ~ 4 MPa [Gage]	3	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0 ~ 5 MPa [Gage]	0 ~ 5 MPa [Gage]	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	0 ~ 1,500m ³ (0 ~ 12,542mm)	0 ~ 1,500m ³ (0 ~ 12,542mm)	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理 建物	-
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0 ~ 10MPa [Gage]	0 ~ 10MPa [Gage]	1	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0 ~ 12MPa [Gage]	0 ~ 12MPa [Gage]	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0 ~ 4 MPa [Gage]	0 ~ 4 MPa [Gage]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	0 ~ 3MPa [Gage]	0 ~ 3MPa [Gage]	2		弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を 30 台 (計測時故障を考慮した 1 台含む) を配備する。なお、故障及び点検時の予備として 30 台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※ 1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※ 2 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器常レベルより 1,328cm)。
- ※ 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、炉内核計装装置 (区分 II)、代替注水流量 (常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備 (ガスタービーン発電機) により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※ 8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※ 9 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
- ※ 10 検出点は 7 箇所。

・設備の相違

第 58-9-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (8 / 9)

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

【配備台数】

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

・設備の相違

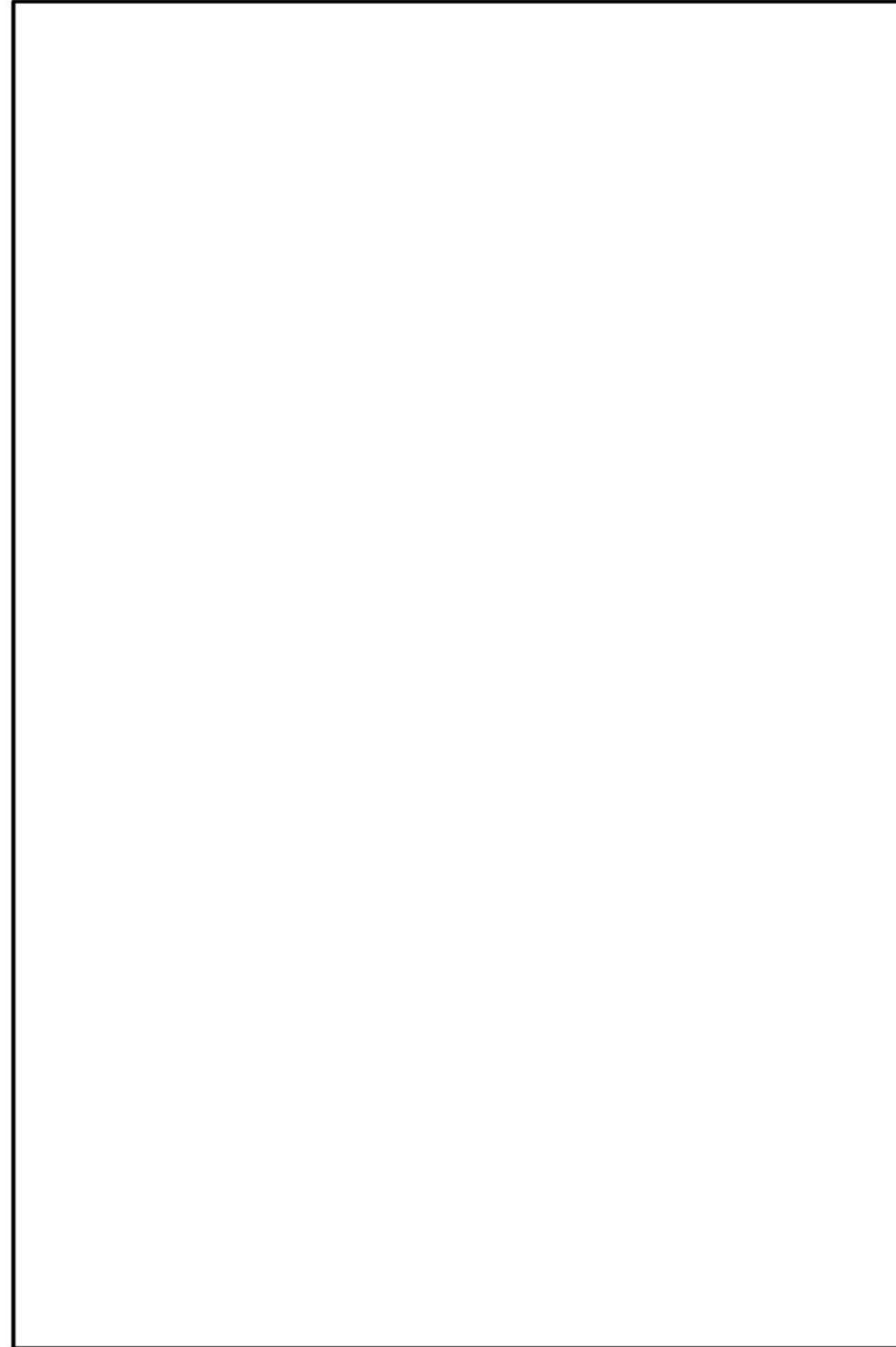
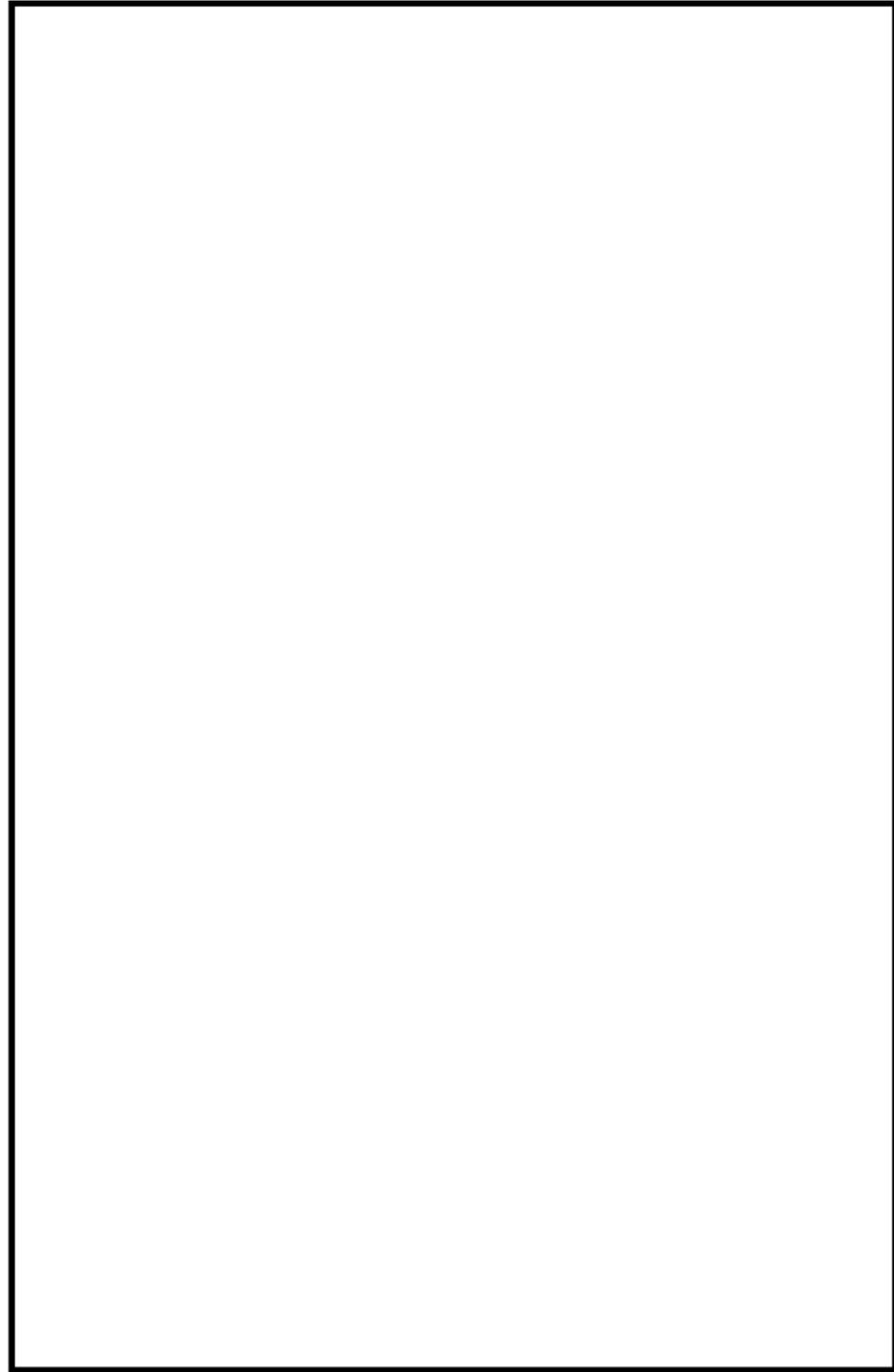
第 58-9-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (9 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	-4.30~7.30m ※6 (EL31218~42818)	-	1	-*7	ガイドバルス式水位検出器	-	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℃	0~1,200℃*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 ⁶ mSv/h 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	-	1	-*7	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール監視カメラ (SA)	-	-	1	-*7	電離箱 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1,328cm)。
- ※3 基準点はサプレッション・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置(区分II)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

・設備の相違



第58-9-1 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート

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

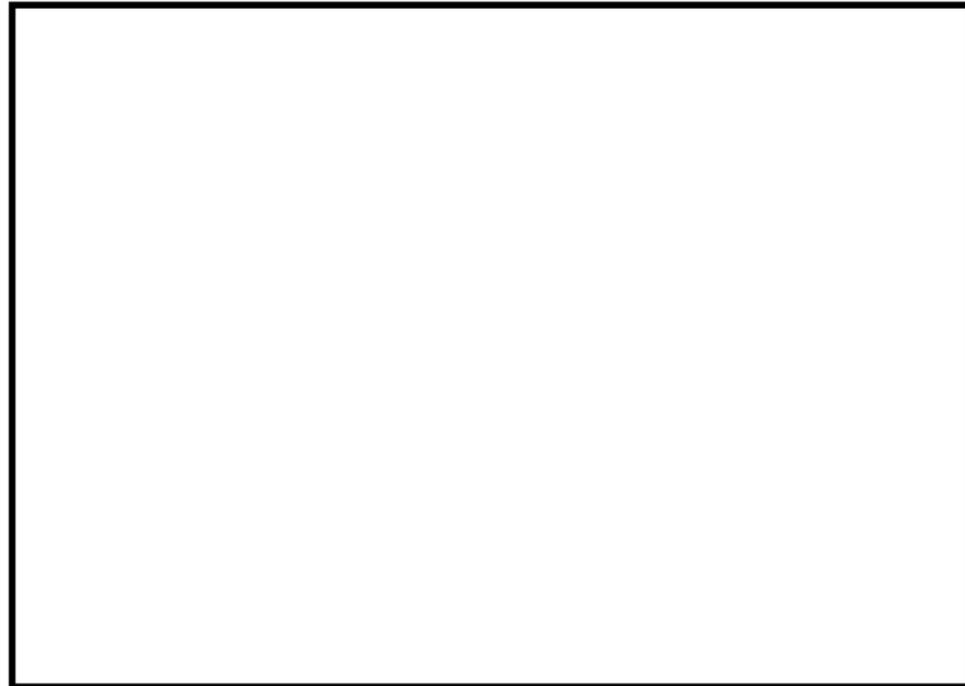


図 58-9-2 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (2/8)



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

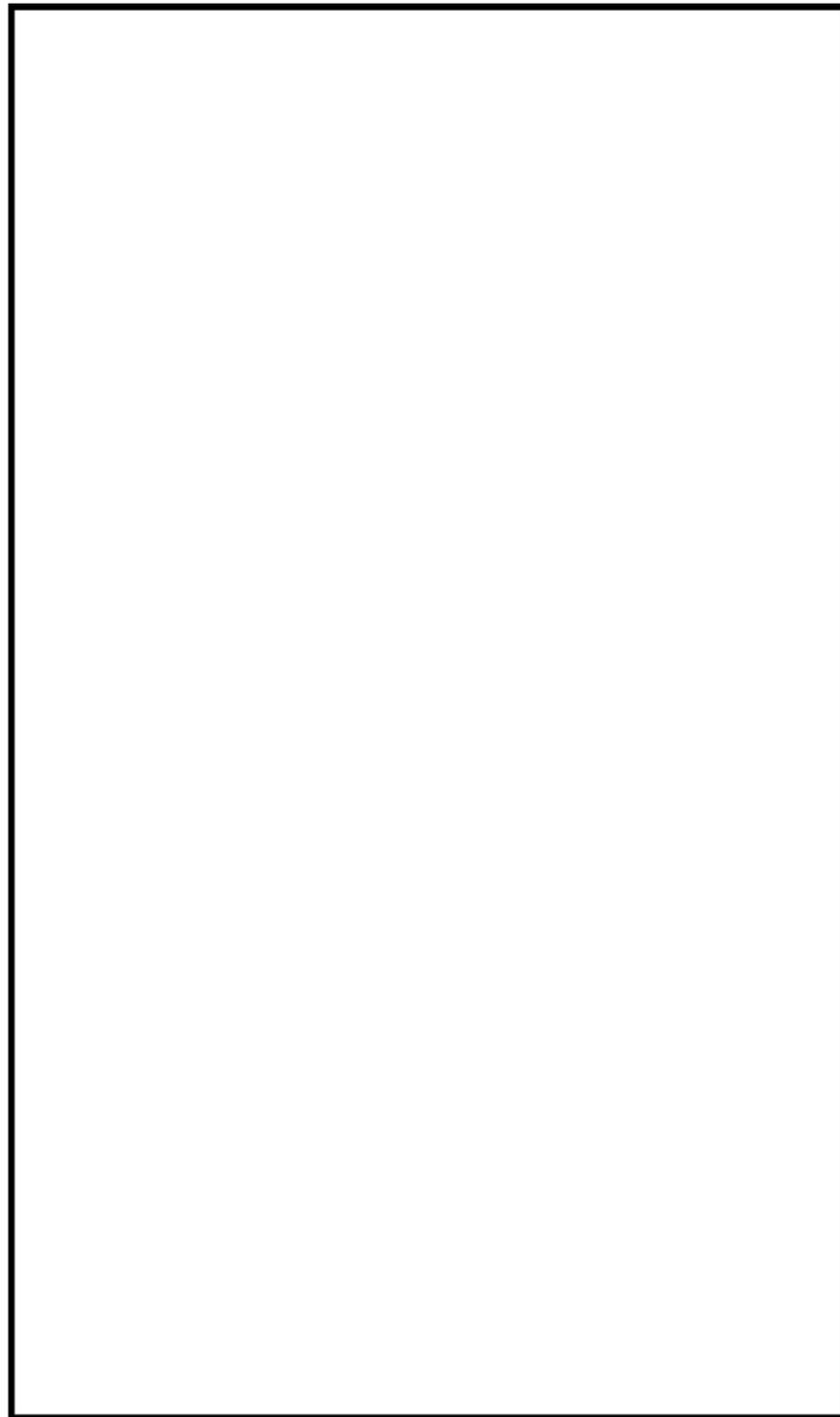


図 58-9-4 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (4/8)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="261 254 1166 785" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="261 793 1121 831" data-label="Caption"> <p>図 58-9-5 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (5/8)</p> </div> <div data-bbox="261 831 1166 1717" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="261 1726 1121 1764" data-label="Caption"> <p>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> </div>		

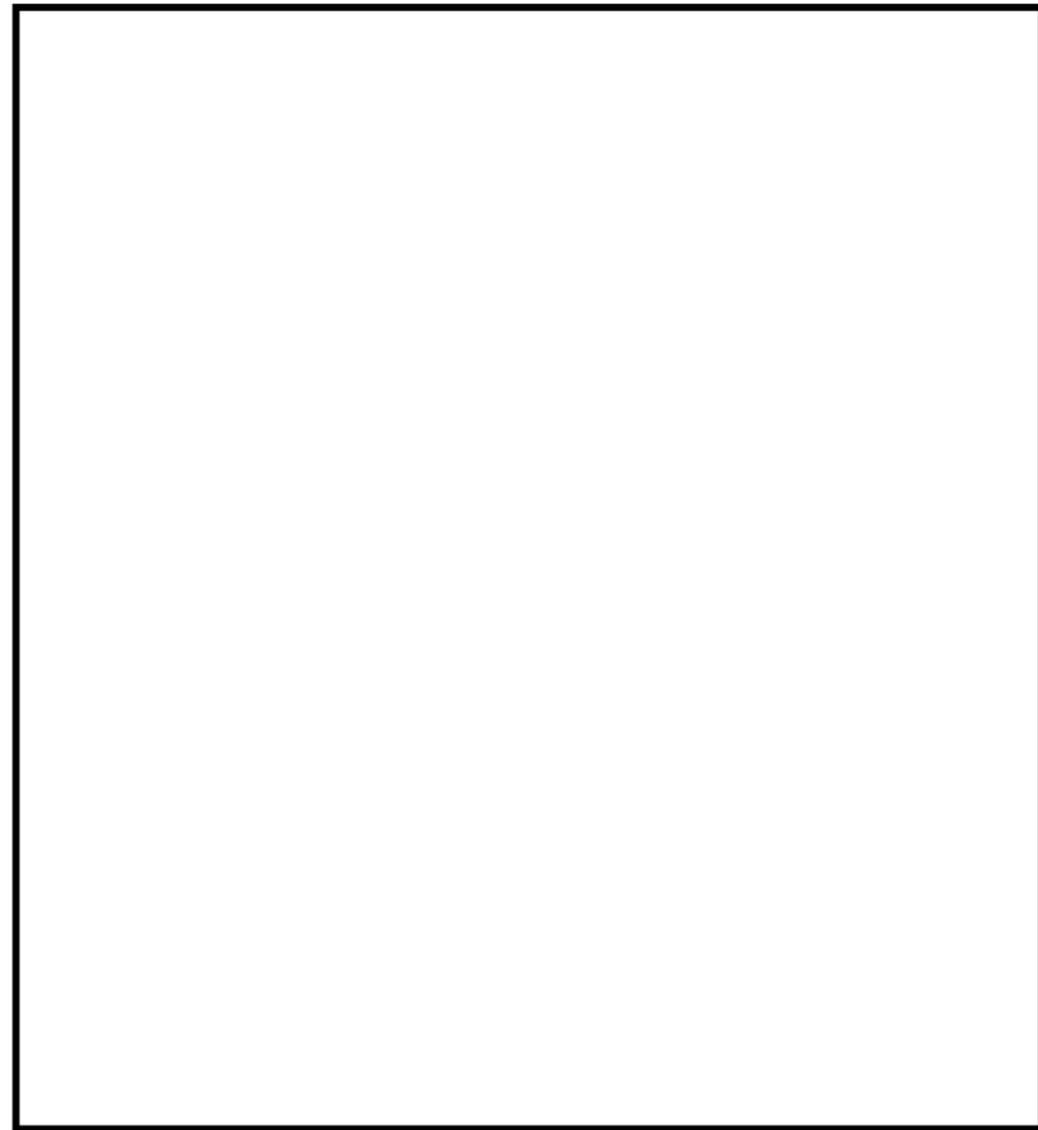


図 58-9-7 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (7/8)



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)

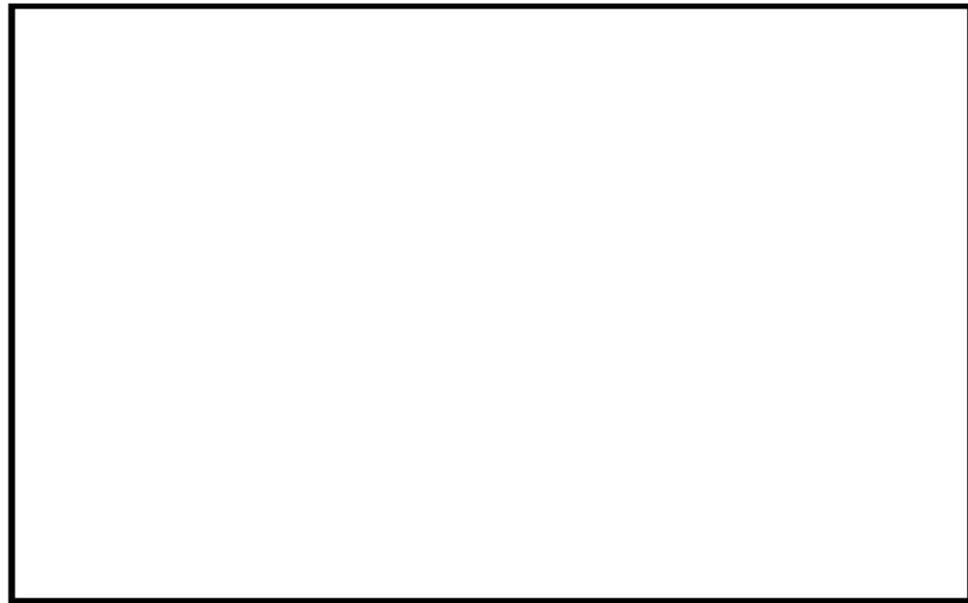


図 58-9-10 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (2/4)



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

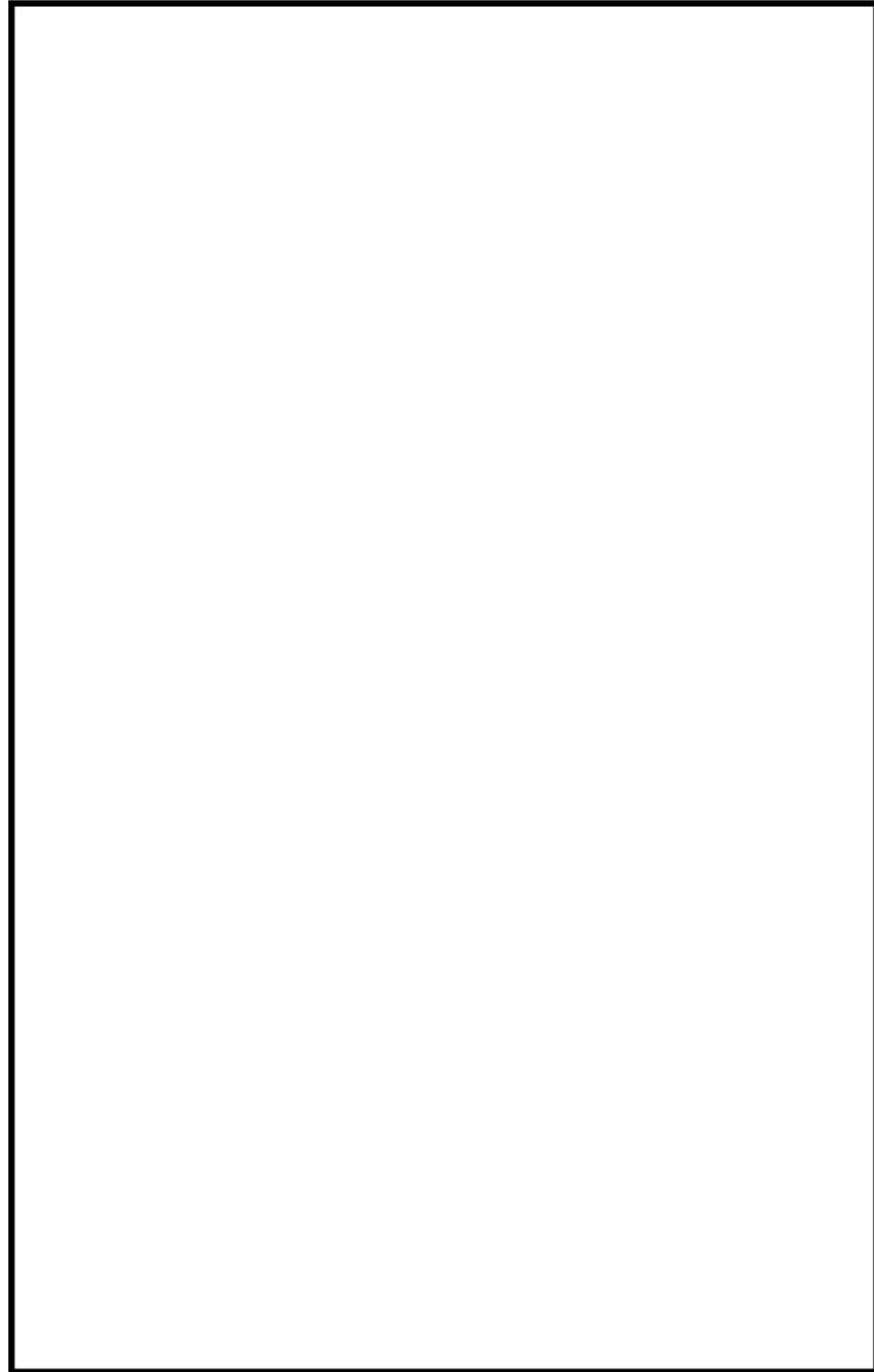


図 58-9-12 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (4/4)

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="1596 884 2125 915">58-10 主要パラメータの耐環境性について</p>	

計装設備の耐環境性について

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

1. 原子炉格納容器内

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

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

表 58-10-1 耐環境性試験条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	200℃	0.62MPa (gage)	

表 58-10-2 耐環境性試験の評価結果

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

*検出器は無機物で構成しており、放射線による影響はない

計装設備の耐環境性について

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

1. 原子炉格納容器内

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

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

第 58-10-1 表 原子炉格納容器内の環境条件

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

第 58-10-2 表 耐環境性試験の評価結果

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

・設備の相違

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 原子炉建屋原子炉区域内, その他の建屋内, 屋外</p> <p>重大事故等時の原子炉建屋原子炉区域内, その他の建屋内, 屋外については環境条件を評価中であり, 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについて, それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。</p>	<p>2. 原子炉建物原子炉棟内, 原子炉建物附属棟内, その他の建物内及び屋外</p> <p>重大事故等時の原子炉建物原子炉棟内, 原子炉建物附属棟内, その他の建物内及び屋外については, 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについて, それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。</p>	

