

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲について、<u>表 58-6-2, 3</u> に示す。</p>	<p>4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲について、<u>第 58-6-2, 3 表</u> に示す。</p>	

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (1/10)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>#1</sup> と予想変動範囲		計測範囲の設定に関する考え方
		設計基準事故時 <sup>#1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>#1</sup> 炉心損傷前 炉心損傷後	
起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^0 \text{ s}^{-1}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )	約 $100 \sim 10^4 \text{ s}^{-1}$ 前後	$10^{-1} \sim 10^0 \text{ s}^{-1}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )	原子炉の停止時から起動時の中性子束 (約 $100 \sim 10^4 \text{ s}^{-1}$ 前後) を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^0 \text{ s}^{-1}$ に設定。 重大事故等に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いている。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域モニタ (中性子源領域) が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域モニタ (中間領域)、平均出力領域モニタによって監視可能。
	$0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )	$10^8 \sim 10^{13} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$	—	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ に設定している。
平均出力 領域モニタ	$0 \sim 125\%$ ( $1.2 \times 10^{13} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ ) <sup>#2</sup>	$0 \sim 100\%$	定格出力の約 3 倍	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として $0 \sim 125\%$ に設定している。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域中性子束」「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (1 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>#1</sup> と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>#1</sup>	設計基準事故時 <sup>#1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>#1</sup> 炉心損傷前 炉心損傷後	
原子炉圧力容器温度 (S A)	$0 \sim 500^\circ\text{C}$	$286^\circ\text{C}$ 以下	最大値： $302^\circ\text{C}$	最大値： $300^\circ\text{C}$ <sup>#10</sup>	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 ( $300^\circ\text{C}$ ) に対して、原子炉圧力容器温度 ( $0 \sim 500^\circ\text{C}$ ) を設定する。
原子炉圧力	$0 \sim 10 \text{ MPa [gage]}$		最大値： $8.91 \text{ MPa [gage]}$ (ATWS) <sup>#3</sup>	最大値： 約 $7.8 \text{ MPa [gage]}$	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 ( $8.91 \text{ MPa [gage]}$ ) を包絡するように、原子炉圧力 ( $0 \sim 10 \text{ MPa [gage]}$ ) を設定する。 なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。
原子炉圧力 (S A)	$0 \sim 11 \text{ MPa [gage]}$	$6.93 \text{ MPa [gage]}$	最大値： $8.29 \text{ MPa [gage]}$		また、原子炉圧力 (S A) にて原子炉圧力容器最高使用圧力 ( $8.62 \text{ MPa [gage]}$ ) の 1.2 倍 ( $10.34 \text{ MPa [gage]}$ ) を監視可能である。

・設備の相違

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (2/10)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲		計測範囲の設定に関する考え方
		設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup> 炉心損傷後	
高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	0~12MPa [gage]	通常運転時 <sup>※1</sup> 0~11.8MPa [gage]	重大事故等時 <sup>※1</sup> 炉心損傷前 最大値： 11.8MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高圧炉心注水系の最高使用圧力(約 11.8MPa)を監視可能。
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0~3.5MPa [gage]	通常運転時 <sup>※1</sup> 0~3.5MPa [gage]	重大事故等時 <sup>※1</sup> 炉心損傷前 最大値： 3.5MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、残留熱除去系の最高使用圧力(約 3.5MPa)を監視可能。
残留熱除去系 熱交換器入口温度	0~300℃	通常運転時 <sup>※1</sup> 182℃以下	重大事故等時 <sup>※1</sup> 炉心損傷前 最大値： 182℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度(182℃)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 熱交換器出口温度	0~300℃	通常運転時 <sup>※1</sup> 182℃以下	重大事故等時 <sup>※1</sup> 炉心損傷前 最大値： 182℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度(182℃)に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0~200℃	通常運転時 <sup>※1</sup> -	重大事故等時 <sup>※1</sup> 炉心損傷後 最大値： 85℃	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度(85℃)に余裕を見込んだ設定とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (2 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲		計測範囲の設定に関する考え方
		設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup> 炉心損傷後	
原子炉水位 (広帯域)	-400~150cm <sup>※1</sup>	通常運転時 <sup>※1</sup> 83cm <sup>※1</sup>	重大事故等時 <sup>※1</sup> 炉心損傷前 -400~150cm <sup>※1</sup>	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル3~8)及び燃料棒有列長底部まで監視可能である。
原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm <sup>※1</sup>	-539cm~ 132cm <sup>※1</sup>	-800~ -300cm <sup>※1</sup>	
原子炉水位 (S A)	-900~150cm <sup>※1</sup>	-	-900~150cm <sup>※1</sup>	
高圧原子炉代替注水流 流量	0~150m <sup>3</sup> /h	-	93m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量(93m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。
代替注水流 流量 (常設)	0~300m <sup>3</sup> /h	-	0~200m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量(250m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。