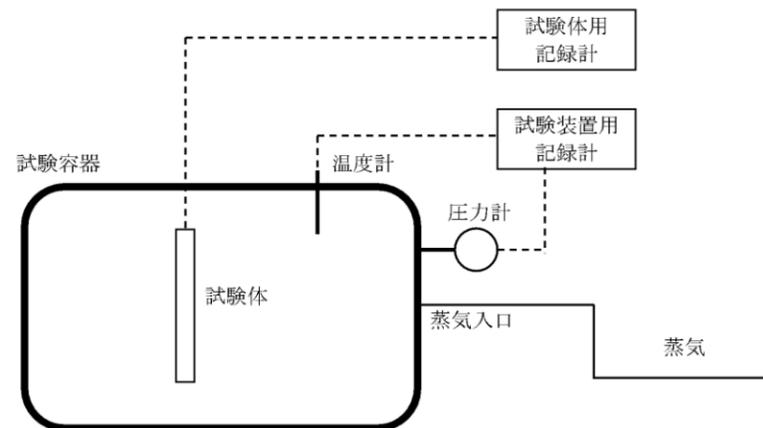
別紙 1

1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について

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

2. 試験方法

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



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

図 58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図

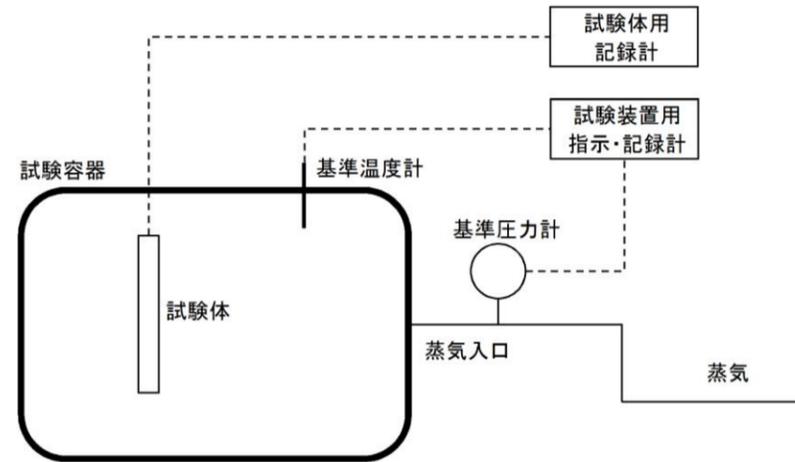
別紙 1

1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について

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

2. 試験方法

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



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

第 58-10-1 図 蒸気暴露試験装置イメージ図

3. 原子炉格納容器内設置計器の重大事故等時耐環境試験結果

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

3. 原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境試験結果

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

表 58-10-3 耐環境試験の評価結果(原子炉格納容器内設置計器)

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

*検出器は無機物で構成しており、放射線による影響はない

第 58-10-3 表 耐環境試験の評価結果(原子炉格納容器内設置計器)

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

・設備の相違

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
58-11 パラメータの抽出について	58-11 パラメータの抽出について	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備</p> <p>設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にした (表 58-11-1 参照)。</p> <p>2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備</p> <p>重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文で適切に抽出されていることを確認した (表 58-11-1 参照)。</p>	<p>1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備</p> <p>設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にした (第 58-11-1 表参照)。</p> <p>2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備</p> <p>重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文で適切に抽出されていることを確認した (第 58-11-1 表参照)。</p>	

第58-11-1表 設置許可基準規則の第58条における計装設備 (2/2)

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

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

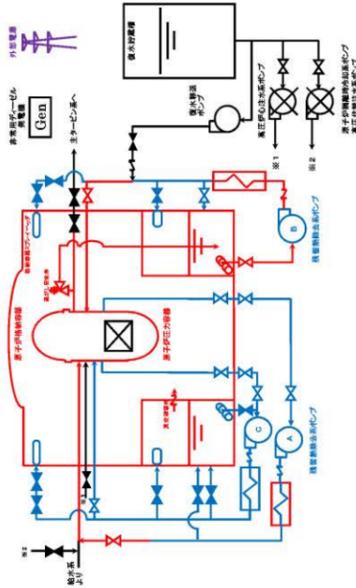
・設備の相違

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

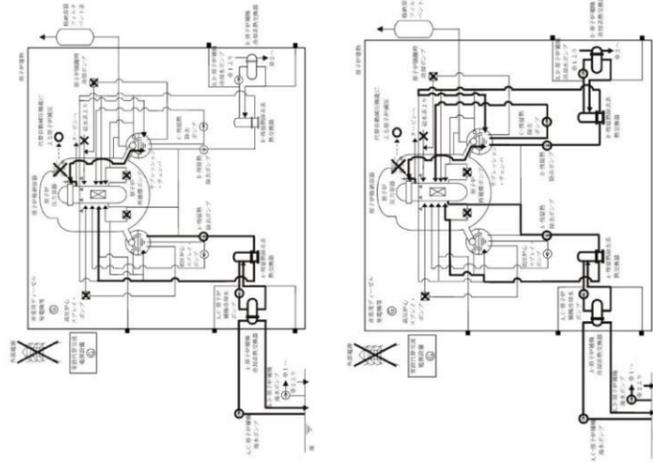
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1	高圧・低圧注水機能喪失 (つづき)		ドライウェル圧力 (S A) サプレッション・チェンバ圧力 (S A) 格納容器代替スプレイ流量 サプレッション・プール水位 (S A) 格納容器常用気放射線モニタ (ドライウェル) 格納容器常用気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ベントファイラタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	48条 (最終ヒーティングへの熱の輸送) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (格納容器状態確認) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (代替スプレイ確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (中心損傷有無判断) 48条 (最終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

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 (2/22)

No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類
2.2	高圧注水・減圧機能喪失		残留熱除去ポンプ (低圧注水モード) 残留熱除去ポンプ (サブプレッジョン・プールの冷却モード) 残留熱除去ポンプ (原子炉停止時冷却モード) 通がし安全弁 サプレッジョン・チェンバ (水側) 外部電源 (電機) 原子炉システム機能 残留熱除去系配管 (低圧注水配管) 残留熱除去系弁 (低圧注水配管) 残留熱除去系弁 (低圧注水配管) 原子炉格納容器 残留熱除去系配管 (サブプレッジョン・プールの冷却モード) 残留熱除去系弁 (原子炉停止時冷却モード) 真空破壊弁 (S/C-D)等 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系ポンプ 代替自動戻りロジック (代替自動戻り機能) 平均出力制御モータ 起動制御モータ 原子炉水位 (広帯域) (燃料棒) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (SA) 高圧炉心注水系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 残留熱除去系流量 サプレッジョン・チェンバ・プールの水量 残留熱除去系熱交換器入口流量	47 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 49 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 47 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 46 条 (代替自動戻り機能) DB (解折上使用前を仮定) 47 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 47 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 47 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 47 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) DB (解折上使用前を仮定するDB設備の注入先) 49 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 49 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 49 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) DB (解折上使用前を仮定するDB設備の注入先) 47 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 47 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 47 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 47 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 48 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 48 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 48 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 46 条 (ロジック) DB (SA発生時のスクラム機能確認) DB (SA発生時のスクラム機能確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準配管 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準配管 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 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 (3 / 34)

No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類
2.2	高圧注水・減圧機能喪失		残留熱除去ポンプ (低圧注水モード) 残留熱除去ポンプ (サブプレッジョン・プールの冷却モード) 残留熱除去ポンプ (原子炉停止時冷却モード) 通がし安全弁 非常用アイソセル燃料貯蔵タンク サプレッジョン・チェンバ (水側) 原子炉システム機能 残留熱除去系配管 (低圧注水配管) 残留熱除去系弁 (低圧注水配管) 原子炉格納容器 残留熱除去系熱交換器 (サブプレッジョン・プールの冷却モード) 残留熱除去系配管 (サブプレッジョン・プールの冷却モード) 残留熱除去系弁 (原子炉停止時冷却モード) 真空破壊弁 (S/C-D)等 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系ポンプ 原子炉補機冷却系配管 (原子炉補機冷却系) 原子炉補機冷却系弁 (原子炉補機冷却系) 原子炉補機冷却系サージタンク (原子炉補機冷却系) 原子炉補機冷却系熱交換器 (原子炉補機冷却系) 原子炉補機冷却系ポンプ 代替自動戻り機能 平均出力領域計装 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉補機冷却系ポンプ出口流量	47 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 49 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 47 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 46 条 (操作対象弁) 57 条 DB (解折上使用前を仮定) DB (SA発生前に使用) 47 条設計基準配管 (流路) 47 条設計基準配管 (流路) DB (解折上使用前を仮定するDB設備の注入先) 49 条設計基準配管 (流路) 49 条設計基準配管 (流路) 49 条設計基準配管 (流路) DB (解折上使用前を仮定するDB設備の注入先) 47 条設計基準配管 (流路) 47 条設計基準配管 (流路) 47 条設計基準配管 (流路) 47 条設計基準配管 (流路) DB (解折上使用前を仮定) 48 条設計基準配管 (解折上使用前を仮定) 48 条設計基準配管 (ポンプ) 48 条設計基準配管 (流路) 48 条設計基準配管 (流路) 48 条設計基準配管 (流路) 48 条設計基準配管 (流路) 48 条設計基準配管 (流路) 46 条 (論理回路) DB (SA発生時のスクラム機能確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準配管 (高圧注水機能喪失を確認)

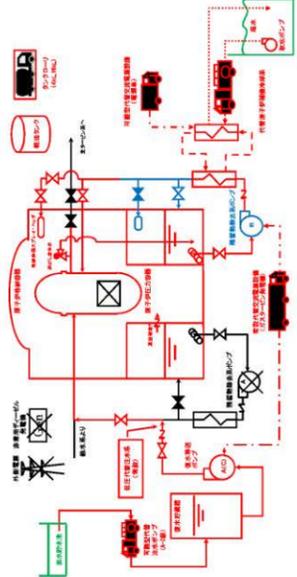
・設備の相違

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

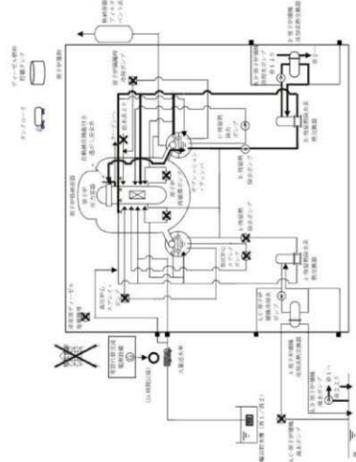
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失 (つづき)		高圧中心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口流量 サブプレッシャ・アール水温度 (S A) 残留熱除去系熱交換器入口温度	58 条設計基準配置 (高圧注水機能喪失を確保) 58 条設計基準配置 (残留熱除去ポンプ見直し確認) 58 条設計基準配置 (解圧上使用を仮定) 58 条 (格納容器機能確保) 58 条設計基準配置 (解圧上使用を仮定)

・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 (4/22)

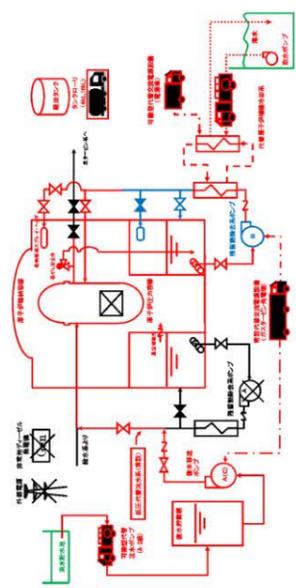
No	シナリオ	系統図	期待する設備	分類
2.3	全公転動力供給喪失 (外部電源+D/G喪失) (つづき)		平均出力調整モニタ 起動傾度モニタ 原子炉水位 (広帯域) (燃料減) 原子炉水位 (SN) 原子炉炉内温度計測系系監視器 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内部空気放射線レベル (D/W) 格納容器内部空気放射線レベル (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 残熱除去系流量 ドライウエル蒸気温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 復元補給水系流量 (RR A 系代替注水流量) 復元補給水位 (SA) フィルタ堵塞検出 フィルタ堵塞検出圧力 フィルタ堵塞検出放射線モニタ 格納容器内水温度 格納容器内水流量 (SA) 格納容器内残熱温度	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 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 47 条 (監視時の原子炉冷却) 58 条設計基準圧強 (解析上利用を仮定) 48 条 (格納容器への熱の輸送) 19 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (炉心状態有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準圧強 (解析上利用を仮定) 48 条 (格納容器への熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 48 条 (格納容器への熱の輸送) 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 (原子炉状態確認) 47 条 (監視時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確保) 58 条 (水の状態確認) 58 条 (水の状態確認) 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 (6 / 34)

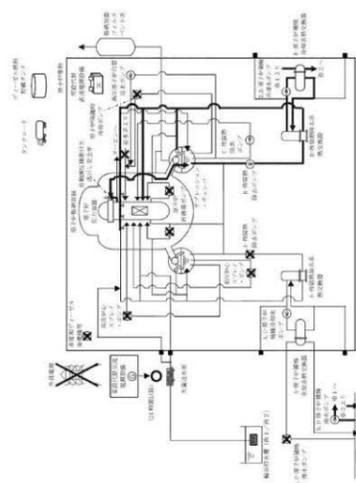
No	シナリオ	系統図	期待する設備	分類
2.3	全公転動力供給喪失 (外部電源+D/G喪失) (つづき)		原子炉補機冷却ポンプ 原子炉補機冷却配管 (原子炉補機冷却回路) 原子炉補機冷却ポンプ (原子炉補機冷却回路) 原子炉補機冷却ポンプ (原子炉補機冷却回路) 原子炉補機冷却ポンプ (原子炉補機冷却回路) 原子炉補機冷却ポンプ (原子炉補機冷却回路) 真空破壊弁 (S/C-D/W) 平均出力傾度計装 原子炉水位 (広帯域) (燃料減) 原子炉水位 (SA) 原子炉炉内温度計測系系監視器 格納容器内圧力 (S/A) サブプレッション・プール水温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール圧力 (SA) 格納容器内水温度 格納容器内水流量 (SA) 残熱除去系流量	48 条設計基準圧強 (解析上利用を仮定) 48 条設計基準圧強 (ポンプ) 48 条設計基準圧強 (回路) 48 条設計基準圧強 (回路) 48 条設計基準圧強 (回路) 48 条設計基準圧強 (回路) DB (解析上利用を仮定) DB (解析上利用を仮定) 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 47 条 (監視時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準圧強 (解析上利用を仮定) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (監視時の原子炉冷却) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替注水確保) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準圧強 (解析上利用を仮定)

・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)

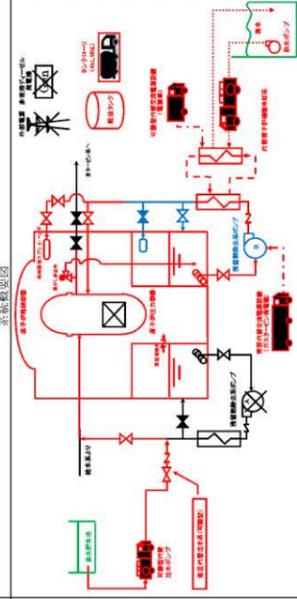
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類
2.3	全交直動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +RCLC失効) (ツブシ)		平均出力監視モニタ 起動監視モニタ 原子炉水位 (広域域), (機材域) 原子炉水位 (SA) 高圧代替注水系統流量 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内空層気放射線レベル (D/W) 格納容器内空層気放射線レベル (S/C) サブプレッシャ・チェンバ・プール水位 残留熱除去系統流量 ドライウェル空層気温度 サブプレッシャ・チェンバ気体温度 サブプレッシャ・チェンバ・プール水温度 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系統流量 (RIR A系代替注水流量) 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 格納容器内水温速度 格納容器内水温速度 (SA) 格納容器内酸濃度	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 DB (SA発生前のスクラム機能確認) と分類 ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 45 条 (高圧時の原子炉冷却) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 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) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (中心結核有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準流量 (解析上使用を仮定) 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 (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 (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 (水質確認) 58 条 (水質確認) 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 (8/34)

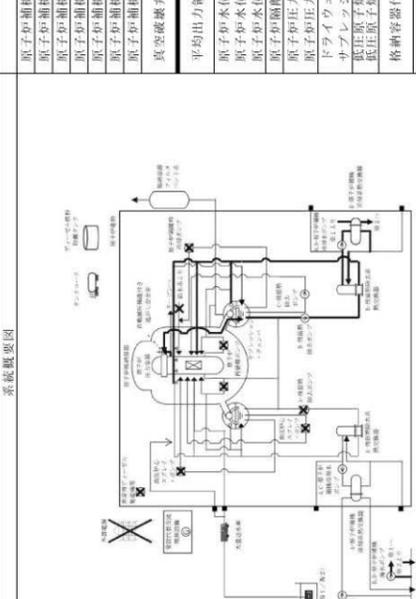
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類
2.3	全交直動力電源 喪失 (外部電源喪失 +D/G失効) + 高圧炉心冷却失 敗 (ツブシ)		残留熱除去系弁 (格納容器冷却注水流量) 残留熱除去系ストレーナ (格納容器冷却注水流量) 残留熱除去系配管 (低圧注水流量) 残留熱除去系弁 (低圧注水流量) 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却配管 (原子炉補機冷却流量) 原子炉補機冷却系弁 (原子炉補機冷却流量) 原子炉補機冷却系ポンプ (原子炉補機冷却流量) 原子炉補機冷却系弁 (原子炉補機冷却流量) 原子炉補機冷却系ポンプ (原子炉補機冷却流量) 原子炉補機冷却系弁 (原子炉補機冷却流量) 真空破壊弁 (S/C→D/W) 平均出力領域計装 原子炉水位 (広域域) 原子炉水位 (機材域) 原子炉水位 (SA) 高圧原子炉代替注水流量 原子炉圧力 (SA) サブプレッシャ・プール水温度 (SA) 格納容器内空層気放射線レベル (機材域) ドライウェル圧力 (SA) サブプレッシャ・チェンバ・プール圧力 (SA) 格納容器代替スプレイ流量 ドライウェル温度 (SA) 残留熱除去ポンプ出口流量	49 条設計基準流量 (流路) 49 条設計基準流量 (流路) 47 条設計基準流量 (流路) 47 条設計基準流量 (流路) 48 条設計基準流量 (解析上使用を仮定) 48 条設計基準流量 (ポンプ) 48 条設計基準流量 (流路) 48 条設計基準流量 (流路) 48 条設計基準流量 (流路) 48 条設計基準流量 (流路) 48 条設計基準流量 (流路) 48 条設計基準流量 (流路) 48 条設計基準流量 (ポンプ) DB (解析上使用を仮定) 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 45 条 (高圧時の原子炉冷却) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 45 条 (高圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 49 条 (格納容器の冷却) 49 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 条設計基準流量 (解析上使用を仮定)

・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	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/C喪失 +SRV閉鎖失敗) (つづき)		平均出力減速モニタ 起動順減モニタ 原子炉冷却水 (圧力減), (材料減), 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 (格納容器内圧力 (D/W)) 格納容器内空間気圧 (格納容器内圧力 (S/C)) 残留熱除去系統流量 サブプレッション・チェンバ・プールの水温度 サブプレッション・チェンバ・プールの水位 燃料貯蔵槽水位 (SA) フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置金属フィルタ圧力 格納容器内水系統温度 格納容器内水系統温度 格納容器内水系統温度	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 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 条設計基準仕様 (解析上利用を仮定) 47 条 (格納容器の圧力), 58 条 (原子炉圧力) 58 条 (原子炉圧力) 47 条 (格納容器の圧力), 58 条 (代替注水設備) 49 条 (格納容器の圧力), 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (格納容器の圧力), 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉圧力) 58 条 (原子炉圧力) 58 条設計基準仕様 (解析上利用を仮定) 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 (水質確認) 48 条 (燃料貯蔵槽への熱の輸送) 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	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) + SRV閉鎖失敗 +HPCS失敗 (つづき)		原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却系配管 (原子炉補機冷却系) 原子炉補機冷却系弁 (原子炉補機冷却系) 原子炉補機冷却系サージタンク (原子炉補機冷却系) 原子炉補機冷却系熱交換器 (原子炉補機冷却系) 原子炉補機冷却系ポンプ 真空破壊弁 (S/C-D/W) 平均出力減速計装 原子炉水位 (圧力減) 原子炉水位 (材料減) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) ドライウエール圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ・プールの圧力 (SA) 格納容器内空間気圧 (格納容器) 格納容器内空間気圧 (格納容器) 格納容器内空間気圧 (格納容器) ドライウエール温度 (SA) サブプレッション・プールの水温度 (SA) 残留熱除去ポンプ出口流量	48 条設計基準仕様 (解析上利用を仮定) 48 条設計基準仕様 (ポンプ) 48 条設計基準仕様 (配管) 48 条設計基準仕様 (配管) 48 条設計基準仕様 (配管) 48 条設計基準仕様 (配管) 48 条設計基準仕様 (配管) DB (解析上利用を仮定) 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 47 条 (格納容器の圧力) 58 条 (原子炉圧力) 58 条設計基準仕様 (解析上利用を仮定) 58 条 (原子炉圧力) 49 条 (格納容器の圧力) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (格納容器の圧力) 49 条 (格納容器の圧力) 58 条 (代替注水設備) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準仕様 (解析上利用を仮定)

・設備の相違

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

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

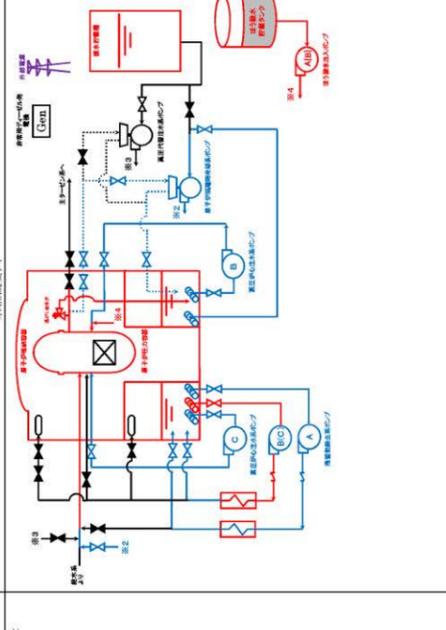
・設備の相違

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

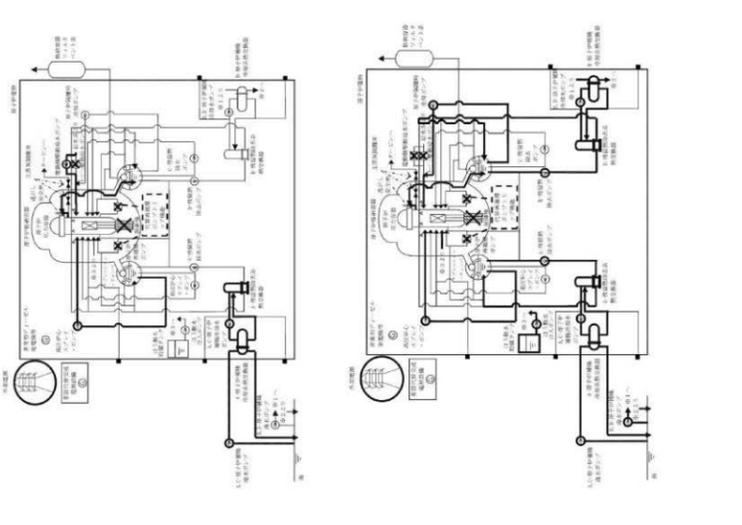
No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊蒸気除去機能喪失 (残留熱除去系 (つづき))		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 残留熱除去ポンプ出口流量 サプレッション・プール出口流量 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 (S A) 代替注水流速 (密設) 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエが圧力 (S A) サプレッション・チェンバ圧力 (S A) 格納容器代替スプレイ流量 サプレッション・プール水位 (S A) 格納容器蒸気放熱モニタ (ドライウエール) 格納容器空相放熱モニタ (サプレッション・チェンバ) スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第 1 ベントファイア出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準配置 (解析上利用を仮定) 58 条設計基準配置 (低圧注水機能喪失を確保) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 56 条 (水の供給設備) 58 条 (水の状態確認) 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) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替スプレイ確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)

・設備の相違

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 (13/22)

No.	シナリオ	期待する設備	分類
2.5	原子炉停止機能喪失		原子炉再循環流量制御装置 (自動運転モード) 逃がし安全弁 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレッド系 残留熱除去系ポンプ (低圧注入モード) ※ポンプの自動運転 自動減圧系の自動停止スイッチ ほう酸水注入系ポンプ (7.7MPa・300°C・水冷却モード) 残留熱除去系ポンプ (低圧注入モード) トリップ機能 電動給水ポンプ サプレッション・チェンバ (水素) 現水貯蔵槽 (水素) 外部電源 (電機) 原子炉隔離時冷却系 (高圧注入モード) 原子炉隔離時冷却系 (高圧注入モード) 給水系統管 (高圧注入モード) 給水系統 (高圧注入モード) 高圧炉心スプレッド系 (高圧注入モード) (ほう酸水注入モード) 高圧炉心スプレッド系 (高圧注入モード) (ほう酸水注入モード) ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系配管 ほう酸水注入系配管 (7.7MPa・300°C・水冷却モード) 残留熱除去系配管 (7.7MPa・300°C・水冷却モード) 残留熱除去系ポンプ (低圧注入モード) 残留熱除去系ポンプ (低圧注入モード) 平均出力演算モニタ 起動監視モニタ 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 原子炉水位 (広範囲) (燃料棒) 原子炉水位 (SA) 原子炉隔離時冷却系流量 高圧炉心スプレッド系流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 サプレッション・チェンバ・プールの水温度 残留熱除去系流量 残留熱除去系水位 (SA)

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 (17/34)

No.	シナリオ	期待する設備	分類
2.5	原子炉停止機能喪失		逃がし安全弁 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレッド系 低圧炉心スプレッド系 残留熱除去系ポンプ (サブプレッショントラップ・プール冷却モード) 残留熱除去系ポンプ (低圧注入モード) 自動減圧系ポンプ (低圧注入モード) 代替自動減圧系ポンプ 高圧炉心スプレッド系 ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系配管 電動機駆動給水ポンプ サプレッション・チェンバ (水素) 外部電源 (電機) 原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系) 原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系) 原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系) 給水系統管 (原子炉隔離時冷却系) 給水系統 (原子炉隔離時冷却系) 主蒸気系統管 (原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレッド系 (高圧炉心スプレッド系) 高圧炉心スプレッド系 (高圧炉心スプレッド系) 高圧炉心スプレッド系 (高圧炉心スプレッド系) 低圧炉心スプレッド系 (低圧炉心スプレッド系) 低圧炉心スプレッド系 (低圧炉心スプレッド系) ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管 (ほう酸水注入モード) ほう酸水注入系ポンプ (ほう酸水注入モード) ほう酸水注入系ポンプ (ほう酸水注入モード) ほう酸水注入系配管 (原子炉隔離時冷却系内部) (ほう酸水注入モード) 原子炉圧力容器 残留熱除去系ポンプ (サブプレッショントラップ・プール冷却モード) 残留熱除去系ポンプ (サブプレッショントラップ・プール冷却モード)

・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	系図要図	期待する設備	分類案
2.5	原子炉停止機能喪失 (つづき)		残留熱除去系配管 (低圧注水配管) 残留熱除去系弁 (低圧注水配管) 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系配管 (原子炉補機冷却系) 原子炉補機冷却系ポンプ (原子炉補機冷却系) 原子炉補機冷却系サージタンク (原子炉補機冷却系) 原子炉補機冷却系熱交換器 (原子炉補機冷却系) 原子炉補機冷却系ポンプ (原子炉補機冷却系) 平均出力領域計装 ドライウェル圧力 (S.A.) サプレッション・チェンバース圧力 (S.A.) 原子炉水位 (圧力検) 原子炉水位 (燃料検) 高圧炉心スラスラポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スラスラポンプ出口圧力 原子炉補機冷却ポンプ出口圧力 サプレッション・プール水温度 (S.A.) 中性子源領域計装 残留熱除去ポンプ出口流量	47 条設計基準配管 (配管) 47 条設計基準配管 (配管) 48 条設計基準配管 (解析上使用を仮定) 48 条設計基準配管 (ポンプ) 48 条設計基準配管 (配管) 48 条設計基準配管 (配管) 48 条設計基準配管 (配管) 48 条設計基準配管 (配管) 48 条設計基準配管 (ポンプ) 48 条設計基準配管 (配管) 58 条 (スクラム失敗確認, S.L.C 注入確認) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準配管 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準配管 (RHRポンプ駆動確認) 58 条設計基準配管 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準配管 (解析上使用を仮定) 58 条 (スクラム失敗確認, S.L.C 注入確認, 未駆動確認) 58 条設計基準配管 (解析上使用を仮定)

・設備の相違

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

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

・設備の相違

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

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.7	シナリオ 格納容器バイパス (インポートモード/37A LOCA) (つづき)		原子炉補機冷却系サージタンク (原子炉補機冷却回路) 原子炉補機冷却系熱交換器 (原子炉補機冷却回路) 原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機冷却系海水ストレーナ 平均出力領域計装 原子炉水位 (圧電感) 原子炉水位 (燃料感) 原子炉補機冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 (S A) ドライウエル圧力 (S A) ドライウエル温度 (S A) 残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口流量 サプレッションポンプ出口流量 残留熱除去系熱交換器入口温度	48条設計基準配置 (回路) 48条設計基準配置 (回路) 48条設計基準配置 (ポンプ) 48条設計基準配置 (回路) 48条設計基準配置 (回路) 48条設計基準配置 (回路) 48条設計基準配置 (回路) 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 (格納容器状態確認) 58条設計基準配置 (系統過圧及びISLOCA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	系統要素	期待する設備	分類
3.1	格納容器過圧・ 過温破壊 (残留熱代替除 去系使用) (つづき)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 格納容器過圧監視モニタ (ドライウエル) 格納容器過圧監視モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) 格納容器水蒸気度 (S A) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水機水位 ドライウエル温度 (S A) ドライウエル圧力 (S A) サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) 残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 サブプレッジョン・プール水温度 (S A) 格納容器機器蒸気度 (S A)	47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 56 条 (水の供給設備)・58 条 (水源確認) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (格納容器冷却確認) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 50 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替スプレイ確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認)	

・設備の相違

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

No	シナリオ	系統図要図	期待する設備	分類条
3.1	格納容器過圧・過熱破損 過熱滞留熱代替除去 去来不使用 (ツブ食)		代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チャエンパ圧力 (SA) サプレッション・プール水位 (SA) スクラブ容器水位 スクラブ容器圧力 第1ベントフイタルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 格納容器酸素濃度 (SA)	47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (代替注水確認) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (代替スプレイ確認) 56条 (水の供給設備), 58条 (水高確認) 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

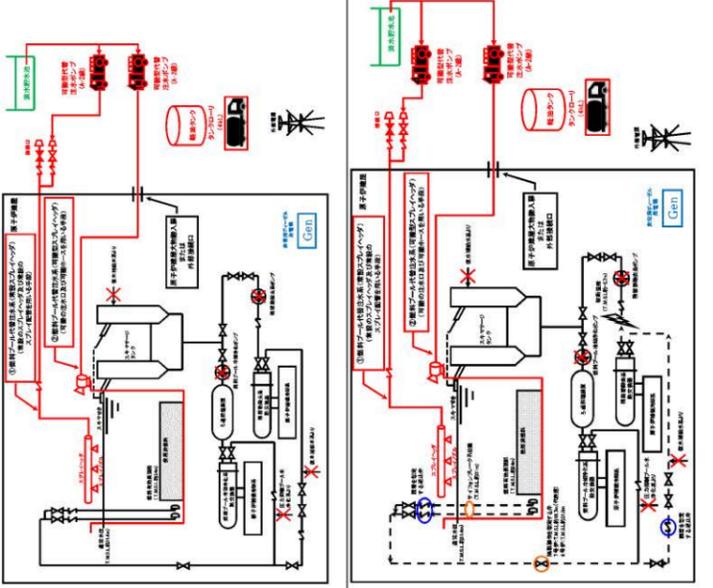
第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (28/34)

No	シナリオ	系統図要図	期待する設備	分類
3.2	シナリオ 高圧容器物吐出 格納容器空相 気液加熱 (つづき)		蒸発ガス代替注入系配管 (蒸発ガス代替注入管路) 蒸発ガス代替注入系弁 (蒸発ガス代替注入管路) 平均出力領域計装 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧冷却システムポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧冷却システムポンプ出口圧力 原子炉水位 (圧容域) 原子炉水位 (格納域) 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (S A) 格納容器空相気液加熱モニタ (ドライウエル) 格納容器空相気液加熱モニタ (サブプレッション・チェンバ) 格納容器水温温度 (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速 ベデスタル代替注水流速 (故障減用) ベデスタル水位 ドライウエル圧力 (SA) 51条 (格納容器下部の容器中心冷却) 58条 (代替ベデスタル注水流速) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器の冷却) 40条 (格納容器状態確認) 58条 (代替スプレイ流量) 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・チェンバ水温温度 (SA) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認)	52条 (電線) 52条 (管路) DR (SA発生時のシステム機能確認) ただし進シナリオでSA (58条設備) と分類 58条設計基準設備 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準設備 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準設備 (残留熱除去系故障を確認) 58条設計基準設備 (低圧注水機能喪失を確認) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (原子炉状態確認) 58条 (原子炉状態確認) 58条 (原子炉状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (原子炉状態確認) 51条 (格納容器下部の容器中心冷却) 58条 (代替ベデスタル注水流速) 58条 (格納容器状態確認) 40条 (格納容器の冷却) 58条 (代替スプレイ流量) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認)

・設備の相違

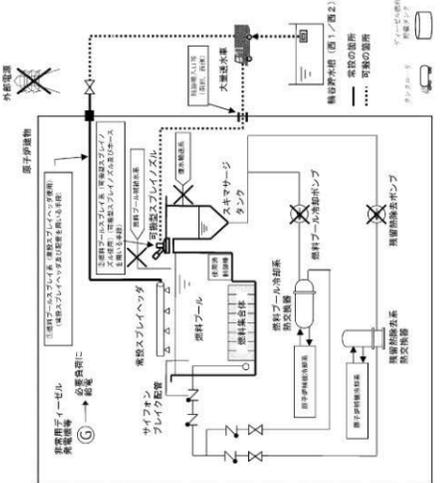
表 58-11-2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (19/22)

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) 淡水貯水池 (代替水源) 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) 燃料プール代替注水系統 燃料プール代替注水系統 使用済燃料プール	54 条 (ポンプ) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料貯蔵) 54 条 (電源) 54 条 (燃料貯蔵) 54 条 (注入系)
3.4	水蒸気発生	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	54 条 (SFP 状態確認)
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	54 条 (SFP 状態確認)
4.1	想定事故1 (使用済燃料貯蔵プール)	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 可搬型代替注水ポンプ(A-2線) 淡水貯水池 (代替水源) 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) 燃料プール代替注水系統 燃料プール代替注水系統 使用済燃料プール	54 条 (SFP 上部空間検量確認) 54 条 (ポンプ) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料貯蔵) 54 条 (電源) 54 条 (燃料貯蔵) 54 条 (注入系)
4.2	想定事故2 (使用済燃料貯蔵プール)	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 可搬型代替注水ポンプ(A-2線) 淡水貯水池 (代替水源) 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) 燃料プール代替注水系統 燃料プール代替注水系統 使用済燃料プール	54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (ポンプ) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料貯蔵) 54 条 (電源) 54 条 (燃料貯蔵) 54 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	燃料プール監視カメラ	54 条 (SFP 状態確認)
3.4	水蒸気発生	燃料プール監視カメラ	54 条 (SFP 状態確認)
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	燃料プール監視カメラ	54 条 (SFP 状態確認)
4.1	想定事故1 (使用済燃料貯蔵プール)	燃料プール監視カメラ 可搬型代替注水ポンプ(A-2線) 淡水貯水池 (代替水源) 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) 燃料プール代替注水系統 燃料プール代替注水系統 使用済燃料プール	54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (ポンプ) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料貯蔵) 54 条 (電源) 54 条 (燃料貯蔵) 54 条 (注入系)



・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2 （使用済燃料貯 蔵プール）	系統概要図	期待する設備	分類案
4.2		<p>系統概要図</p>	燃料プールのスプレイ系 大送込本車 輸送貯水槽（西1/西2）（代替水源） タンクローリ（給油） 非常用ディーゼル発電機（電源） ディーゼル燃料貯蔵タンク 可搬型スプレインゾル 燃料プール 燃料プール水位・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 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）	54条 54条（ポンプ） 56条（たばし設備ではなく措置） 57条（燃料輸送） 57条 57条（燃料源） 54条（漏洩） 54条（注入死） 54条（SFP状態確認） 54条（SFP状態確認） 54条（SFP状態確認） 58条設計基準防振（SFP冷却機能喪失を確認） 58条設計基準防振（SFP冷却機能喪失を確認） 54条（SFP上部空間除塵器確認）

・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

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

まとめ資料比較表〔原子炉压力容器〕

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">原子炉压力容器</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>他1-1 SA 設備基準適合性 一覧表 他1-2 配置図 他1-3 試験及び検査</p>	<p style="text-align: center;">原子炉压力容器</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>他 1-1 SA 設備基準適合性 一覧表 他 1-2 配置図 他 1-3 試験及び検査</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="557 659 884 739">他1-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p>	<p data-bbox="1685 659 2012 739">他 1-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		原子炉圧力容器	類型化区分		
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
		海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-	
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
		関連資料	-		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b	
		関連資料	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
		悪影響防止	その他(飛散物)	対象外	対象外
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
関連資料		-			
第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
		関連資料	-		
	第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
		関連資料	-		
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、 溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
共通要因故障防止		サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
関連資料	-				

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

		原子炉圧力容器	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			関連資料	配置図		
			第2号	操作性	操作不要	-
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M		
		関連資料	試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
		関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	-		
	第6号	設置場所	対象外(操作不要)	対象外		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準事故対処設備の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、 溢水、火災	防止設備 - 対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外
	関連資料	-				

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="667 661 756 735">他1-2 配置図</p>	<p data-bbox="1810 661 1899 735">他 1-2 配置図</p>	

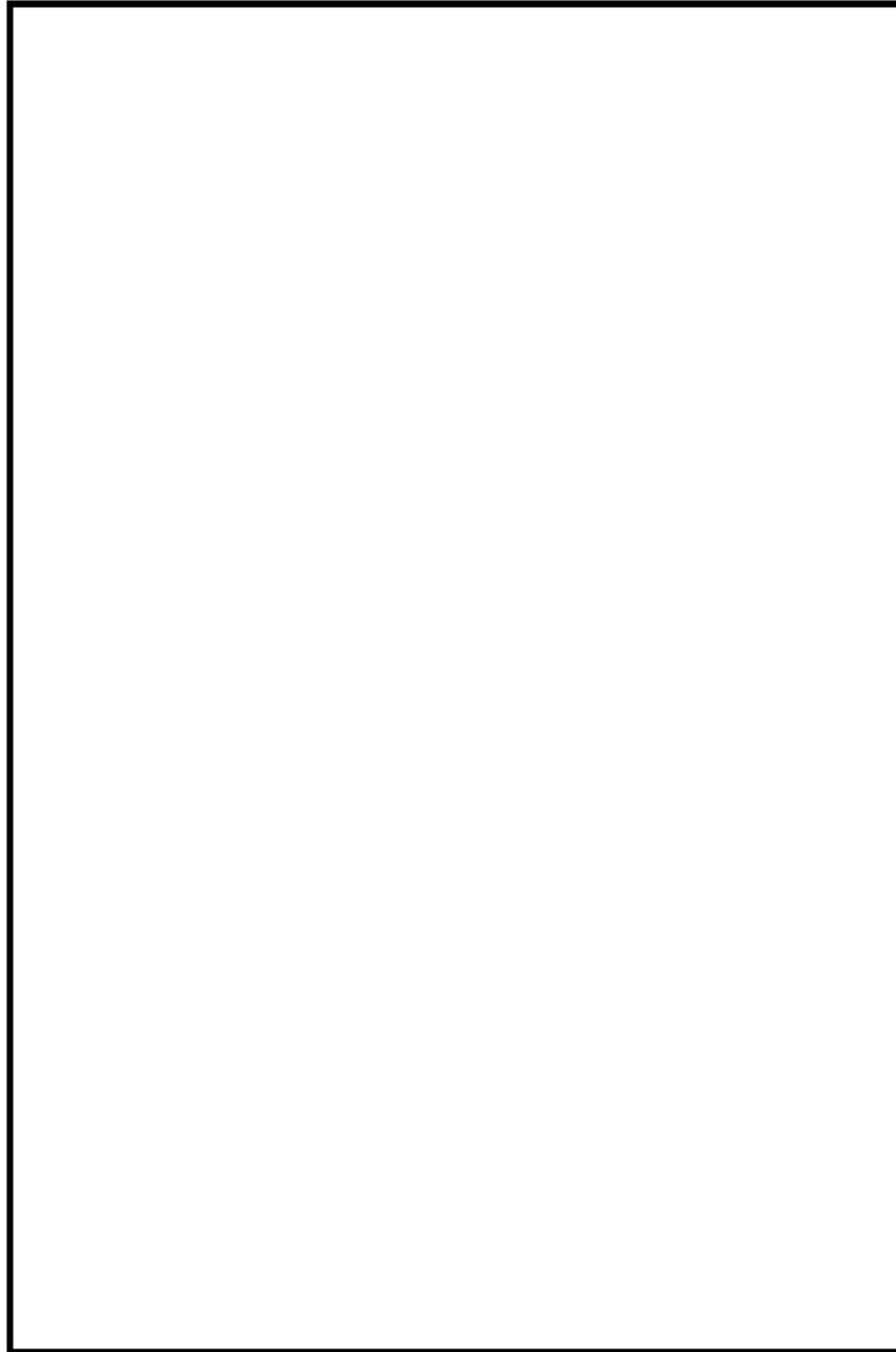


図1 配置図 (6号及び7号炉 原子炉建屋地上1階)

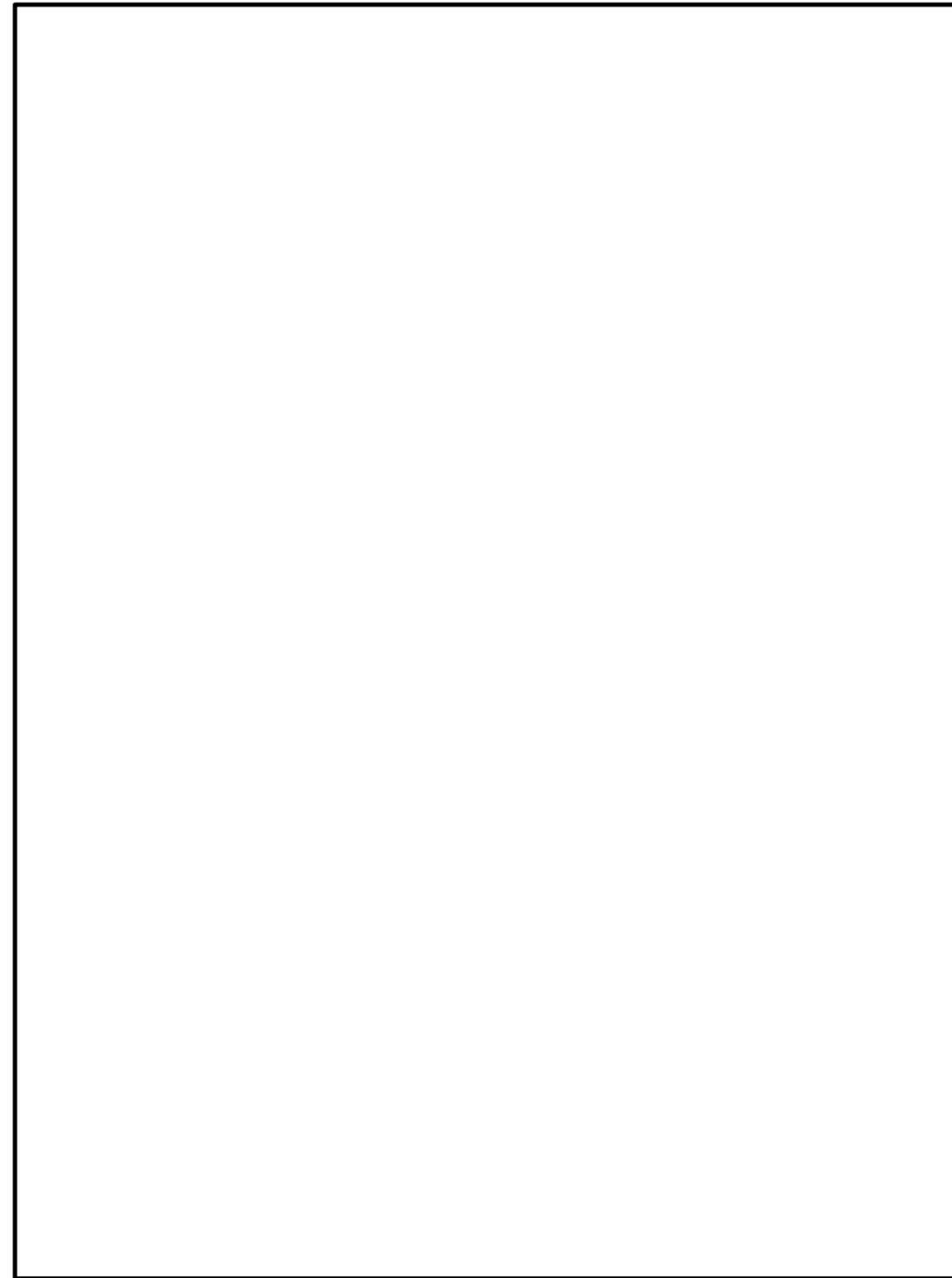


図1 配置図 (原子炉建物1階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
他1-3 試験及び検査	他 1-3 試験及び検査	

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または機度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術	
原子炉圧力容器 (クラス1機器)	クラス1機器 1式 (原子炉圧力容器)	1	非破壊試験	10Y	クラス1機器共用期間中検査	定検停止中 IS1プログラムによる。	
			漏えい試験	1C	クラス1機器共用期間中検査	定検停止中 IS1プログラムによる。	
クラス2機器	クラス2機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス2機器共用期間中検査	定検停止中 IS1プログラムによる。	
			漏えい試験	10Y	クラス2機器共用期間中検査	定検停止中 IS1プログラムによる。	
クラス3機器	クラス3機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス3機器共用期間中検査	定検停止中 IS1プログラムによる。	
			漏えい試験	10Y	クラス3機器共用期間中検査	定検停止中 IS1プログラムによる。	
クラスM/C容器	クラスM/C容器 1式 (原子炉格納容器貫通部)	A	非破壊試験	10Y	クラスM/C容器共用期間中検査	定検停止中 IS1プログラムによる。	
総合負荷性能	蒸気タービン本体及びその附属設備並びに発電用原子炉及びその附属設備 1式 (補助ボイラー及び非常用予備発電装置を除く)	A	総合性能試験	1C	総合負荷性能検査	定検稼働後	
炉心	燃料集合体 872体	A	外観点検	1C	燃料集合体炉内配置検査	定検停止中	
	燃料集合体 1式 (872体のうち再装束する燃料)	A	外観点検	1C	燃料集合体外観検査	定検停止中 燃料タイプ毎に2体	
	チャンネルボックス	A	点検	燃焼度による	—	定検停止中	
	原子炉本体のうち炉心	A	特性試験	1C	原子炉停止余裕検査	定検停止中	
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器主タンクシールド蓋 1式	1	開放点検	13M	—	定検停止中	
炉内機器類	炉内機器類 1式	A	外観点検	10Y	炉内機器類検査(その1)	定検停止中 IS1プログラムによる。	
			外観点検	機枠規格による	炉内機器類検査(その2)	定検停止中 IS1プログラムによる。	
主蒸気透かし安全弁	主蒸気透かし安全弁 18台 B21-F001A~U (I, O, Q除く)	1	機能・性能試験	1C	主蒸気透かし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中	
			機能・性能試験	1C	安全弁検査(その2)	定検停止中	
			漏えい試験	1C	主蒸気透かし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中	
			機能・性能試験	1C	主蒸気透かし安全弁・透かし弁機能検査	定検停止中	
			分解点検	13M	主蒸気透かし安全弁分解検査	定検停止中	
圧力スイッチ	圧力スイッチ 18台	1	特性試験	13M	主蒸気透かし安全弁・透かし弁機能検査	定検停止中	
主蒸気透かし安全弁選り分機能用アクチュエータ	18台 B21-F004A~U (I, O, Q除く)	A	外観点検	1C	—	定検停止中	
			機能・性能試験	1C	自動減圧機能検査	定検停止中	
自動減圧系	主蒸気透かし安全弁 8台 (主蒸気透かし安全弁18台中自動減圧機能を有する8台) 主蒸気透かし安全弁自動減圧機能用アクチュエータ 8台 B21-A003A, C, F, H, L, N, R, T	A	外観点検	1C	—	定検停止中	
			機能・性能試験	1C	自動減圧機能検査	定検停止中	
主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁 8台	A	機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中	
			漏えい試験	1C	主蒸気隔離弁漏えい率検査	定検停止中	
	内側主蒸気隔離弁 B21-F002A	1	A	分解点検	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				漏えい点検 (グラウンド部点検)	13M	—	定検停止中
	内側主蒸気隔離弁 B21-F002B	1	A	分解点検	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				漏えい点検 (グラウンド部点検)	13M	—	定検停止中
	内側主蒸気隔離弁 B21-F002C	1	A	分解点検	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				漏えい点検 (グラウンド部点検)	13M	—	定検停止中
	内側主蒸気隔離弁 B21-F002D	1	A	分解点検	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				漏えい点検 (グラウンド部点検)	13M	—	定検停止中
	外側主蒸気隔離弁 B21-F003A	1	A	分解点検	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				漏えい点検 (グラウンド部点検)	13M	—	定検停止中
	外側主蒸気隔離弁 B21-F003B	1	A	分解点検	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				漏えい点検 (グラウンド部点検)	13M	—	定検停止中
外側主蒸気隔離弁 B21-F003C	1	A	分解点検	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中	
			漏えい点検 (グラウンド部点検)	13M	—	定検停止中	

島根原子力発電所2号機 点検計画

系統/機器	大分類	点検項目	保全方式	周期	単位	定事検テキスト
原子炉圧力容器	原子炉	開放点検	TBM:定検	13	M	—
	圧力容器	漏えい試験	TBM:定検	1	C	—
		【定】漏えい検査	TBM:定検	1	C	クラス1機器共用期間中検査(漏洩)

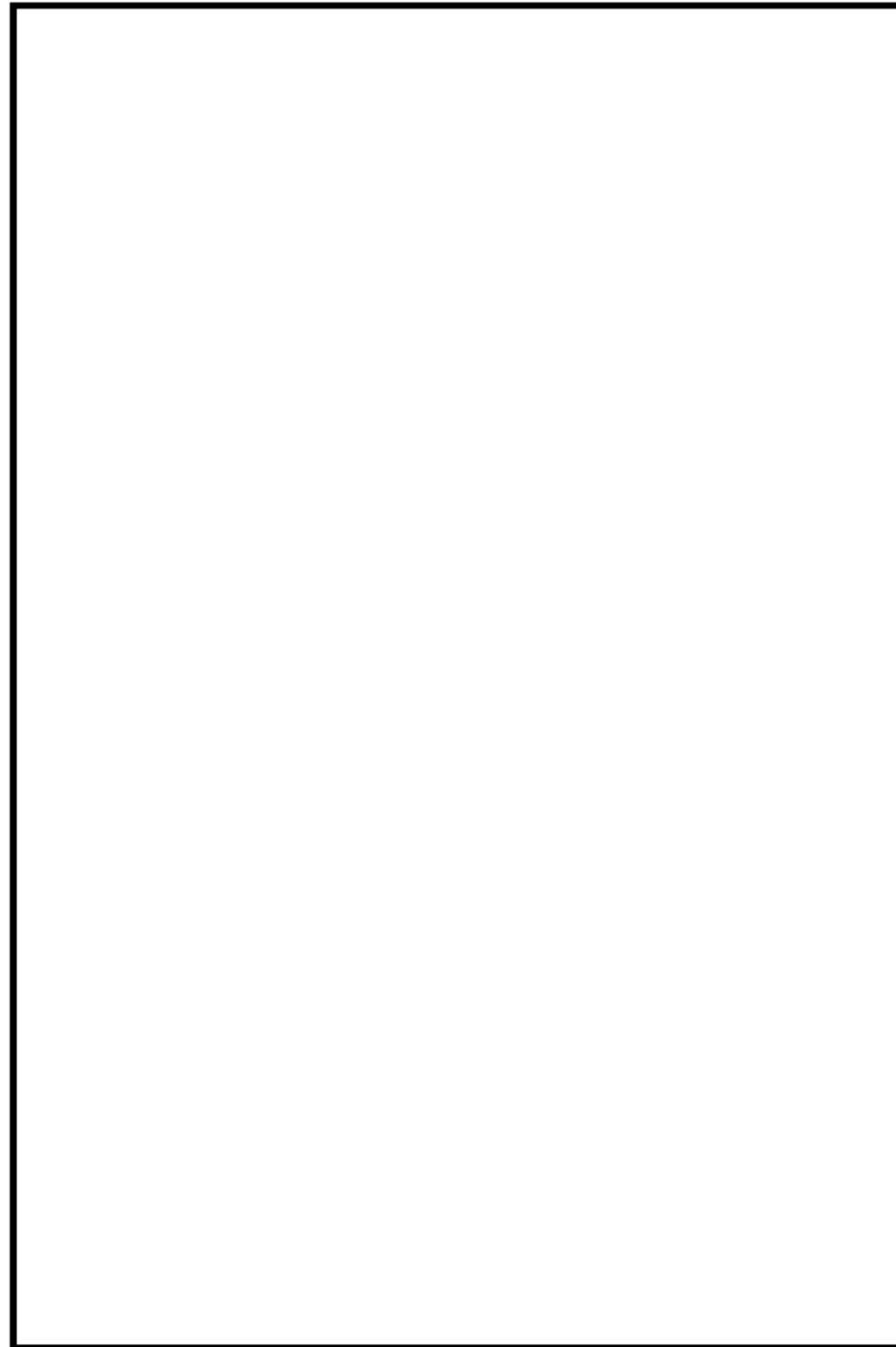


図1 原子炉压力容器 構造図 (6 号炉)

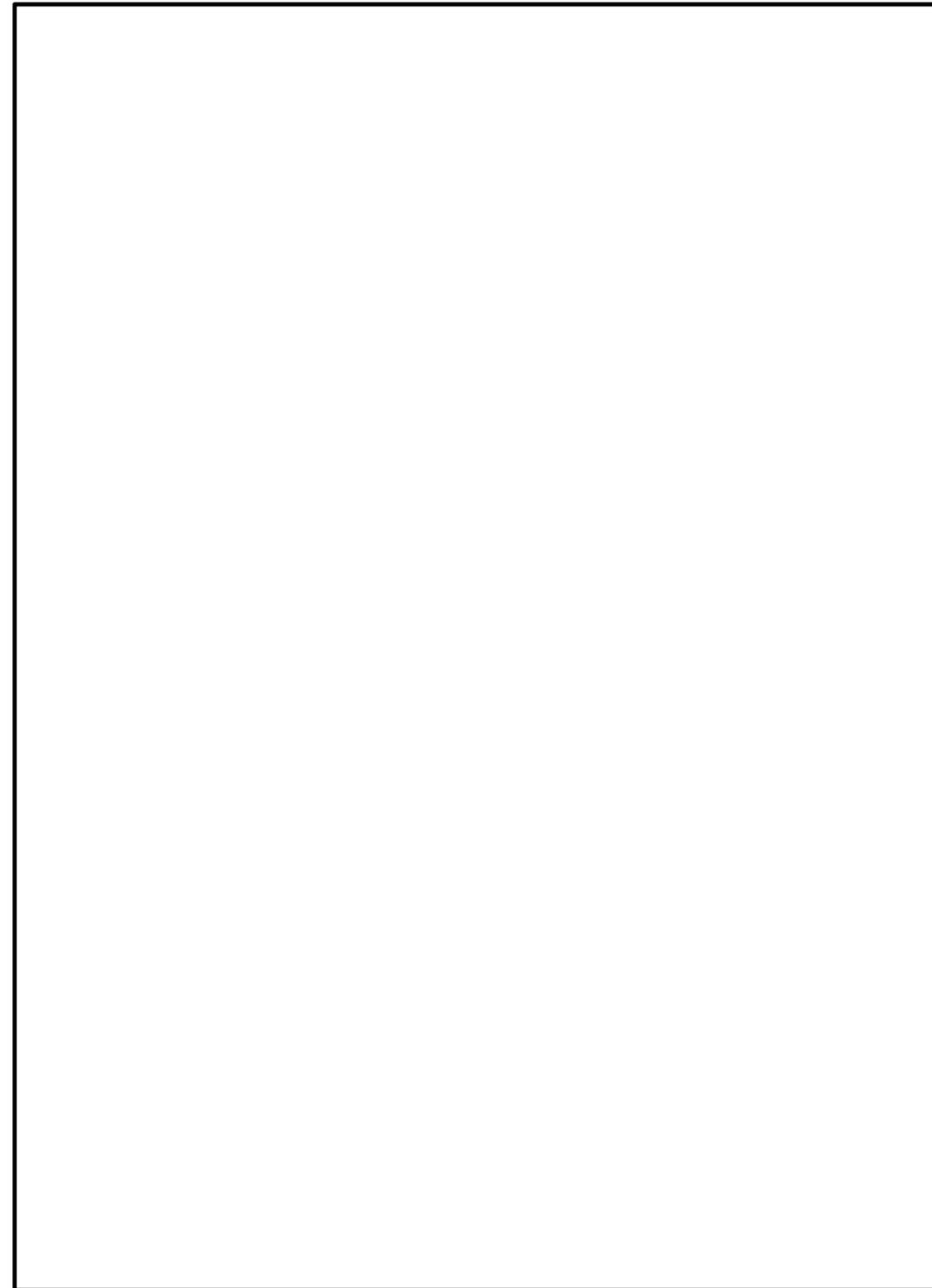


図1 原子炉压力容器 構造図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または編成	検査名	備考 ()内は適用する設備更新技術
原子炉冷却炉ポンプ (クラス1機器)	クラス1機器 1式(原子炉圧力容器)	A	非破壊試験	10Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	1C	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラス2機器	クラス2機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラス3機器	クラス3機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラスM/C容器	クラスM/C容器 1式 (原子炉熱納留器、原子炉熱納留器連動器)	A	非破壊試験	10Y	クラスM/C容器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			総合負荷性能	1C	総合負荷性能検査	定検停止中
炉心	燃料集合体 B72体 燃料集合体 1式 (B72体のうち再燃費する燃料) チャンネルボックス 原子炉本体の炉心	A	外観点検	1C	燃料集合体炉心配管検査	定検停止中
			外観点検	1C	燃料集合体不燃検査	定検停止中 燃料タイプ毎に2体
			点検	燃焼後による	燃焼後による	定検停止中
			特性試験	1C	原子炉停止弁新検査	定検停止中
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器フランジシール面 1式	A	漏れ点検	1C		定検停止中
炉内構造物	炉内構造物 1式	A	外観点検	10Y	炉内構造物検査(その1)	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏れ点検	燃焼後による	炉内構造物検査(その2)	定検停止中 1S1プログラムによる。
主蒸気過熱安全弁	主蒸気過熱安全弁 18台 B21-F001A~U(1, O, Q除く)	1	機能・性能試験	1C	主蒸気過熱安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	安全弁検査(その1)	定検停止中
			漏えい試験	1C	主蒸気過熱安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	主蒸気過熱安全弁・過熱弁機能検査	定検停止中
			分解点検	1.3M	主蒸気過熱安全弁分解検査	定検停止中
			圧力スイッチ	18台	1	特性試験
自動減圧弁	主蒸気過熱安全弁 8台(主蒸気過熱安全弁18台中自動減圧機能を有する8台) 主蒸気過熱安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 8台 B21-A003A, C, F, H, L, N, R, T	A	機能・性能試験	1C	自動減圧弁機能検査	定検停止中
			外観点検	1C		定検停止中
主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁 8台	A	機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
			漏えい試験	1C	主蒸気隔離弁漏えい検査	定検停止中
	内側主蒸気隔離弁 B21-F002A	1	分解点検	5.2M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				検査点検 (グラウンド部点検)	1.3M	
	内側主蒸気隔離弁 B21-F002B	1	分解点検	5.2M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				検査点検 (グラウンド部点検)	1.3M	
	内側主蒸気隔離弁 B21-F002C	1	分解点検	5.2M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				検査点検 (グラウンド部点検)	1.3M	
	内側主蒸気隔離弁 B21-F002D	1	分解点検	5.2M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				検査点検 (グラウンド部点検)	1.3M	
	内側主蒸気隔離弁 B21-F003A	1	分解点検	5.2M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				検査点検 (グラウンド部点検)	1.3M	
	内側主蒸気隔離弁 B21-F003B	1	分解点検	5.2M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				検査点検 (グラウンド部点検)	1.3M	
	内側主蒸気隔離弁 B21-F003C	1	分解点検	5.2M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
				検査点検 (グラウンド部点検)	1.3M	
内側主蒸気隔離弁 B21-F003D	1	分解点検	5.2M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中	
			検査点検 (グラウンド部点検)	1.3M		定検停止中
主蒸気隔離弁用アキュムレータ 8台	A	外観点検	1C		定検停止中	

・資料構成の相違
島根2号炉は2ページ前に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

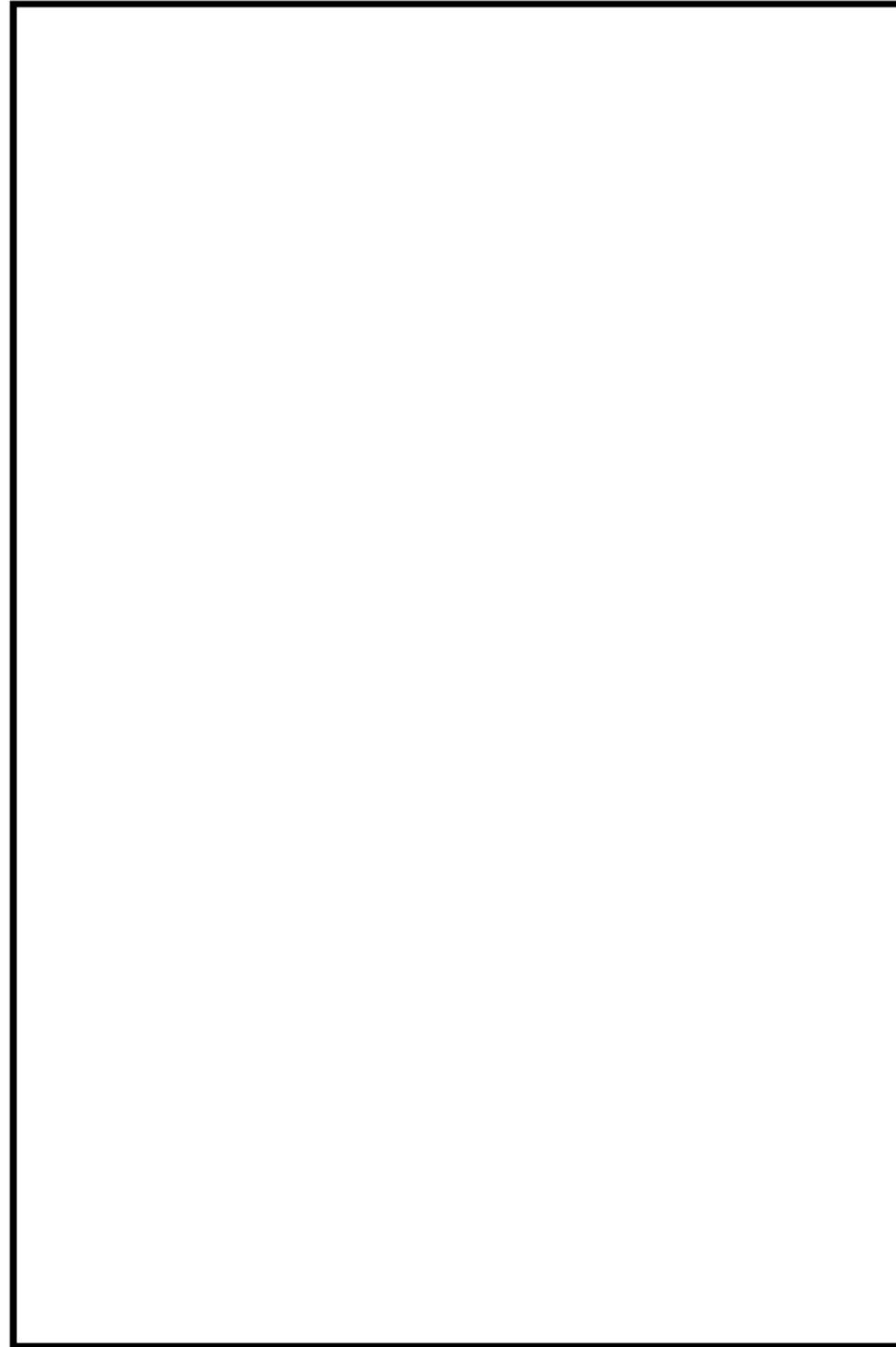


図2 原子炉压力容器 構造図 (7 号炉)

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

まとめ資料比較表〔原子炉格納容器〕

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">原子炉格納容器</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>他2-1 SA 設備基準適合性 一覧表 他2-2 配置図 他2-3 試験及び検査</p>	<p style="text-align: center;">原子炉格納容器</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>他 2-1 SA 設備基準適合性 一覧表 他 2-2 配置図 他 2-3 試験及び検査</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="557 703 884 787">他2-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p>	<p data-bbox="1685 703 2012 787">他 2-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉
SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

・設備の相違

		原子炉格納容器	類型化区分	
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候 / 放射線	二次格納施設内	A
		荷重	(有効に機能を発揮する)	-
		海水	淡水だけでなく海水も使用	II
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-
		関連資料	-	-
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外
		関連資料	-	-
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M
		関連資料	-	-
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b
		関連資料	-	-
	第5号	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
その他(飛散物)		対象外	対象外	
関連資料		-	-	
第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
	関連資料	-	-	
第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
		関連資料	-	-
	第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
		関連資料	-	-
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(同一機能の設備なし)
サポート系故障防止		サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
関連資料	-	-	-	

		原子炉格納容器	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候 / 放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			関連資料	配置図	-
			第2号	操作性	操作不要
	関連資料	-		-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	試験及び検査	-	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	-	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	-	-
	第6号	設置場所	対象外(操作不要)	対象外	
		関連資料	-	-	
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	-	-
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	-	-
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備 - 対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)
	サポート系要因			対象外 (サポート系なし)	-
	関連資料	-	-	-	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="667 661 756 735">他2-2 配置図</p>	<p data-bbox="1810 661 1899 735">他 2-2 配置図</p>	

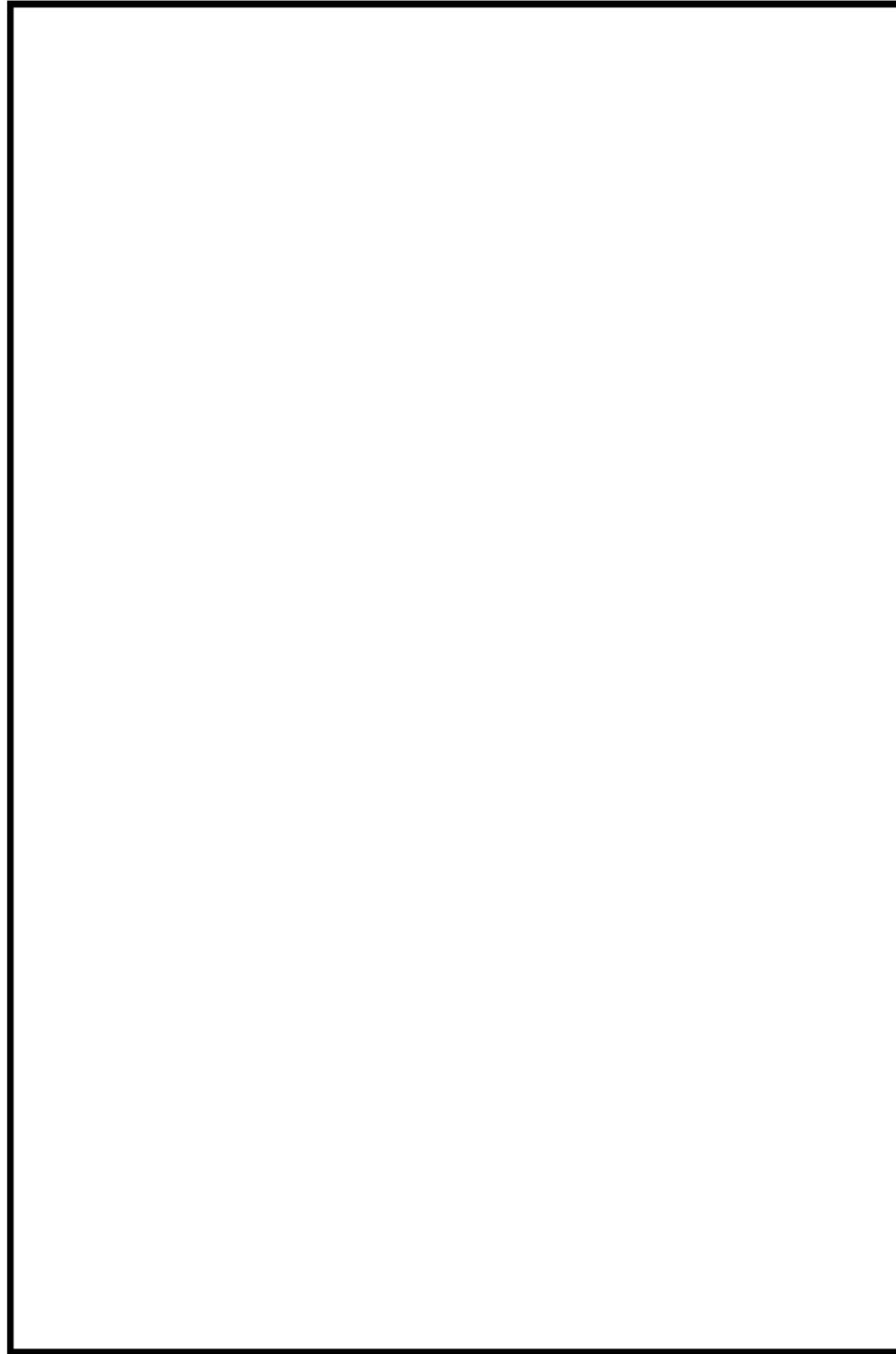


図1 配置図 (6号及び7号炉 原子炉建屋地上1階)

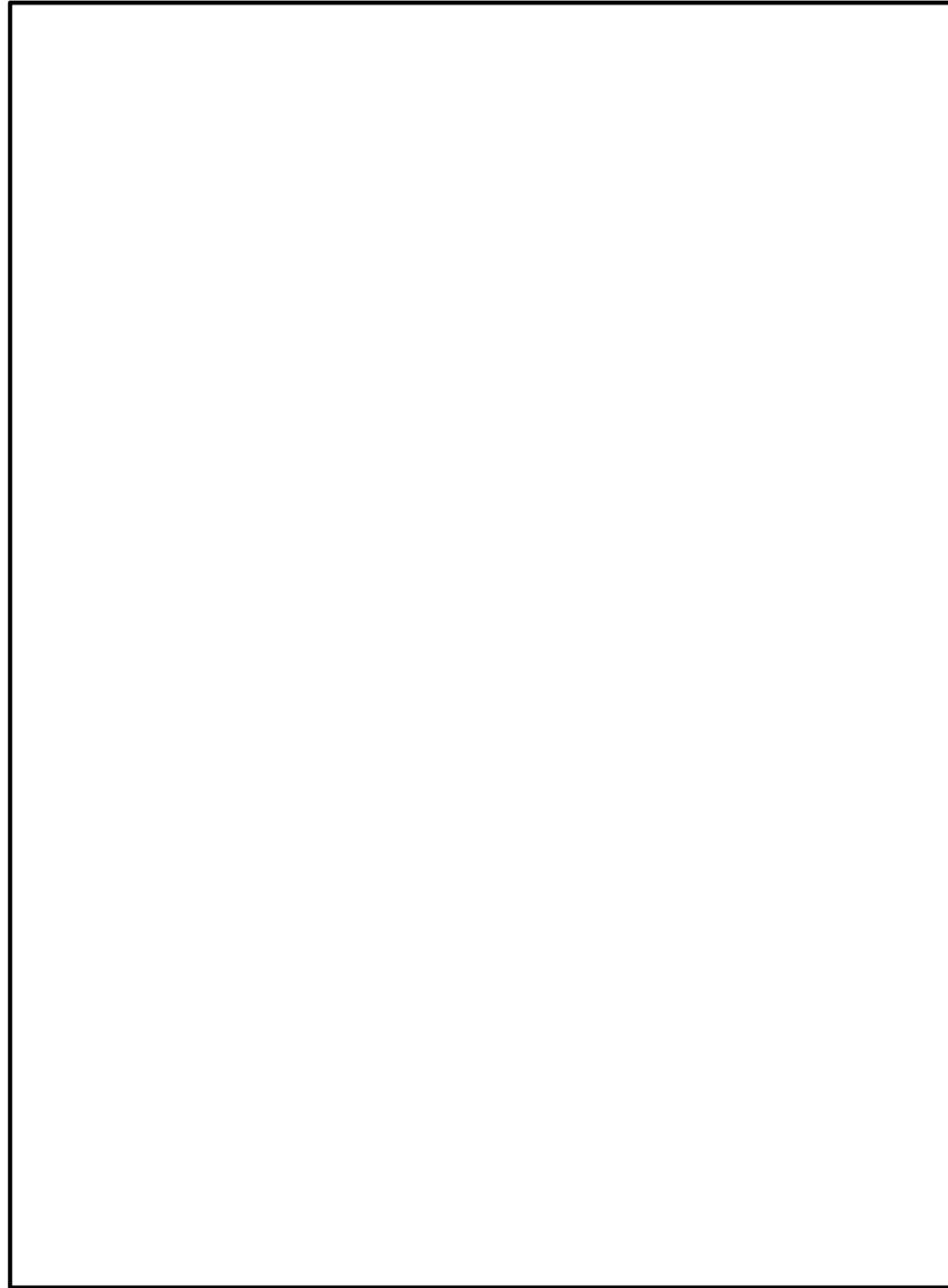


図1 配置図 (原子炉建物地下1階)

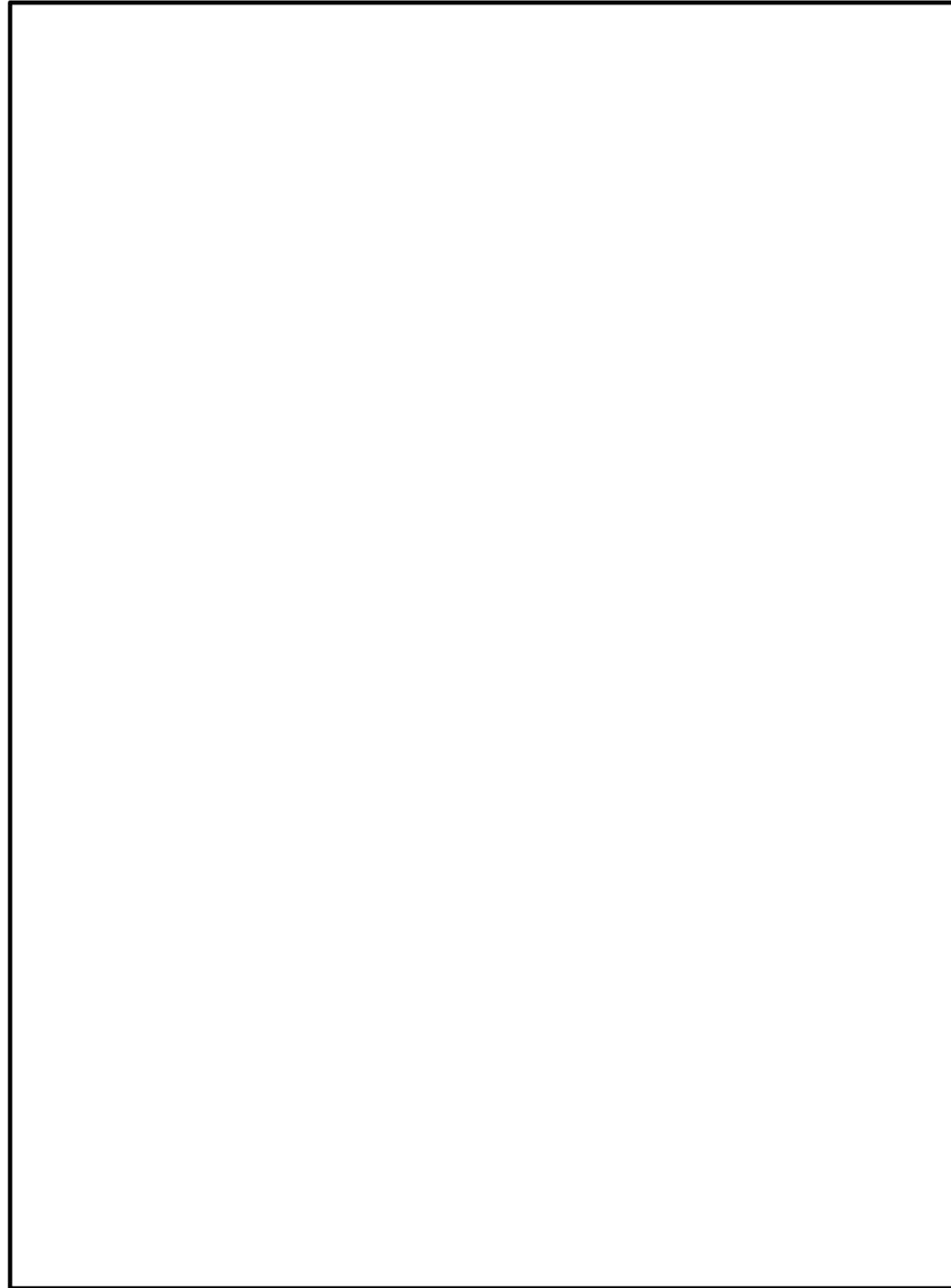


図2 配置図 (原子炉建物1階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
他2-3 試験及び検査	他 2-3 試験及び検査	

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数 (機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 () 内は適用する設備診断技術	
濃縮液ポンプ (B)	濃縮液ポンプ (B)	3	分解点検	8.3M中	—	休止設備 中継月管理	
	濃縮液ポンプ電動機 (A)	3	分解点検	8.3M中	—	中継月管理	
	濃縮液ポンプ電動機 (B)	3	分解点検	8.3M中	—	休止設備 中継月管理	
	濃縮液タンク (A)	濃縮液タンク (A)	3	開放点検	3.11M中	—	中継液抜き取り後本格点検実施 中継月管理
		非破壊試験		B	—	—	—
	濃縮液タンク (B)	濃縮液タンク (B)	3	開放点検	3.11M中	—	休止設備 中継月管理
非破壊試験			B	—	—	—	
原子炉格納容器	原子炉格納容器 (A種試験) 1式	1	漏えい試験	1C	原子炉格納容器漏えい率検査	定検停止中	
	原子炉格納容器	1	開放点検	1.3M	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁	隔離弁 23台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
不活性ガス系	2.4台	A	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
原子炉冷却材浄化系	4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
可燃性ガス濃度制御系	8台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
廃棄物処理系	4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
試料採取系	4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
復水補給水系	2台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
移動式中心内計装系	4台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
サブレーションプール浄化系	3台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
サグランド部漏えい処理系	1台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
格納容器内雰囲気モニタ系	4台	A	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
原子炉補機冷却系	6台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
機空調補機用冷却水系	3台	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中	
主蒸気管ドレン系	2台	1	機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中	
伊水サンプル系	2台	1	機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 B21-F051 A	1	分解点検	1.30M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 B21-F051 B	1	分解点検	1.30M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 B21-F052 A	1	分解点検	1.30M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 B21-F052 B	1	分解点検	1.30M	—	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 C41-F007	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 C41-F008	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 G31-F002	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 G31-F003	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 G31-F017	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 G31-F018	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 K11-F003	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 K11-F004	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 K11-F103	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 K11-F104	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 T31-F002	1	分解点検	0.5M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 T31-F003	1	分解点検	0.5M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 T31-F010	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 T31-F011	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 T31-F012	1	分解点検	1.30M	—	—	定検停止中	

島根原子力発電所2号機 点検計画

系統/機器	大分類	点検項目	保全方式	周期	単位	定事検テキスト
原子炉格納容器	PCV	外観点検②-1	TBM:定検	1	C	—
		外観点検②-3	TBM:定検	1	C	—
		漏えい試験①-1	TBM:定検	1	C	—
		漏えい試験①-2	TBM:定検	1	C	—
		外観点検①-1	TBM:定検	10	C	—
		外観点検①-2	TBM:定検	10	C	—
		漏えい試験①-3	TBM:定検	1	C	—
		外観点検②-2	TBM:定検	1	C	—
		開放点検	TBM:定検	13	M	—
		【定】漏えい検査	TBM:定検	1	C	原子炉格納容器漏えい率検査

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

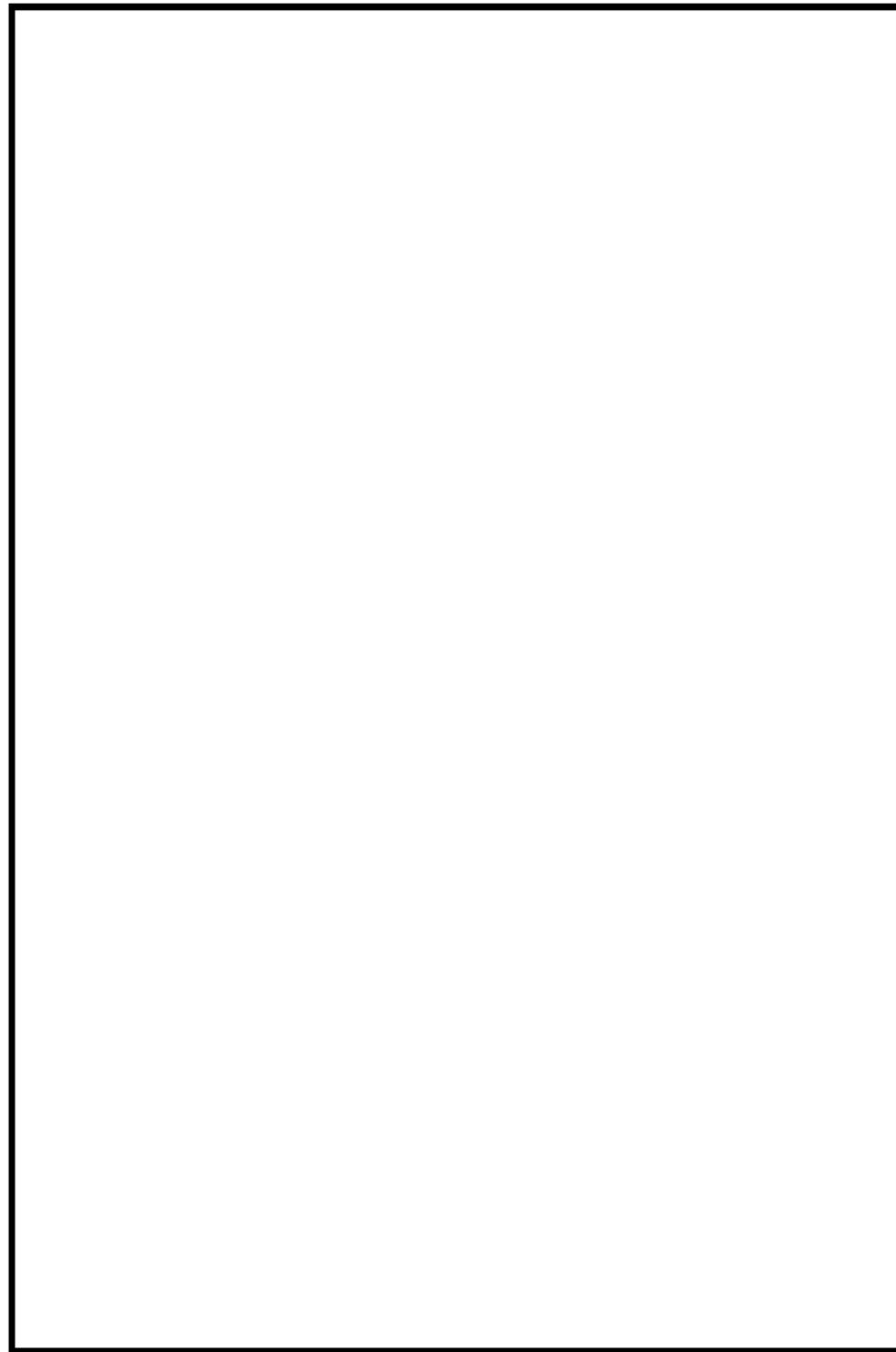


図1 原子炉格納容器 構造図 (6号炉)

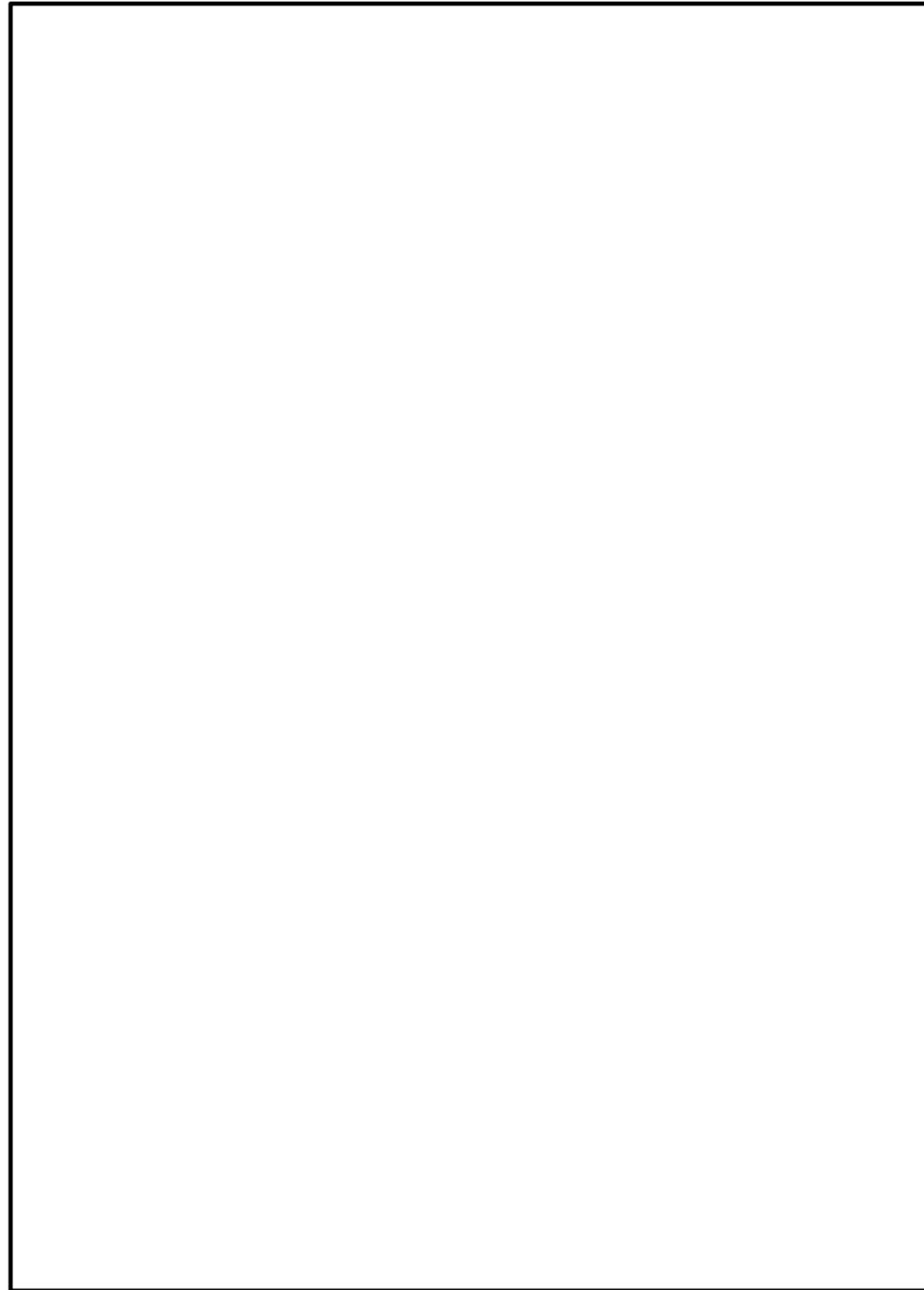


図1 原子炉格納容器 構造図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

・設備の相違

機器又は系統名	実施数(機数)	安全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または種別	検査日	備考 () 内は適用する設備の新技術	
C/D定流量移送ポンプ (B)	3	3	分解点検	8.3M時	—	点検月管理	
			調整点検 (センタリング) (標準品交換)	4.7M時	—	点検月管理	
	C/D定流量移送ポンプ (A) 電動機	3	3	分解点検	8.3M時	—	点検月管理
				調整点検	—	—	点検月管理
	C/D定流量移送ポンプ (B) 電動機	3	3	分解点検	8.3M時	—	点検月管理
				調整点検	—	—	点検月管理
	C/D定流量受タンク	3	3	調整点検	13.1M時	—	点検月管理
				点検試験	B	異常現象発生時点検	
	C/U定流量移送ポンプ (A)	3	3	分解点検	8.3M時	—	点検月管理
				調整点検 (センタリング) (標準品交換)	4.7M時	—	点検月管理
	C/U定流量移送ポンプ (B)	3	3	分解点検	8.3M時	—	点検月管理
				調整点検 (センタリング) (標準品交換)	4.7M時	—	点検月管理
C/U定流量移送ポンプ (A) 電動機	3	3	分解点検	8.3M時	—	点検月管理	
			調整点検	—	—	点検月管理	
C/U定流量移送ポンプ (B) 電動機	3	3	分解点検	8.3M時	—	点検月管理	
			調整点検	—	—	点検月管理	
C/U定流量受タンク	3	3	調整点検	13.1M時	—	点検月管理	
			点検試験	B	異常現象発生時点検		
原子炉格納容器	1	1	漏えい試験	1C	原子炉格納容器漏えい検査	定検停止中	
			外観点検	1.3M	—	定検停止中	
原子炉格納容器	1	1	調整・点検	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
不活性ガス系 1.6台	1	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器系 4台	1	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
可溶性ガス濃度制御系 8台	1	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
産業物処理系 4台	1	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
材料採取系 8台	1	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
復水供給系 2台	1	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
移動式炉心内貯蔵系 4台	1	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
漏えい検出系 4台	1	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
サブレンジンポンプ浄化系 2台	1	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
サブタンク貯蔵・処理系	1	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
格納容器内空気モード系 4台	2	2	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器系 9台	1	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
換気空調機器用冷却水系 3台	1	1	機能・性能試験	1C	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
主蒸気管ドレン系 2台	1	1	機能・性能試験	1C	主蒸気管系調整点検	定検停止中	
伊水タンク系 2台	1	1	機能・性能試験	1C	主蒸気管系調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 B21-F051A	1	1	分解点検	13.0M	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 B21-F051B	1	1	分解点検	13.0M	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 B21-F052A	1	1	分解点検	13.0M	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 B21-F052B	1	1	分解点検	13.0M	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 C41-F007	1	1	分解点検	13.0M	—	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 C41-F008	1	1	分解点検	13.0M	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 G31-F002	1	1	分解点検	13.0M	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 G31-F003	1	1	分解点検	13.0M	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 G31-F017	1	1	分解点検	13.0M	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 G31-F018	1	1	分解点検	13.0M	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 K11-F003	1	1	分解点検	13.0M	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 K11-F004	1	1	分解点検	13.0M	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	
原子炉格納容器隔離弁 K11-F103	1	1	分解点検	13.0M	原子炉格納容器調整点検	定検停止中	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

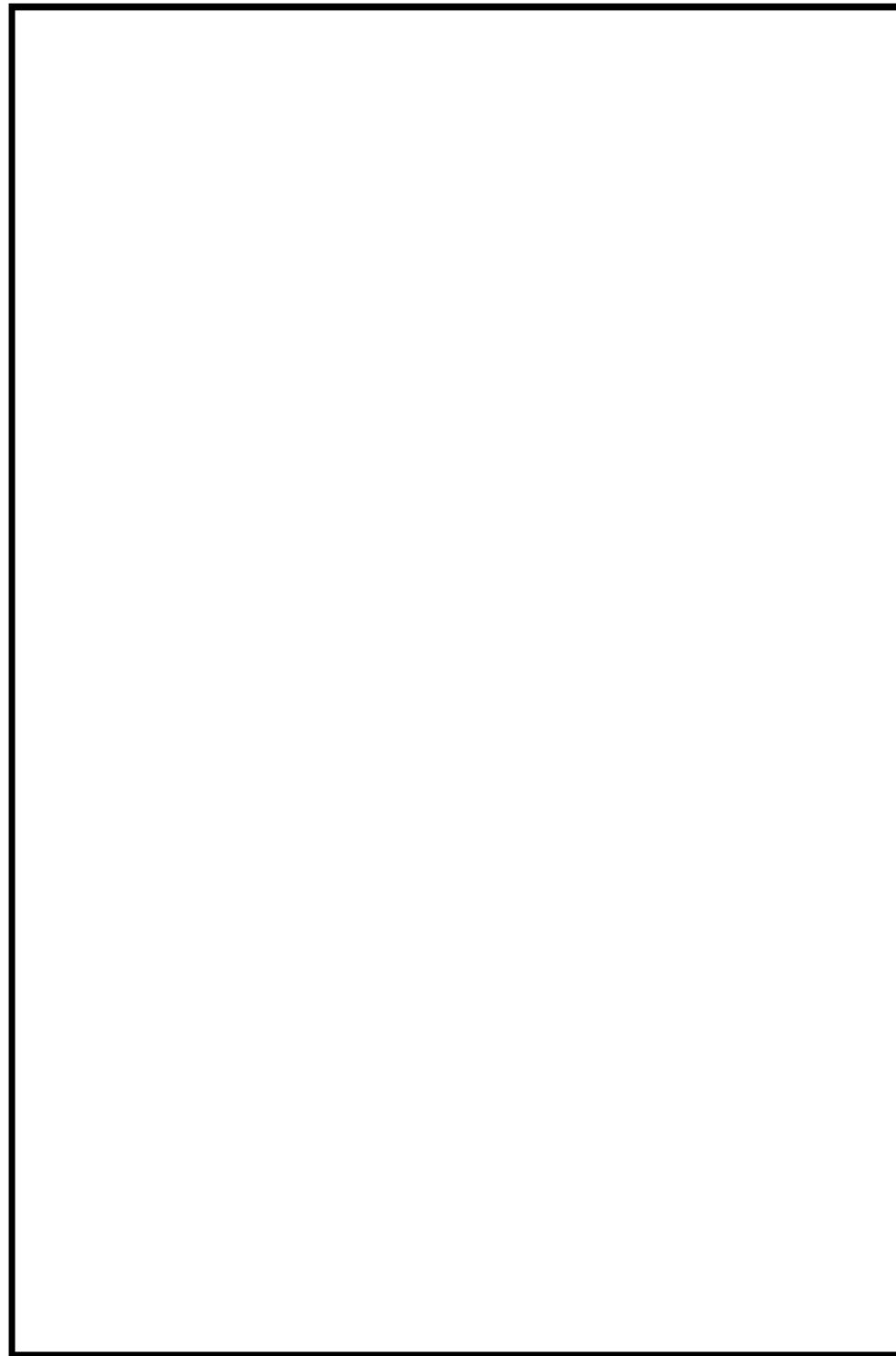


図2 原子炉格納容器 構造図 (7号炉)

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

まとめ資料比較表 [燃料貯蔵設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">燃料貯蔵設備</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>他3-1 SA 設備基準適合性 一覧表 他3-2 配置図 他3-3 試験及び検査</p>	<p style="text-align: center;">燃料貯蔵設備</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>他 3-1 SA 設備基準適合性 一覧表 他 3-2 配置図 他 3-3 試験及び検査</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 style="text-align: center;">他3-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p>	<p style="text-align: center;">他 3-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		使用済燃料プール	類型化区分	
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ H ₂ 以外の天候/放射線	二次格納施設内	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	
		海水	淡水だけでなく海水も使用	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	
		関連資料	-	
		第2号	操作性	(操作不要)
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	
		関連資料	-	
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成
		その他(飛散物)	対象外	
関連資料		-		
第6号	設置場所	(操作不要)		
	関連資料	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	
		関連資料	-	
	第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	
		関連資料	-	
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	
		サポート系故障防止	(サポート系なし)	
関連資料	-			

島根原子力発電所 2号炉
SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		燃料プール	類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建物原子炉棟内設備
			荷重	(有効に機能を発揮する)
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)
			関連資料	配置図
	第2号	操作性	操作不要	
		関連資料	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	
		関連資料	試験及び検査	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	
		関連資料	-	
第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	
		その他(飛散物)	対象外	
		関連資料	-	
第6号	設置場所	対象外(操作不要)		
	関連資料	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	
		関連資料	-	
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	
		関連資料	-	
	第3号	共通要因事故防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)
関連資料	配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="667 661 756 735">他3-2 配置図</p>	<p data-bbox="1810 661 1899 735">他 3-2 配置図</p>	

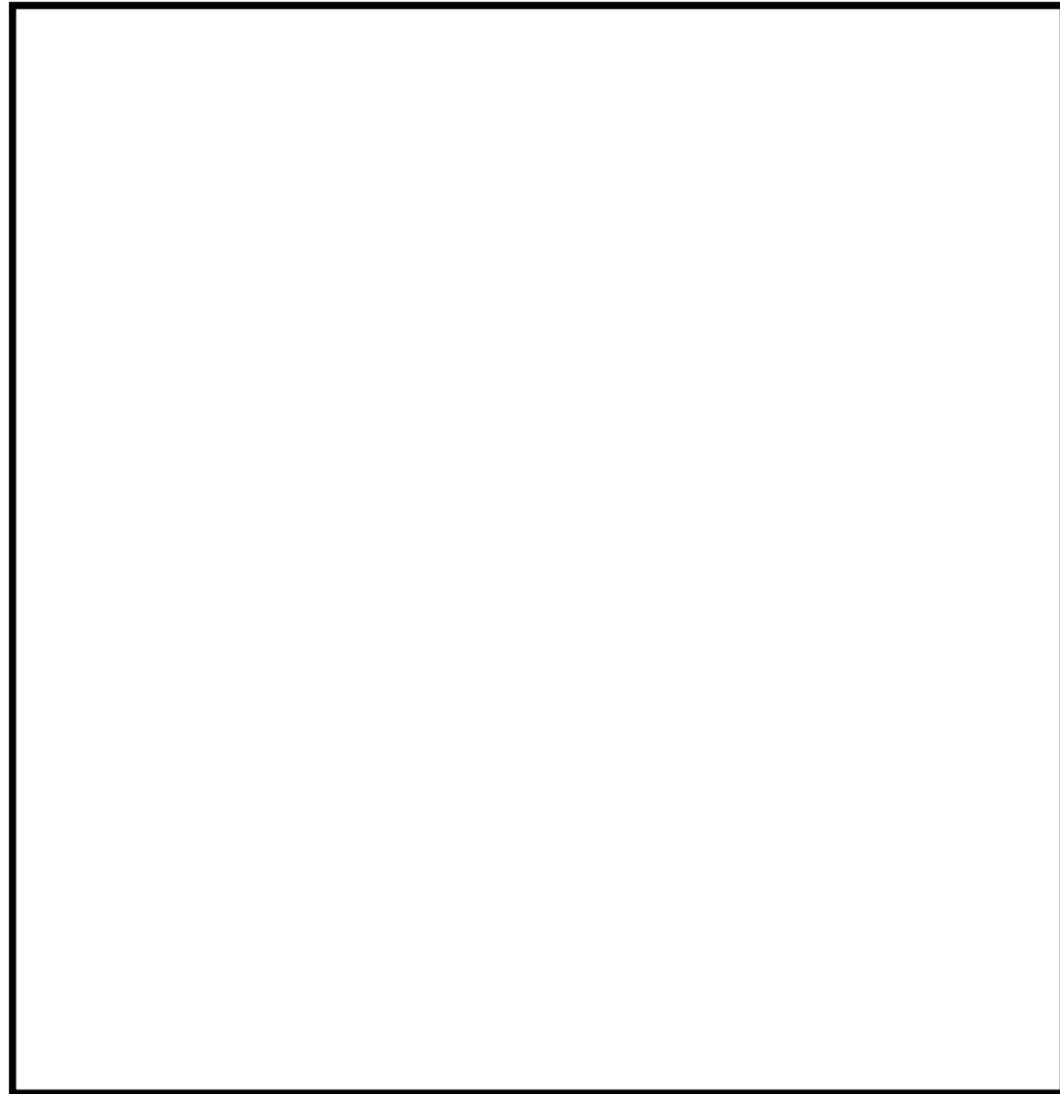


図1 配置図 (6号炉 原子炉建屋地上4階)

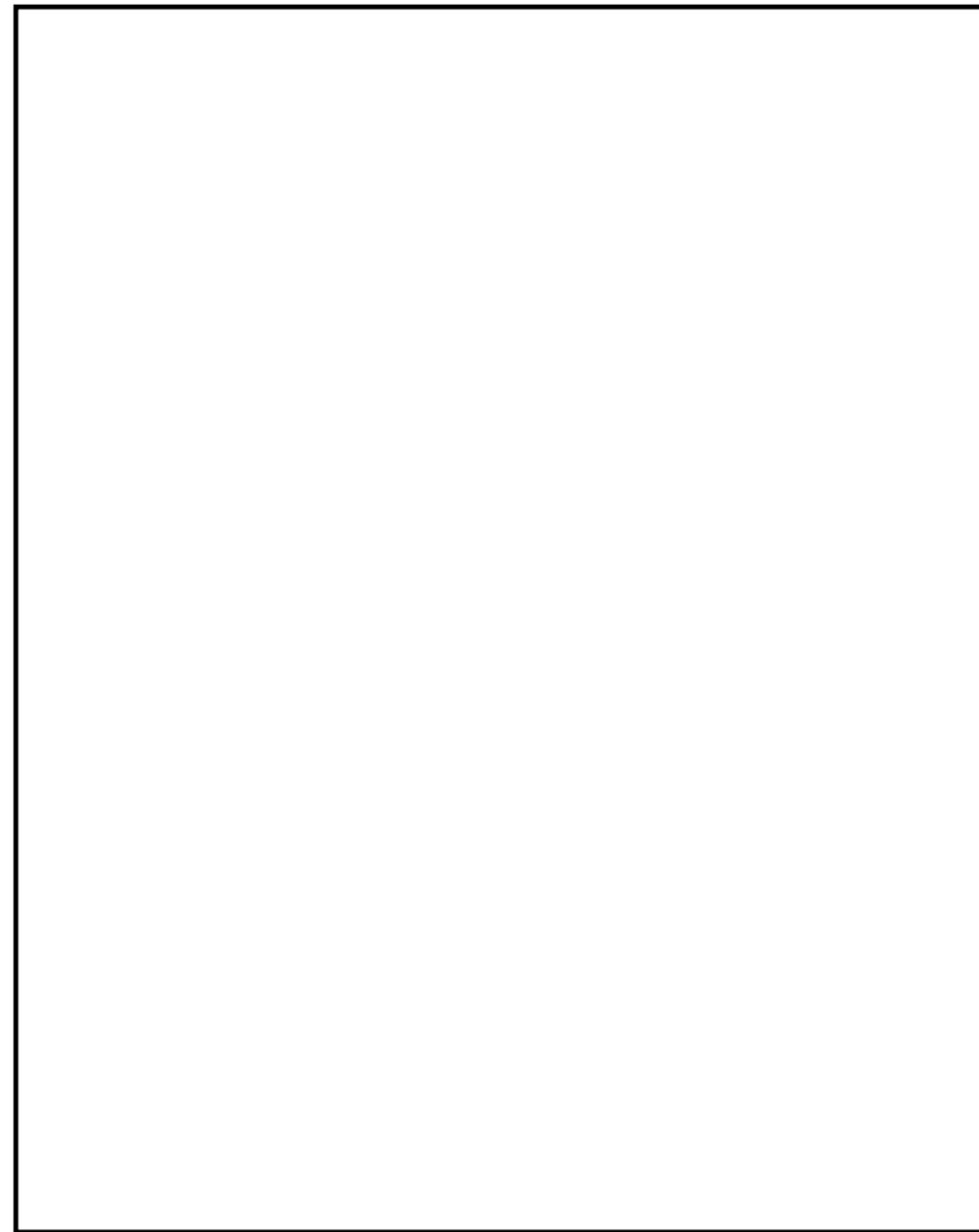


図1 配置図 (原子炉建物4階)

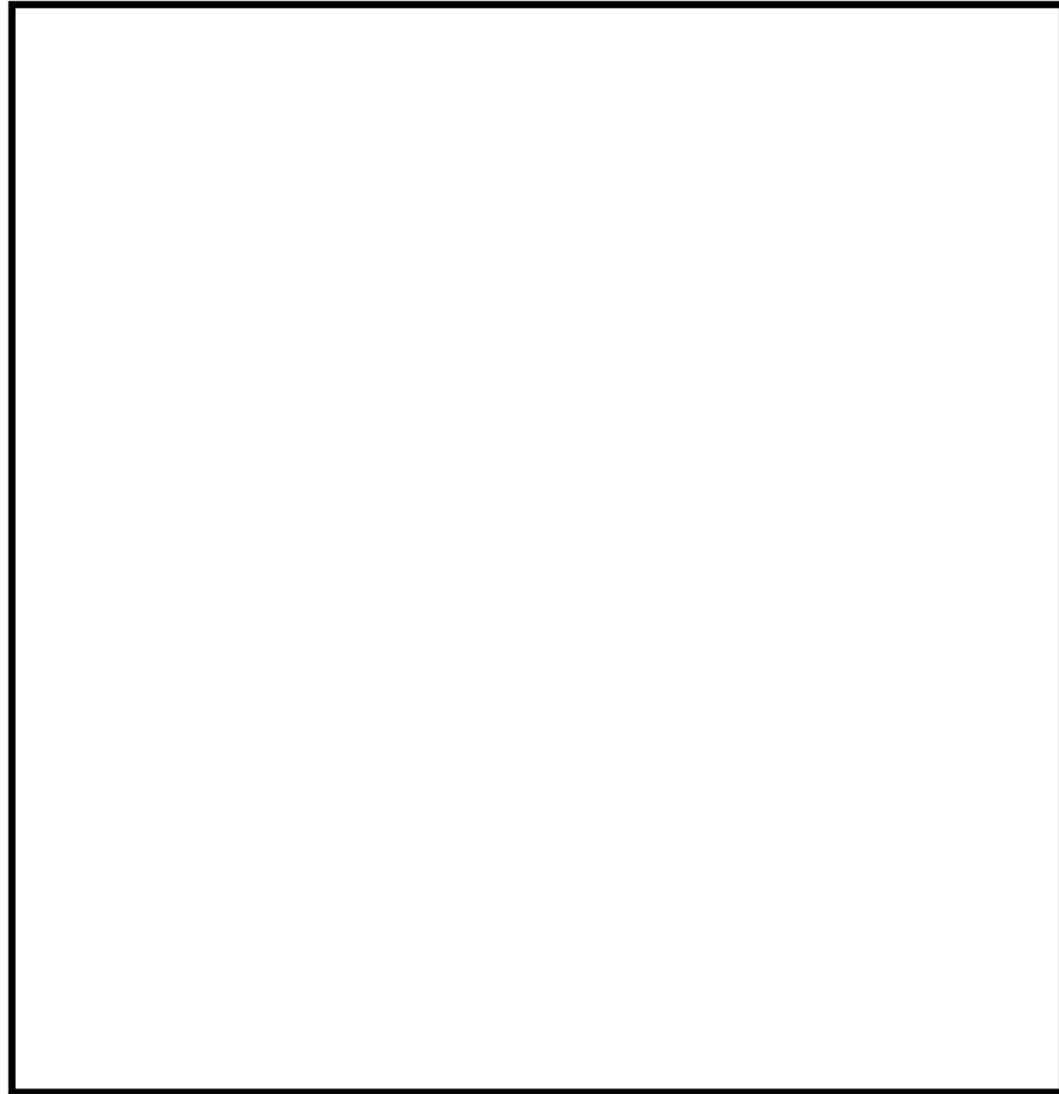


図2 配置図 (7号炉 原子炉建屋地上4階)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
他3-3 試験及び検査	他 3-3 試験及び検査	

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
原子炉冷却系	高压炉心注水系計装輪理回路 1式	A	機能・性能試験	1C	原子炉保護系インターロック機能検査(その5)	定検停止中
	低圧注水系計装輪理回路 1式	A	機能・性能試験	1C	原子炉保護系インターロック機能検査(その5)	定検停止中
	自動減圧系計装輪理回路 1式	A	機能・性能試験	1C	原子炉保護系インターロック機能検査(その6)	定検停止中
主要制御系	再循環流量制御装置 1式	2	機能・性能試験	1C	主要制御系機能検査	定検停止中
	原子炉圧力制御装置 1式	2	機能・性能試験	1.3M	主要制御系機能検査	定検停止中 定検起動後
	原子炉給水制御装置 1式	2	機能・性能試験	1C 又は1.3M	主要制御系機能検査	定検停止中 定検起動後
原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数駆動装置	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数駆動装置 (A~H, J, K) 10台	2	特性試験	1C	—	定検停止中
			特性試験	1C	監視機能健全性確認検査(その4)	定検停止中
			機能・性能試験	1C	—	定検停止中
	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット (A)	1	分解点検 (電動機, 発電機)	5.2M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)
	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット (B)	1	分解点検 (電動機, 発電機)	5.2M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)
計装用圧縮空気系	計装用空気圧縮機 2台	3	分解点検	1.3M	—	定検停止中 (振動診断 2M) (赤外線診断 6M)
	計装用空気圧縮機電動機 (A)	3	分解点検	7.8M	—	定検停止中 (振動診断 2M) (赤外線診断 6M)
	計装用空気圧縮機電動機 (B)	3	分解点検	7.8M	—	定検停止中 (振動診断 2M) (赤外線診断 6M)
	計装用圧縮空気系空気貯槽	C	開放点検	1.0C	—	定検停止中
	計装用圧縮空気系除湿装置除塵器 (A) 2台	C	分解点検	2C	—	定検停止中
	計装用圧縮空気系除湿装置除塵器 (B) 2台	C	分解点検	2C	—	定検停止中
	SAバックアップ弁	3	分解点検	1.3.0M	—	定検停止中
	燃料取扱設備	燃料取扱機	1	機能・性能試験	1C	燃料取扱装置機能検査
燃料取扱機	燃料取扱機	1	機能・性能試験	1C	燃料取扱装置検査	アラリ運転中
			機能・性能試験	1C	燃料取扱装置検査	アラリ運転中
			特性試験	1C	—	アラリ運転中
原子炉建屋天井クレーン	1	機能・性能試験	1Y	原子炉建屋天井クレーン機能検査	アラリ運転中	
原子炉建屋天井クレーン支持構造物 1式	1	外観点検	1Y	原子炉建屋天井クレーン機能検査	アラリ運転中	
燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵ラック 1式	A	外観点検(ラック上部)	1C	—	
	新燃料貯蔵ラック 1式	A	外観点検(ラック上部)	1C	—	
使用済燃料プール	使用済燃料貯蔵プール	1	漏えい試験	1C	—	定検停止中
	原子炉ケル	1	漏えい試験	1C	—	定検停止中
燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系	B	機能・性能試験	1C	燃料プール冷却浄化系機能検査	アラリ運転中
	燃料プール冷却浄化系ポンプ (A)	3	分解点検	7.8M	—	アラリ運転中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	—	アラリ運転中
	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B)	3	分解点検	7.8M	—	アラリ運転中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
			簡易点検 (潤滑油交換)	1.3M	—	アラリ運転中
	燃料プール冷却浄化系ろ過機監視器 (A) 保持ポンプ	3	分解点検	6.5M	—	アラリ運転中 (振動診断 1C)
	燃料プール冷却浄化系ろ過機監視器 (B) 保持ポンプ	3	分解点検	6.5M	—	アラリ運転中 (振動診断 1C)
	燃料プール冷却浄化系ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7.8M	—	アラリ運転中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	7.8M	—	アラリ運転中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A)	3	開放点検	1.9.5M	—	アラリ運転中
			非破壊検査	B	燃料プール冷却浄化系音響検査	アラリ運転中

島根原子力発電所2号機 点検計画

系統/機器	大分類	点検項目	保全方式	周期	単位	定事検テキスト
使用済燃料貯蔵 プール(ライニング)	FPC プールライニング	外観点検	TBM:定検	1	C	—
		漏えい試験	TBM:定検	1	C	—
使用済燃料貯蔵 プール(燃料架台・ 制御棒架台)	FPC プール内設備	外観点検	TBM:定検	1	C	—

・設備の相違

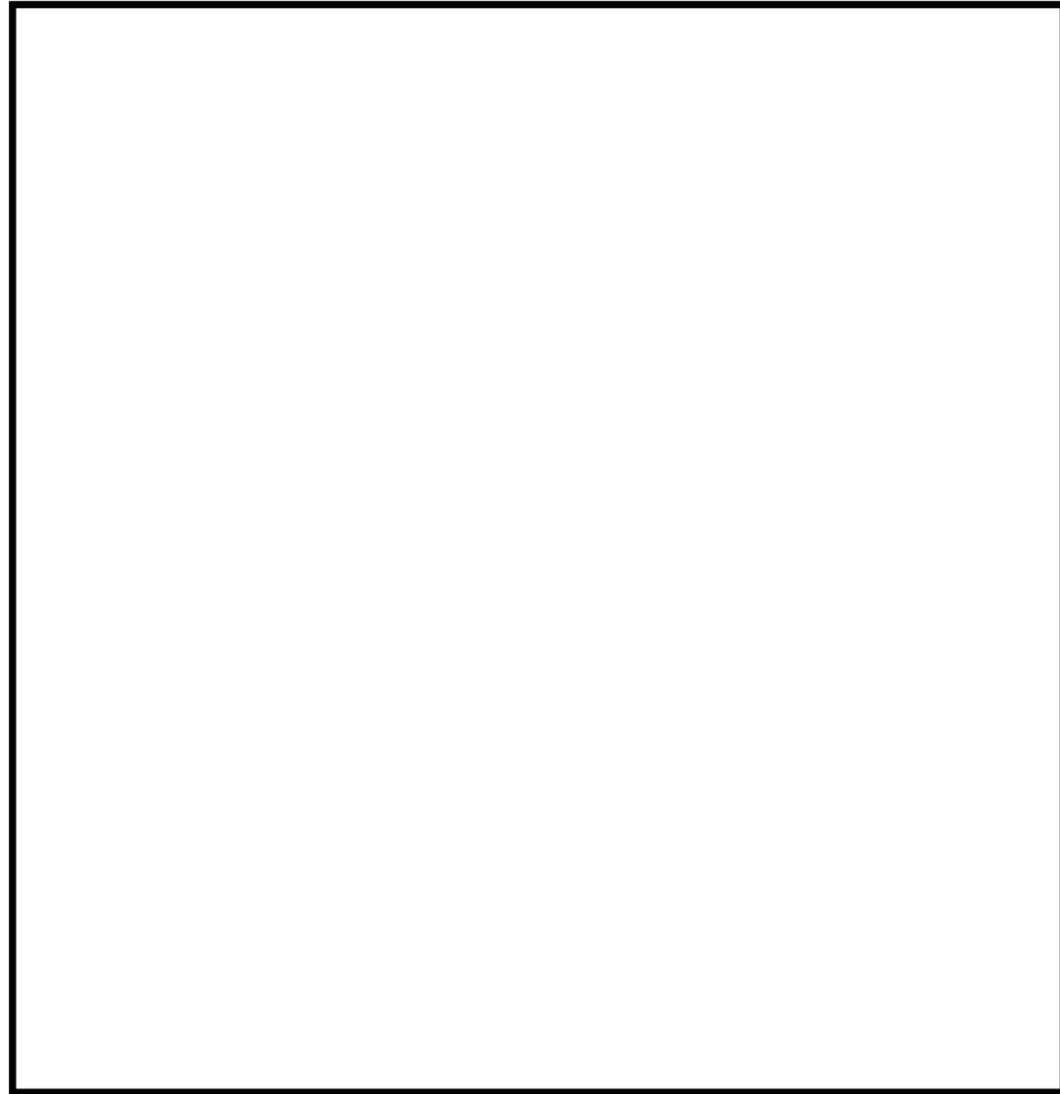


図1 使用済燃料プール 構造図 (6 号炉)

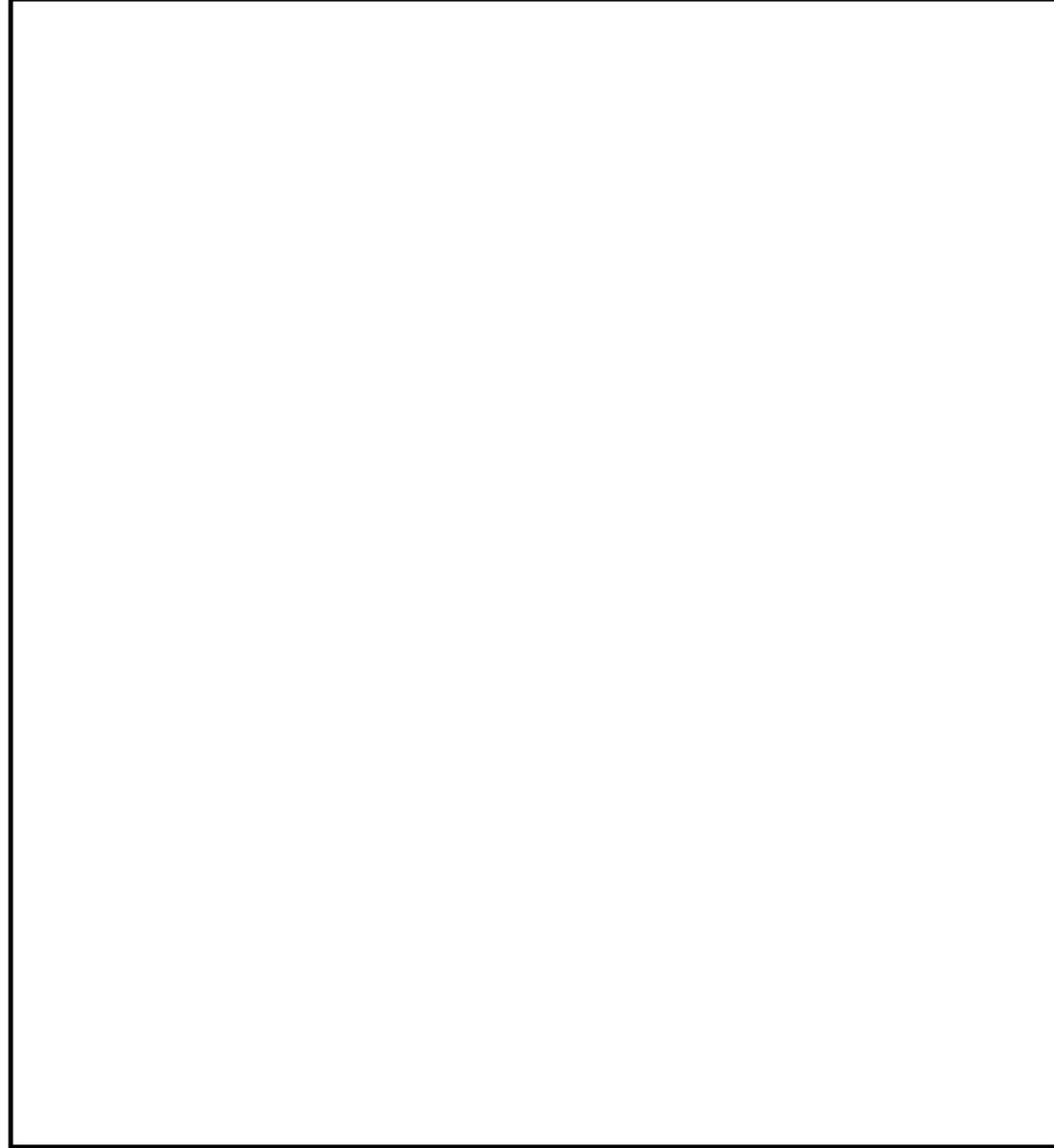


図1 燃料プール 構造図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

・島根2号炉は単独申請

機器又は系統名	実施数(機器名)	安全の重要度	点検及び試験・検査の項目	供電方式または備後	検査名	備考 ()内は適用する設備影響技術
原子炉隔離時冷却系計装監視回路	原子炉隔離時冷却系計装監視回路 1式	A	機能・性能試験	1C	原子炉保護系インターロック機能検査(その4)	定検停止中
	非常用ディーゼル発電機計装監視回路(高圧圧水系) 1式	A	機能・性能試験	1C	原子炉保護系インターロック機能検査(その5)	定検停止中
	非常用ディーゼル発電機計装監視回路(高圧炉心圧水系) 1式	A	機能・性能試験	1C	原子炉保護系インターロック機能検査(その5)	定検停止中
	高圧炉心圧水系計装監視回路 1式	A	機能・性能試験	1C	原子炉保護系インターロック機能検査(その5)	定検停止中
	低圧圧水系計装監視回路 1式	A	機能・性能試験	1C	原子炉保護系インターロック機能検査(その5)	定検停止中
	自動減圧弁計装監視回路 1式	A	機能・性能試験	1C	原子炉保護系インターロック機能検査(その6)	定検停止中
主要制御系	再循環流量制御装置 1式	B	機能・性能試験	1C	主要制御系機能検査	定検停止中
	原子炉圧力制御装置 1式	B	機能・性能試験	1C	主要制御系機能検査	定検停止中 定検取動後
	原子炉給水制御装置 1式	B	機能・性能試験	1C	主要制御系機能検査	定検停止中 定検取動後
原子炉冷却材再循環ポンプ可変周数駆動装置	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周数駆動装置(A~H, J, K) 10台	2	特性試験	1C	--	定検停止中
			機能・性能試験	1C	監視機能健全性確認検査(その4)	定検停止中
			機能・性能試験	1C	--	定検停止中
	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット(A)	1	分解点検(電動機、発電機)	5.2M	--	定検停止中 (駆動影響 1M) (赤外線影響 6M)
原子炉冷却材再循環ポンプMGセット(B)	1	分解点検(電動機、発電機)	5.2M	--	定検停止中 (駆動影響 1M) (赤外線影響 6M)	
計装用圧縮空気系	計装用圧縮空気配管(A)(B) 2台	3	分解点検	1.3M	--	定検停止中 (駆動影響 2M) (赤外線影響 6M)
	計装用圧縮空気配管電動機(A)	3	分解点検	7.8M	--	定検停止中 (駆動影響 2M) (赤外線影響 6M)
	計装用圧縮空気配管電動機(B)	3	分解点検	7.8M	--	定検停止中 (駆動影響 2M) (赤外線影響 6M)
	計装用圧縮空気系空気計器	C	開放点検	1.0C	--	定検停止中
	計装用圧縮空気系配管調整装置(A) 2台	C	分解点検	2C	--	定検停止中
	計装用圧縮空気系配管調整装置(B) 2台	C	分解点検	2C	--	定検停止中
	SAバッキングアップ弁	3	分解点検	1.3.0M	--	定検停止中
燃料取扱装置	燃料取扱機	A	機能・性能試験	1C	燃料取扱装置機能検査	7.5.1運転中
			機能・性能試験	1C	燃料取扱装置検査	7.5.1運転中
			特性試験	1C	--	7.5.1運転中
	原子炉燃料天井クレーン	1	機能・性能確認	1.Y	原子炉燃料天井クレーン機能検査	7.5.1運転中
	原子炉燃料天井クレーン支持構造物 1式	1	片側点検	1.Y	原子炉燃料天井クレーン機能検査	7.5.1運転中
燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵ラック 1式	A	片側点検(ラック上部)	1C	--	
	新燃料貯蔵ラック 1式	A	片側点検(ラック上部)	1C	--	
使用済燃料プール	使用済燃料貯蔵プール	1	片側点検	1C	--	定検停止中
	原子炉ウェル	1	片側点検	1C	--	定検停止中
燃料プールの冷却系	燃料プールの冷却系	B	機能・性能試験	1C	燃料プールの冷却系機能検査	7.5.1運転中
			分解点検	7.8M	--	7.5.1運転中 (駆動影響 1M) (赤外線影響 6M) (機体影響 6M)
	燃料プールの冷却系ポンプ(A)	3	分解点検	7.8M	--	7.5.1運転中 (駆動影響 1M) (赤外線影響 6M) (機体影響 6M)
	燃料プールの冷却系ポンプ(B)	3	分解点検	7.8M	--	7.5.1運転中 (駆動影響 1M) (赤外線影響 6M) (機体影響 6M)
	燃料プールの冷却系ポンプの運転装置(A) 保持ポンプ	3	分解点検	5.2M	--	7.5.1運転中 (駆動影響 10)
	燃料プールの冷却系ポンプの運転装置(B) 保持ポンプ	3	分解点検	5.2M	--	7.5.1運転中 (駆動影響 10)
	燃料プールの冷却系ポンプ(A) 電動機	3	分解点検	7.8M	--	7.5.1運転中 (駆動影響 1M) (赤外線影響 6M)
	燃料プールの冷却系ポンプ(B) 電動機	3	分解点検	7.8M	--	7.5.1運転中 (駆動影響 1M) (赤外線影響 6M)
	燃料プールの冷却系熱交換器(A)	3	開放点検	1.9.5M	--	7.5.1運転中
			片側点検	B	燃料プールの冷却系熱交換器	7.5.1運転中
	燃料プールの冷却系熱交換器(B)	3	開放点検	1.9.5M	--	7.5.1運転中
			片側点検	B	燃料プールの冷却系熱交換器	7.5.1運転中

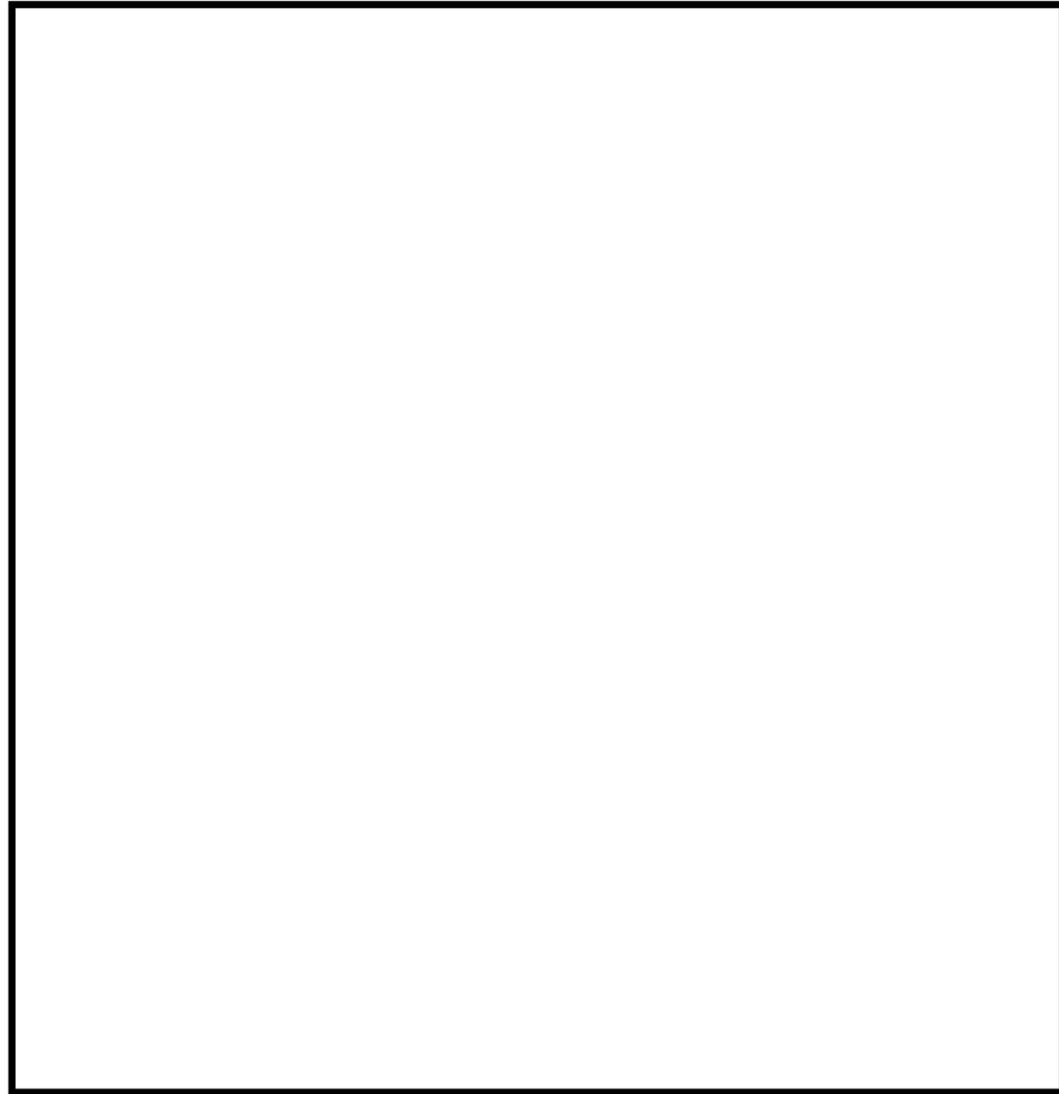


図2 使用済燃料プール 構造図 (7号炉)

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

まとめ資料比較表〔非常用取水設備〕

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">非常用取水設備</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>他4-1 SA 設備基準適合性 一覧表 他4-2 配置図 他4-3 試験及び検査</p>	<p style="text-align: center;">非常用取水設備</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>他 4-1 SA 設備基準適合性 一覧表 他 4-2 配置図 他 4-3 試験及び検査</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 style="text-align: center;">他4-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p>	<p style="text-align: center;">他 4-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		海水貯留庫	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 以外の天候／放射線	屋外	D	
		第1号	荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
		海水	海水を通水又は海で使用	I		
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—		
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—		
		関連資料	—			
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外		
	関連資料	—				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M		
	関連資料	—				
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
	関連資料	—				
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d	
		その他(飛散物)	対象外	対象外		
		関連資料	—			
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
	関連資料	—				
	第2項	第1号	常設SAの容量	(流路, その他設備)	対象外	
		関連資料	—			
		第2号	共用の禁止	共用する設備	A	
		関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋外	A b
			サボート系故障防止	サボート系故障	(サボート系なし)	対象外
	関連資料	—				

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

・設備の相違

		スクリーン室	類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性		
		環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
		荷重	(有効に機能を発揮する)	—
		海水	海水を通過又は海で使用	I
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
		関連資料	—	
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外
		関連資料	—	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M
		関連資料	—	
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b
		関連資料	—	
	第5号	悪影響防止		
		系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
		その他(飛散物)	対象外	対象外
	関連資料	—		
第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
	関連資料	—		
第2項	第1号	常設SAの容量	(流路、その他設備)	対象外
		関連資料	—	
	第2号	共用の禁止	共用する設備	A
関連資料	—			
第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋外	A b
		サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
	関連資料	—		

		取水口	類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性		
		環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D
		荷重	(有効に機能を発揮する)	—
		海水	常時海水を通過又は海で使用	I
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
		関連資料	配置図	
	第2号	操作性	操作不要	—
		関連資料	—	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M
		関連資料	試験及び検査	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b
		関連資料	—	
	第5号	悪影響防止		
		系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
		その他(飛散物)	対象外	対象外
	関連資料	—		
第6号	設置場所	対象外(操作不要)	対象外	
	関連資料	—		
第2項	第1号	常設 SA の容量	流路、その他設備	対象外
		関連資料	—	
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
関連資料	—			
第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
		サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外
	関連資料	—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

・設備の相違

		取水路	類型化区分
第43条	第1項	環境条件における健全性 環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外 D
		荷重	(有効に機能を発揮する) -
		海水	海水を温水又は海で使用 I
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない) -
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない) -
		関連資料	-
	第2号	操作性	(操作不要) 対象外
		関連資料	-
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他 M
		関連資料	-
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要 B b
		関連資料	-
	第5号	悪影響防止 系統設計	DB施設と同じ系統構成 A d
		その他(飛散物)	対象外 対象外
		関連資料	-
第6号	設置場所	(操作不要) 対象外	
	関連資料	-	
第2項	第1号 常設SAの容量	(流路、その他設備) 対象外	
	関連資料	-	
	第2号 共用の禁止	共用する設備 A	
第3号	共通要因 環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋外 A b	
	サポート系故障	(サポート系なし) 対象外	
	関連資料	-	

		取水管	類型化区分
第43条	第1項	環境条件における健全性 環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備 D
		荷重	(有効に機能を発揮する) -
		海水	常時海水を温水又は海で使用 I
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない) -
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない) -
		関連資料	配置図
	第2号	操作性	操作不要 -
		関連資料	-
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他 M
		関連資料	試験及び検査
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要 B b
		関連資料	-
	第5号	悪影響防止 系統設計	DB施設と同じ系統構成 A d
		その他(飛散物)	対象外 対象外
		関連資料	-
第6号	設置場所	対象外(操作不要) 対象外	
	関連資料	-	
第2項	第1号 常設 SA の容量	流路、その他設備 対象外	
	関連資料	-	
	第2号 共用の禁止	共用しない設備 対象外	
第3号	共通要因 環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし) 対象外	
	サポート系要因	対象外(サポート系なし) 対象外	
	関連資料	-	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		補機冷却海水取水路	類型化 区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性 環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	除外	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	
		海水	海水を通水又は海で使用	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	
		関連資料	-	
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外
		関連資料	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M
		関連資料	-	
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b
		関連資料	-	
	第5号	悪影響防止 系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
		その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	-	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外
		関連資料	-	
	第 2 項	第1号	常設SAの容量	(管路、その他設備)
		関連資料	-	
第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
		関連資料	-	
第3号		共通要因 環境条件、自然現象、外部人為事象、漏水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
	セボート系故障防止	(セボート系なし)	対象外	
	関連資料	-		

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

・設備の相違

		補機冷却海水取水槽	類型化区分	
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内 (原子炉建屋の二次格納施設外を含む)	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	
		海水	海水を通水又は海で使用	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	
		関連資料	-	
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成
		その他(飛散物)	対象外	
関連資料		-		
第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
第2項	第1号	常設SAの容量	(流路, その他設備)	
		関連資料	-	
	第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
		関連資料	-	
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)
		サポート系故障防止	サポート系故障	(サポート系なし)
関連資料	-			

		取水槽	類型化区分	
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	
		荷重	(有効に機能を発揮する)	
		海水	常時海水を通水又は海で使用	
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	
		関連資料	配置図	
	第2号	操作性	操作不要	-
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成
		その他(飛散物)	対象外	
関連資料		-		
第6号	設置場所	対象外(操作不要)	対象外	
第2項	第1号	常設 SA の容量	流路, その他設備	
		関連資料	-	
	第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
		関連資料	-	
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備 - 対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)
		サポート系要因	サポート系要因	対象外 (サポート系なし)
関連資料	-			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="676 659 765 737">他4-2 配置図</p>	<p data-bbox="1816 659 1905 737">他 4-2 配置図</p>	

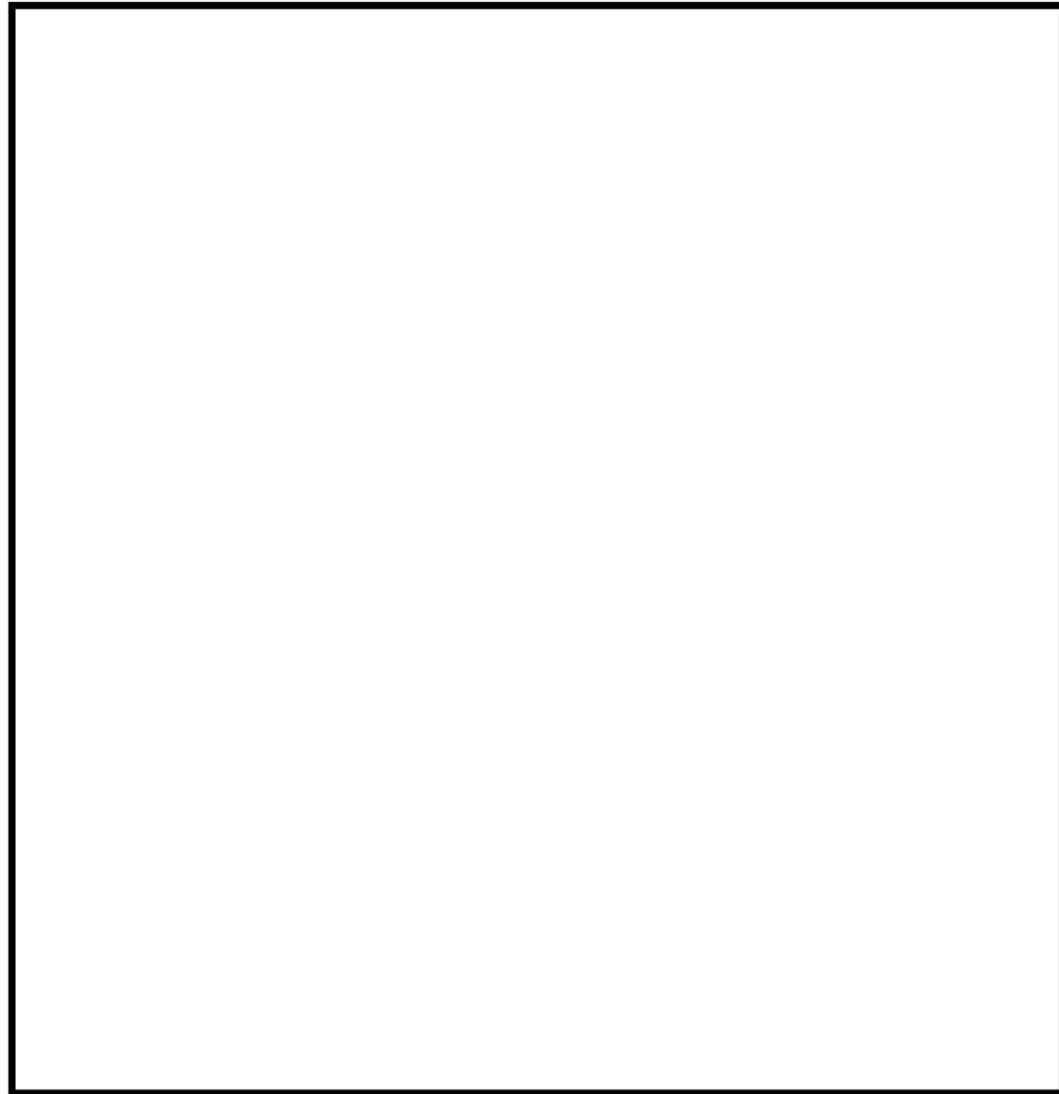


図1 配置図 (6号及び7号炉 非常用取水設備)

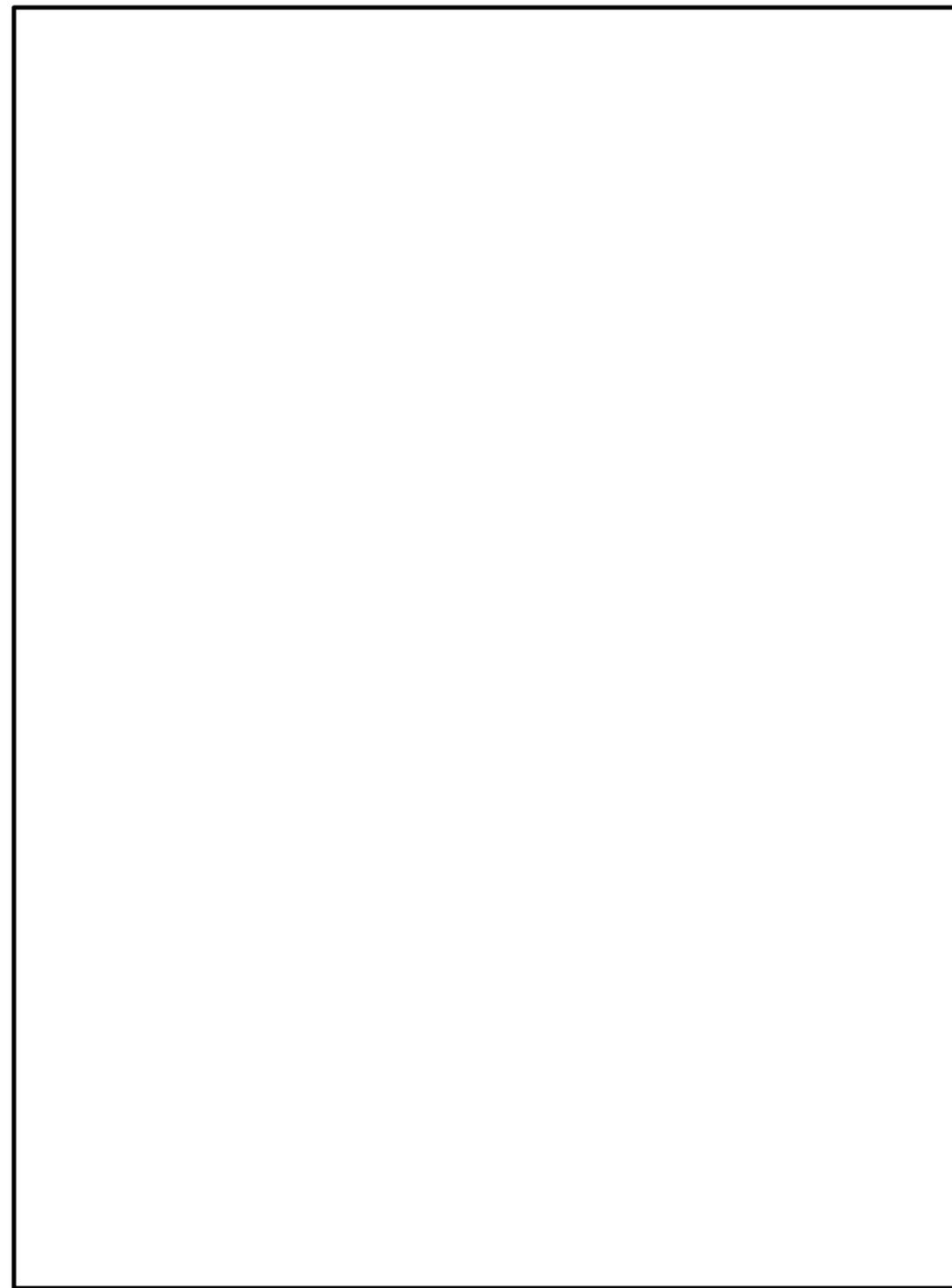


図1 配置図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="647 659 804 737">他4-3 試験及び検査</p>	<p data-bbox="1777 659 1935 737">他 4-3 試験及び検査</p>	

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

機器又は系統名	実装数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断仕様	
補助ボイラー	(4C) フード開閉機	3	分解点検	12.5M※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
			漏えい試験	B	補助ボイラー設備検査		
			腐蝕点検	2.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
	(4C) 前電部	3	開放点検	2.5M※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
			漏えい試験	B	補助ボイラー設備検査		
			腐蝕点検	2.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
	(4C) 電機	3	開放点検	2.5M※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
			開放点検	2.5M※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
			開放点検	2.5M※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
	(4C) 送水管	3	開放点検	2.5M※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
			開放点検	2.5M※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
			開放点検	2.5M※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
	(4C) ノズルプレート	3	開放点検	2.5M※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
			開放点検	2.5M※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
			開放点検	2.5M※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
	(4C) 安全弁(低圧)	3	分解点検	2.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
			漏えい試験	B	補助ボイラー設備検査		
			開放点検	2.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
	(4C) 安全弁(高圧)	3	分解点検	2.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理	
			漏えい試験	B	補助ボイラー設備検査		
開放点検			2.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理		
(4C) 蒸気止め弁	3	分解点検	2.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理		
		機能・性能試験	B	補助ボイラー設備検査			
		漏えい試験	B	補助ボイラー設備検査			
(4C) 給水量調節弁	3	分解点検	2.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理		
		機能・性能試験	B	補助ボイラー設備検査			
		漏えい試験	B	補助ボイラー設備検査			
(4C) 循環ポンプ	3	分解点検	2.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理		
		漏えい試験	B	補助ボイラー設備検査			
		開放点検	7.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理		
(4C) 循環ポンプ電動機	3	分解点検	7.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理		
		開放点検	5.0M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理		
		漏えい試験	B	補助ボイラー設備検査			
給水ポンプ(D)	3	分解点検	5.0M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理		
		開放点検	7.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理		
		漏えい試験	B	補助ボイラー設備検査			
給水ポンプ電動機(D)	3	分解点検	7.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理		
		開放点検	7.5M※		※補助ボイラー設備の運転期間による管理		
		漏えい試験	B	補助ボイラー設備検査			
補助ボイラー設備弁 1式	C	漏えい試験	13.1M※ 又はC 6M※ 又はB 10M		※1ヶ月管理 ※2週1回確認 2.3M※ ※動作確認 3.5M※		
		非破壊試験	余寿命による	補助ボイラー開放検査			
		開放点検	0.5FY				
消火系	配管・弁 1式	A	外観点検				
取水部	取水部(タービン系) 1式	1	海生物付着の内点検	1C		定検停止中	
	取水部(その他) 1式	A	補修	C 6M		定検停止中 (内観点検 1C)	
配管	原子炉系の主な配管 1式	A,B,C	漏えい試験	10C		定検停止中	
			開放点検	10C		定検停止中	
			非破壊試験	余寿命による	配管内厚測定検査(その1)	定検停止中	
	タービン系の主な配管 1式	A,B,C	漏えい試験	10C		定検停止中	
			非破壊試験	余寿命による	配管内厚測定検査(その2)	定検停止中	
			開放点検	10C		定検停止中	
	廃棄物処理系の主な配管 1式	C	漏えい試験	13.1M※		※1ヶ月管理	
			開放点検	10C		定検停止中	
	支持構造物	原子炉系の主な支持構造物 1式	A,B,C	外観点検	10C	耐震健全性検査(その1)	定検停止中
				開放点検	10C	耐震健全性検査(その2)	定検停止中 定検起動後
タービン系の主な支持構造物 1式		A,B,C	外観点検	10C	耐震健全性検査(その3)	定検停止中	
			開放点検	10C	耐震健全性検査(その4)	定検停止中	
電気機器系サポート 1式		A,B,C 1,2,3	外観点検	10Y	耐震健全性検査(その5)	定検停止中	
			開放点検	10Y	耐震健全性検査(その6)	定検停止中	
制御盤(中央制御盤、現場制御盤、計器ラック) 1式		A,B,C	外観点検	10Y	耐震健全性検査(その7)	定検停止中	
			開放点検	10Y	耐震健全性検査(その8)	定検停止中	
スタクション	A,B,C	外観点検	10Y	耐震健全性検査(その9)	定検停止中		
廃棄物処理系の主な支持構造物 1式	C	外観点検	13.1M※	耐震健全性検査(その10)	※1ヶ月管理		
パイプホールドレストレイント	A	外観点検	10C	レストレイント検査	定検停止中		
監視機能	プロセス計器 1式	C, 1,2,3	特性試験	1C 又は1.3M	監視機能健全性確認検査(その1)	定検停止中	
	エリアモニタ 1式	3	特性試験	1C 又は1.3M	監視機能健全性確認検査(その2)	定検停止中	
	プロセスモニタ 1式	C,1,3	特性試験	1C 又は1.3M	監視機能健全性確認検査(その3)	定検停止中	
	積算装置 1式	A,1,2	特性試験	1C 又は1.3M	監視機能健全性確認検査(その4)	定検停止中	
	制御棒操作監視系 1式	A	機能・性能試験	1C	監視機能健全性確認検査(その5)	定検停止中	

島根原子力発電所2号機 点検計画

系統/機器	大分類	点検項目	保全方式	周期	単位	定事検テキスト
取水口	—	外観点検(個別点検)	TBM:定検	1	C	—
取水管	—	外観点検(個別点検)	TBM:定検	1	C	—
取水槽	—	外観点検(定期点検)	TBM:年度	1	Y	—
		外観点検(臨時点検)	BDM:年度	—	—	—
		非破壊試験	TBM:年度	5	Y	—

・設備の相違

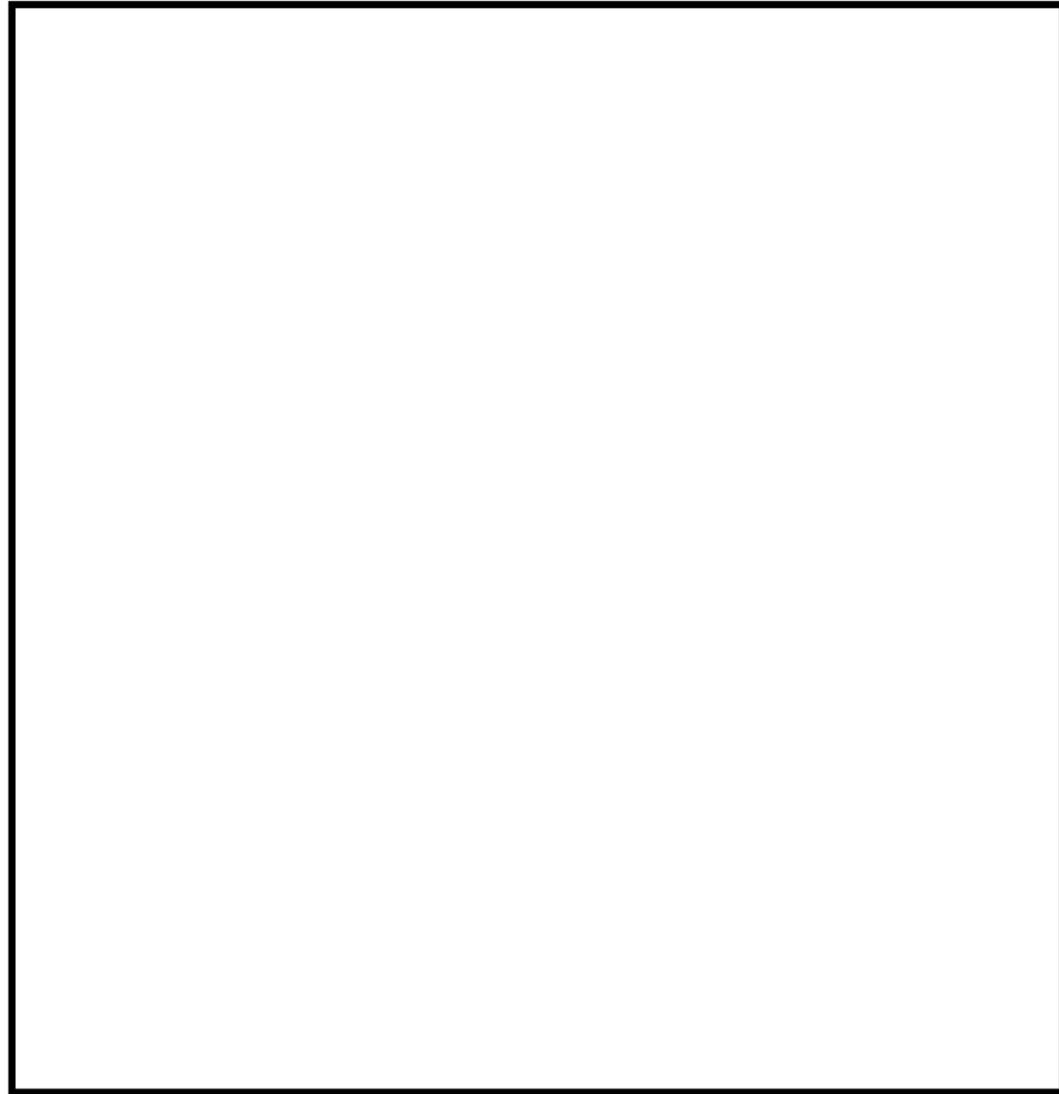


図1 非常用取水設備 構造図 (6号炉)

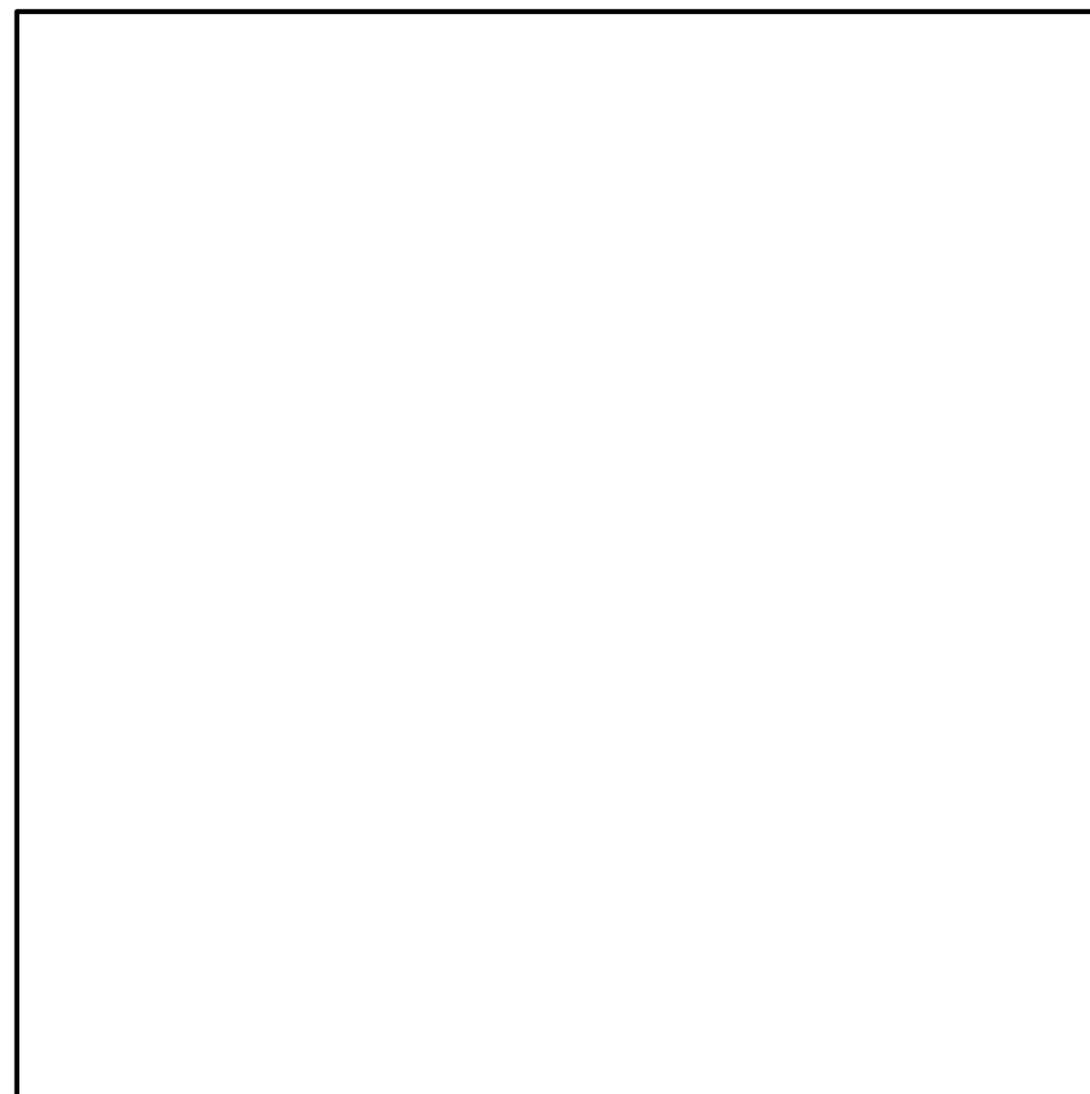


図1 非常用取水設備 構造図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

機器又は系統名	実施期(機器名)	安全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は注記	検査系	備考 ()内は適用する設備部注記
	高圧120V発電機7A	1	機油点検	39M	-	定検停止中
	高圧120V発電機7B	1	機油点検	0.5Y	-	
	高圧120V発電機7B	1	機油点検	39M	-	定検停止中
	高圧120V発電機7C	1	機油点検	0.5Y	-	
	高圧120V発電機7C	1	機油点検	39M	-	定検停止中
	高圧120V発電機7D	1	機油点検	0.5Y	-	
	高圧120V発電機7D	1	機油点検	39M	-	定検停止中
	高圧120Vパワーセンタ7A, 7B, 7C, 7D	1	機油点検	52M	-	定検停止中
	高圧120V主母線7A, 7B, 7C, 7D	1	機油点検	4C	-	定検停止中 (非内輪部除く 6M)
新幹電機装置	ハイタル交流電機装置 7A 1式	1	機油点検 機能・性能試験	2C 2C	- 新幹電機装置設備検査	定検停止中
	ハイタル交流電機装置 7B 1式	1	機油点検 機能・性能試験	2C 2C	- 新幹電機装置設備検査	定検停止中
	ハイタル交流電機装置 7C 1式	1	機油点検 機能・性能試験	2C 2C	- 新幹電機装置設備検査	定検停止中
	ハイタル交流電機装置 7D 1式	1	機油点検 機能・性能試験	2C 2C	- 新幹電機装置設備検査	定検停止中
計器	計器 1式 (組合計器、保安規定計器、物別検定電力計)	1,2,3	機油点検	1C	-	定検停止中
	新電機 1式	1	機油点検	1C	-	定検停止中
	主変圧器用保護回路用 1式	1	特性試験 機油点検	1C 1C	- 監視機能健全性確認検査(その他(電機機油分))	定検停止中
電動機	電動機(新幹制御内、直流電動機)	1,2,3	機油点検	1C	-	定検停止中
主要制御盤	主要制御盤 1式	1,A,C	内蔵点検 特性試験	1C 1C	-	定検停止中
	過剰停止系	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
過剰停止系	過剰停止系操作回路	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
	残留熱除去系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
	残留熱除去系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
	高圧炉心排水系操作回路	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
	原子炉蒸気発生器排水系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
	原子炉蒸気発生器排水系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
	原子炉蒸気発生器排水系操作回路C系	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
	原子炉蒸気発生器排水系操作回路D系	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
	非常系電源設備操作回路C系	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
	非常系電源設備操作回路D系	A	機能・性能試験	2C	過剰停止系機能検査	定検停止中
換気系	配管・弁 1式	A	内蔵点検	0.5FY	-	
配水系	配水系(タービン系) 1式	A	漏水物処理 内蔵点検	1C	-	定検停止中
	配水系(その他) 1式	A	機能	C&M	-	定検停止中 内蔵点検 1C
配管	原子炉系の主な配管 1式	A,B,C	漏えい試験 開点検 経路試験	10C 10C 寿命 による	- 配管内圧測定検査(その1)	定検停止中
	タービン系の主な配管 1式	A,B,C	漏えい試験 経路試験	10C 寿命 による	- 配管内圧測定検査(その2)	定検停止中 定検停止中 定検停止中
	高圧炉心排水系の主な配管 1式	C	漏えい試験	13.1M※	-	点検月管理

・資料構成の相違
島根2号炉は2ページ前に記載

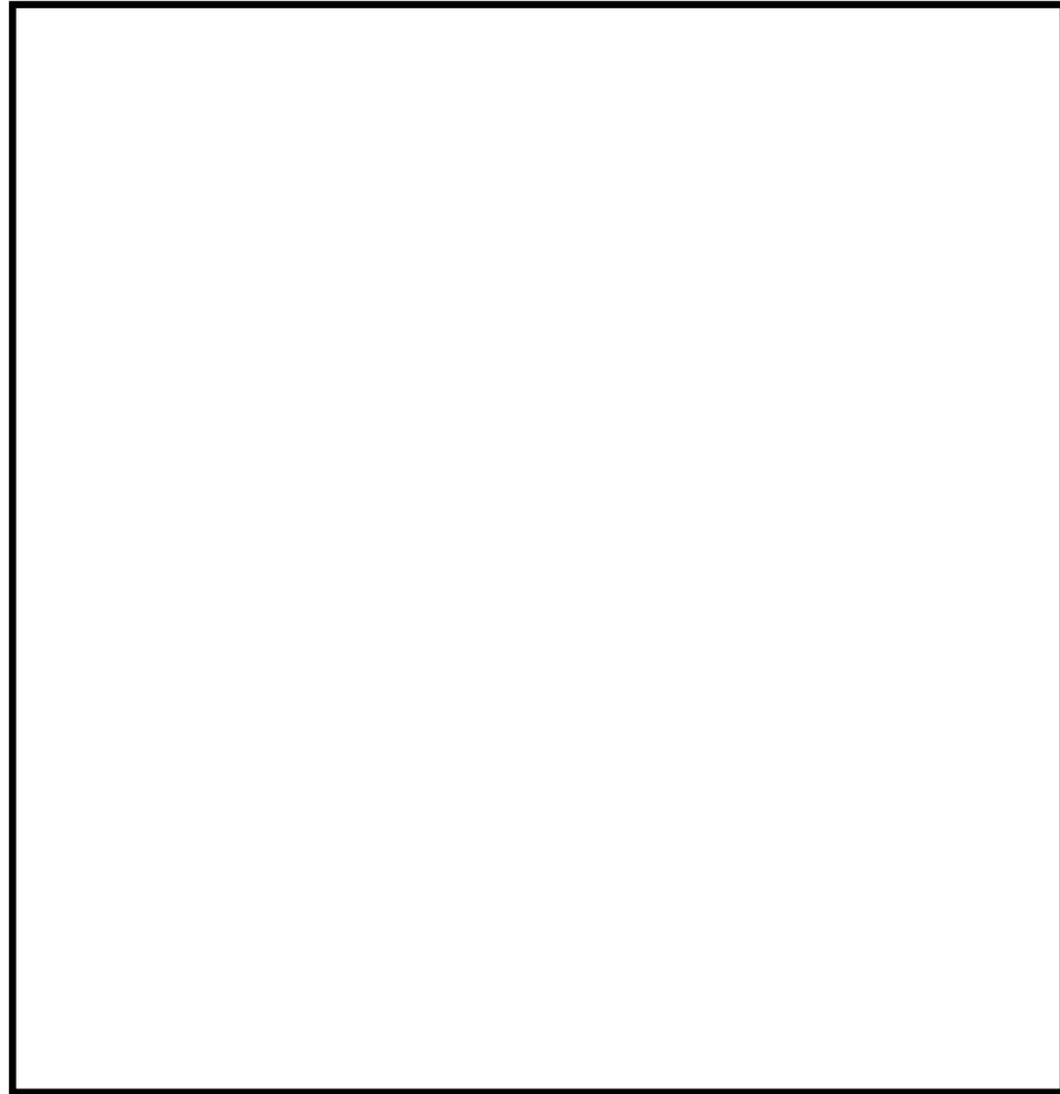


図2 非常用取水設備 構造図 (7号炉)

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

まとめ資料比較表 [原子炉建物原子炉棟]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;"><u>原子炉建屋原子炉区域</u></p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>他5-1 SA 設備基準適合性 一覧表 他5-2 配置図 他5-3 試験及び検査</p>	<p style="text-align: center;"><u>原子炉建物原子炉棟</u></p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>他 5-1 SA 設備基準適合性 一覧表 他 5-2 配置図 他 5-3 試験及び検査</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="560 705 884 779">他5-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p>	<p data-bbox="1691 705 2015 779">他 5-1 SA 設備基準適合性 一覧表</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

島根原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

・設備の相違

		原子炉建屋原子炉区域	類型化区分
第43条	第1項	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉区域
		環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内
		荷重	(有効に機能を発揮する)
		海水	(海水を通水しない)
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)
		関連資料	-
	第2号	操作性	(操作不要)
	関連資料	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他
	関連資料	-	
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要
	関連資料	-	
	第5号	悪影響防止	DB施設と同じ系統構成
	その他(飛散物)	対象外	
関連資料	-		
第6号	設置場所	(操作不要)	
関連資料	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)
	関連資料	-	
	第2号	共用の禁止	(共用しない設備)
関連資料	-		
第3号	共通要因	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(同一機能の設備なし)
	サポート系故障防止	サポート系故障	(サポート系なし)
関連資料	-		

		原子炉建物原子炉棟	類型化区分
第43条	第1項	環境条件における健全性	原子炉建物原子炉棟
		環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備
		荷重	(有効に機能を発揮する)
		海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)
		周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)
		関連資料	配置図
	第2号	操作性	操作不要
	関連資料	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他
	関連資料	試験及び検査	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要
	関連資料	-	
	第5号	悪影響防止	DB施設と同じ系統構成
		その他(飛散物)	対象外
関連資料		-	
第6号	設置場所	対象外(操作不要)	
関連資料	-		
第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準事故対処設備の系統及び機器の容量等が十分
	関連資料	-	
	第2号	共用の禁止	共用しない設備
関連資料	-		
第3号	共通要因	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備、代替対象DB設備なし)
	サポート系要因	サポート系要因	対象外(サポート系なし)
関連資料	-		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="676 659 765 737">他5-2 配置図</p>	<p data-bbox="1816 659 1905 737">他 5-2 配置図</p>	

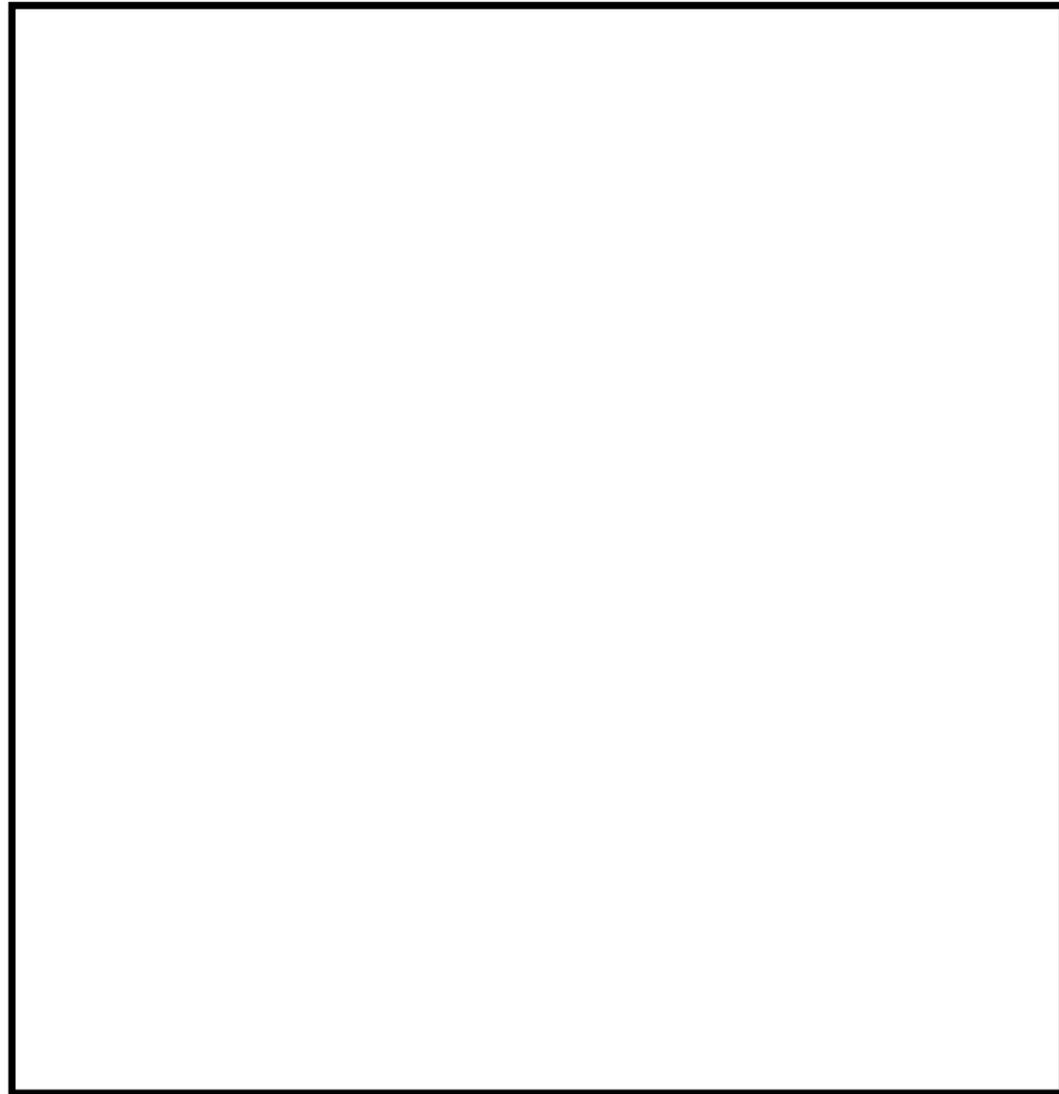


図1 配置図 (6号及び7号炉 原子炉建屋地上1階)

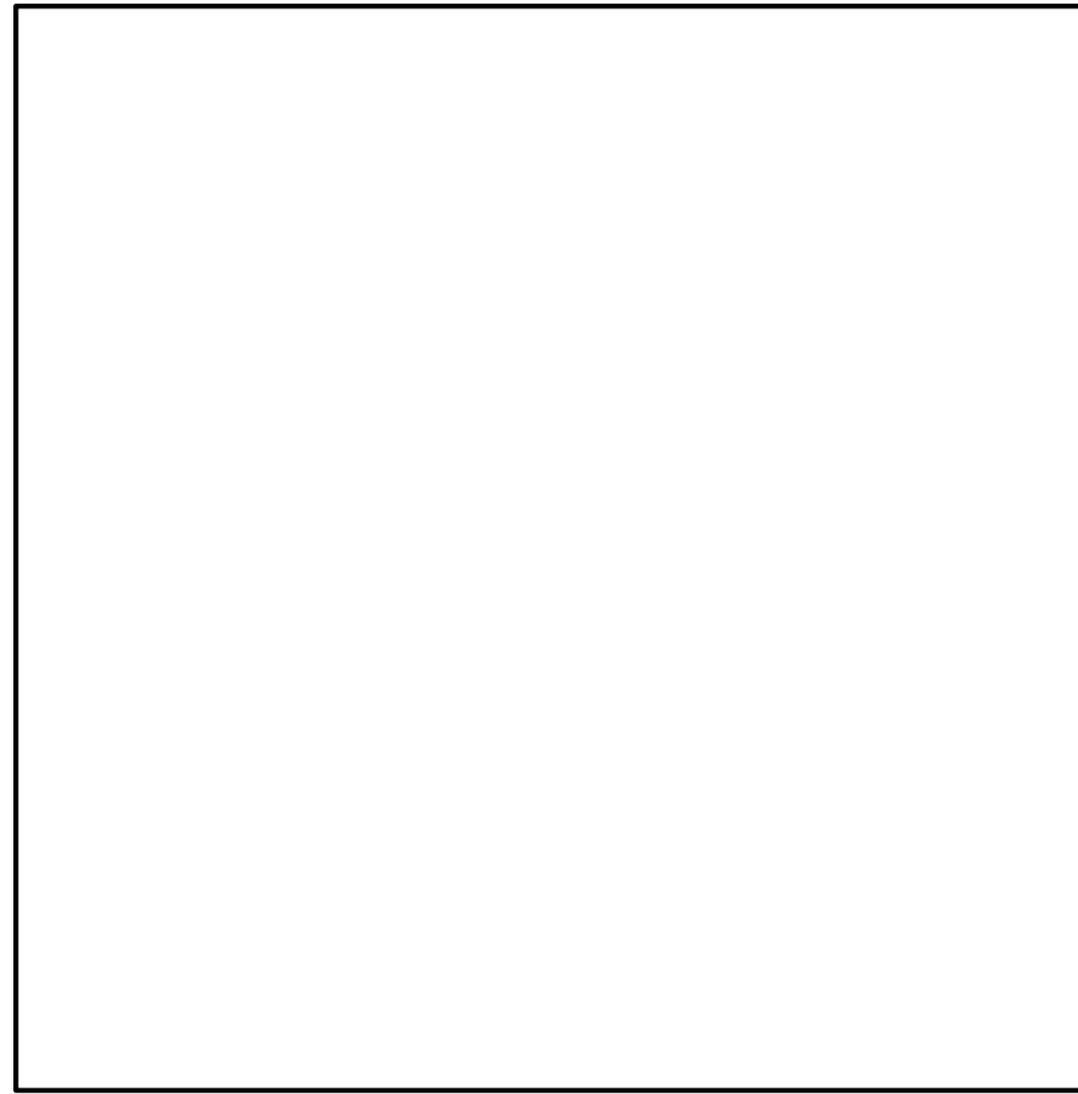


図1 配置図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
他5-3 試験及び検査	他 5-3 試験及び検査	

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	() 内は適用する設備診断技術
原子炉格納容器隔離弁	T31-F019	1	分解点検	6.5M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	T31-F020	1	分解点検	6.5M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	T31-F021	1	分解点検	6.5M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	T31-F022	1	分解点検	6.5M	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
原子炉建屋	原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設) 1式	A	機能・性能試験	1C	原子炉建屋気密性能検査	定検停止中
	原子炉建屋原子炉区域(鉄筋コンクリート) 1式	A	腐食点検 ・圧縮強度(非破壊検査) ・中性化深さ ・塩化物イオン量 ・ひび割れ ・表面劣化	2FY~10FY	—	※ひび割れ点検のみ実施
	原子炉建屋原子炉区域(鉄骨) 1式	A	鋼材劣化	2FY	—	—
	原子炉建屋原子炉区域(エアロック扉) 1式	A	分解点検	1FY	—	—
			機能・性能試験	1FY	—	—
	原子炉建屋設備 1式	C	外観点検	1FY	—	—
原子炉格納容器真空破壊弁	原子炉格納容器真空破壊弁 8台 T11-NO-F040A~H	1	機能・性能試験 分解点検	1C 2.6M	原子炉格納容器真空破壊弁機能検査	定検停止中 定検停止中
可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	可燃性ガス濃度制御系機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系ブロブ(A)	1	分解点検	130M	—	定検停止中(振動診断 3M)
	可燃性ガス濃度制御系ブロブ(B)	1	分解点検	—	—	B系は7号機にて実施
	可燃性ガス濃度制御系ブロブ(A)電動機	1	分解点検	6.5M	—	定検停止中(振動診断 3M)
	可燃性ガス濃度制御系ブロブ(B)電動機	1	分解点検	—	—	B系は7号機にて実施
	可燃性ガス濃度制御系再結合装置(A)	1	簡易点検	1C	—	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系再結合装置(B)	1	簡易点検	1C	—	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F001A	1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F001B	1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F003A	1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F003B	1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F007A	1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F007B	1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F008A	1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F008B	1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定検停止中
排気筒	排気筒 1式	A	外観点検	1FY	排気筒検査	—
蒸気タービン設備	蒸気タービン設備	A	機能・性能試験	1C	蒸気タービン附属設備機能検査	定検停止中 定検起動後
	蒸気タービン 1式	1	分解・開放点検 (組立状況検査)	3C	蒸気タービン開放検査(その1)	定検停止中 定検起動後
			機能・性能試験 (保安装置試験)	1C	蒸気タービン性能検査	定検停止中 定検起動後
	調速装置・非常調速装置 1式	A	分解・開放点検	2C	蒸気タービン開放検査(その1)	定検停止中
	高圧タービン	1	分解・開放点検	3.9M	蒸気タービン開放検査(その1)	定検停止中
			外観点検	1C	蒸気タービン設備検査(その2)	定検停止中
	低圧タービン(A)	1	分解・開放点検	3.9M	蒸気タービン開放検査(その1)	定検停止中
			外観点検	1C	蒸気タービン開放検査(その1)	定検停止中
	低圧タービン(B)	1	分解・開放点検	3.9M	蒸気タービン開放検査(その1)	定検停止中
			外観点検	1C	蒸気タービン開放検査(その1)	定検停止中
	低圧タービン(C)	1	分解・開放点検	3.9M	蒸気タービン開放検査(その1)	定検停止中
			外観点検	1C	蒸気タービン開放検査(その1)	定検停止中
	主蒸気止め弁(1)	1	分解・開放点検	3.9M	蒸気タービン開放検査(その1)	定検停止中
			機能・性能試験	B	蒸気タービン設備検査(その2)	定検停止中
			簡易点検	1.3M	—	定検停止中 定検起動後

島根原子力発電所2号機 点検計画

系統/機器	大分類	点検項目	保全方式	周期	単位	定事検テキスト
原子炉棟	原子炉棟気密性能検査	機能・性能検査	TBM:定検	1	C	原子炉棟気密性能検査
原子炉建物	—	外観点検(定期点検) 外観点検(定検時点検) 外観点検(臨時点検) 非破壊試験	TBM:年度 TBM:定検 BDM:年度 TBM:年度	1 1 — 5	Y C — Y	— — — —
R/B 4階 RW/B連絡用 エアロック	エアロック	外観点検 特性試験 (絶縁抵抗測定) 漏えい試験 機能・性能試験	TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度	1 1 1 1	Y Y Y Y	— — — —
R/B中2階 RW/B連絡用 エアロック	エアロック	外観点検 特性試験 (絶縁抵抗測定) 漏えい試験 機能・性能試験	TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度	1 1 1 1	Y Y Y Y	— — — —
R/B 2階 北西エアロック	エアロック	外観点検 特性試験 (絶縁抵抗測定) 漏えい試験 機能・性能試験	TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度	1 1 1 1	Y Y Y Y	— — — —
R/B 2階 北東エアロック	エアロック	外観点検 特性試験 (絶縁抵抗測定) 漏えい試験 機能・性能試験	TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度	1 1 1 1	Y Y Y Y	— — — —
R/B 1階 北東エアロック	エアロック	外観点検 特性試験 (絶縁抵抗測定) 漏えい試験 機能・性能試験	TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度	1 1 1 1	Y Y Y Y	— — — —
R/B 1階 非常用 エアロック	エアロック	外観点検 特性試験 (絶縁抵抗測定) 漏えい試験 機能・性能試験	TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度	1 1 1 1	Y Y Y Y	— — — —
2号原子炉建物 大物搬入口	エアロック	外観点検 特性試験 (絶縁抵抗測定) 漏えい試験 機能・性能試験	TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度	1 1 1 1	Y Y Y Y	— — — —
R/B地下1階 北西エアロック	エアロック	外観点検 特性試験 (絶縁抵抗測定) 漏えい試験 機能・性能試験	TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度	1 1 1 1	Y Y Y Y	— — — —
R/B地下1階 北東エアロック	エアロック	外観点検 特性試験 (絶縁抵抗測定) 漏えい試験 機能・性能試験	TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度 TBM:年度	1 1 1 1	Y Y Y Y	— — — —

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

・資料構成の相違
島根2号炉は1ページ前に記載

機器又は系統名	実施数(機器名)	安全の重要度	点検及び試験・検査の項目	安全方式または編度	検査名	備考 ()内は適用する設備更新技術
原子炉熱納音器	原子炉熱納音器 K11-F104	1	分解点検	130M	原子炉熱納音器分解検査	定機停止中
	原子炉熱納音器 T31-F001	1	分解点検	65M	原子炉熱納音器分解検査	定機停止中
	原子炉熱納音器 T31-F002	1	分解点検	65M	原子炉熱納音器分解検査	定機停止中
	原子炉熱納音器 T31-F003	1	分解点検	65M	原子炉熱納音器分解検査	定機停止中
	原子炉熱納音器 T31-F010	1	分解点検	130M	原子炉熱納音器分解検査	定機停止中
	原子炉熱納音器 T31-F011	1	分解点検	130M	原子炉熱納音器分解検査	定機停止中
	原子炉熱納音器 T31-F012	1	分解点検	130M	原子炉熱納音器分解検査	定機停止中
	原子炉熱納音器 T31-F016	1	分解点検	65M	原子炉熱納音器分解検査	定機停止中
	原子炉熱納音器 T31-F019	1	分解点検	65M	原子炉熱納音器分解検査	定機停止中
	原子炉熱納音器 T31-F020	1	分解点検	65M	原子炉熱納音器分解検査	定機停止中
	原子炉熱納音器 T31-F021	1	分解点検	65M	原子炉熱納音器分解検査	定機停止中
	原子炉熱納音器 T31-F022	1	分解点検	65M	原子炉熱納音器分解検査	定機停止中
	原子炉燃料	原子炉燃料原子炉(二次熱納音器) 1式	A	機能・性能試験	1C	原子炉燃料性能検査
原子炉燃料原子炉(新設コンタクト) 1式		A	検査点検 (非破壊試験)	2FY~ 10FY		
原子炉燃料原子炉(新設) 1式		A	腐食点検	2FY		
原子炉燃料原子炉(スワッチャ) 1式		A	分解点検 機能・性能試験	1FY 1FY		
原子炉燃料送給装置	1式	C	外観点検	1FY		
原子炉熱納音器真空継手	原子炉熱納音器真空継手 5台 T31-NO-F025A~H	1	機能・性能試験 分解点検	1C 26M	原子炉熱納音器真空継手機能検査	定機停止中 定機停止中
	可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	可燃性ガス濃度制御系機能検査
可燃性ガス濃度制御系ブロウ(A)		1	分解点検	-		A系は6号機にて実施。
可燃性ガス濃度制御系ブロウ(B)		1	分解点検	130M		定機停止中 (駆動制御 3M)
可燃性ガス濃度制御系ブロウ(A)電動機		1	分解点検	-		A系は6号機にて実施。
可燃性ガス濃度制御系ブロウ(B)電動機		1	分解点検	65M		定機停止中 (駆動制御 3M)
可燃性ガス濃度制御系再給合器(A)		1	検査点検	1C		定機停止中
可燃性ガス濃度制御系再給合器(B)		1	検査点検	1C		定機停止中
可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F001 A		1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定機停止中
可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F001 B		1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定機停止中
可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F003 A		1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定機停止中
可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F003 B		1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定機停止中
可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F007 A		1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定機停止中
可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F007 B		1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定機停止中
可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F008 A		1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定機停止中
可燃性ガス濃度制御系主要弁 T49-F008 B	1	分解点検	130M	可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	定機停止中	
排気機	排気機 1式	A	外観点検	1FY	排気機検査	
蒸気タービン設備	蒸気タービン設備	A	機能・性能試験	1C	蒸気タービン設備設備機能検査	定機停止中 定機停止中
	蒸気タービン 1式	A	機能・性能試験 (腐食点検)	3C	蒸気タービン開放検査(その1)	定機停止中 定機停止中
			機能・性能試験 (保安装置検査)	1C	蒸気タービン性能検査	定機停止中 定機停止中
	潤滑装置・弁開閉装置 1式	A	分解・開放点検	2C	蒸気タービン開放検査(その1)	定機停止中
	高圧タービン	1	分解・開放点検	39M	蒸気タービン開放検査(その1)	定機停止中
			再編点検	1C	蒸気タービン設備検査(その2)	
低圧タービン(A)	1	分解・開放点検	39M	蒸気タービン開放検査(その1)	定機停止中	
		再編点検	1C	蒸気タービン開放検査(その1)	定機停止中	