・設備の相違

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (3/10)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去系 系統流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~954m <sup>3</sup> /h	0~954m <sup>3</sup> /h	0~954m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、残留熱除去系ポンプの最大注水量 (954m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系 系統流量	0~300m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心注水系 系統流量	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~727m <sup>3</sup> /h	0~727m <sup>3</sup> /h	0~727m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (727m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧代替注水系 系統流量	0~300m <sup>3</sup> /h	—	—	0~182m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水量)	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	—	—	0~90m <sup>3</sup> /h	0~90m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低圧代替注水系 (RHR A 系ライン) における最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水量)	0~350m <sup>3</sup> /h	—	—	0~300m <sup>3</sup> /h	0~110m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低圧代替注水系 (RHR B 系ライン) における最大注水量 (300m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (3 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
低圧原子炉代替注水量	0~200m <sup>3</sup> /h	—	—	0~70m <sup>3</sup> /h	0~70m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (70m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。また、崩壊熱相当の注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能な設定とする。
低圧原子炉代替注水量 (狭帯域用)	0~50m <sup>3</sup> /h	—	—	0~120m <sup>3</sup> /h	0~120m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、格納容器代替スプレイ流量 (120m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器代替スプレイ流量	0~150m <sup>3</sup> /h	—	—	—	0~120m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、ベデスタル代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。また、崩壊熱相当の注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能な設定とする。
ベデスタル代替注水量	0~150m <sup>3</sup> /h	—	—	—	0~120m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (99m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
ベデスタル代替注水量 (狭帯域用)	0~50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高圧炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~99m <sup>3</sup> /h	0~99m <sup>3</sup> /h	0~99m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (99m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高圧炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。

・設備の相違



表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (4/10)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>*1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時 <sup>*1</sup>	設計基準事故時 <sup>*1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)		重大事故等時 <sup>*1</sup>		
			炉心損傷前	炉心損傷後	炉心損傷前		炉心損傷後
原子炉圧力	0~10MPa [gage]	7.07MPa [gage]	最大値: 8.92MPa [gage] (ATWS) <sup>*3</sup>	最大値: 約 7.8MPa [gage]	最大値: 約 7.8MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.92MPa [gage]) を包絡するよう に、原子炉圧力 (0~10MPa [gage]) を設定 する。 なお、主蒸気逃がし安全弁の自動操作によ り変動する範囲についても計測範囲に包 絡されており、監視可能である。 また、原子炉圧力 (SA) にて原子炉圧力容 器最高使用圧力 (8.62MPa [gage]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gage]) を監視可能である。	
原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	7.07MPa [gage]	最大値: 8.48MPa [gage]	最大値: 約 7.8MPa [gage]	最大値: 約 7.8MPa [gage]		
原子炉水位 (広帯域)	-3200~3500mm <sup>*1</sup>	1179 mm <sup>*5</sup>	-6872~1650mm <sup>*4</sup>				
原子炉水位 (燃料域)	-4000~1300mm <sup>*5</sup>	4372 mm <sup>*5</sup>	-3680~4843 mm <sup>*5,6</sup>			炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水 位制御範囲 (レベル 3~8) 及び有効燃料 棒底部まで監視可能である。	
原子炉水位 (SA)	-3200~3500mm <sup>*1</sup> -8000~3500mm <sup>*4</sup>	1179 mm <sup>*4</sup>	-6872~1650mm <sup>*4</sup>				
格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa [abs]	5.2kPa [gage]	最大値: 246kPa [gage]	最大値: 310kPa [gage]	620kPa [gage] 未満	重大事故等時のパラメータ変動を包絡す るよう、格納容器内圧力 (2Pa: 620kPa [gage]) に余裕を見込んだ設定とす る。	
格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa [abs]	5.2kPa [gage]	最大値: 177kPa [gage]	最大値: 310kPa [gage]	最大値: 550kPa [gage]		

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (4 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>*1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に 関する考え方	
		通常運転時 <sup>*1</sup>	設計基準事故時 <sup>*1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)		重大事故等時 <sup>*1</sup>		
			炉心損傷前	炉心損傷後	炉心損傷前		炉心損傷後
残留熱除去ポンプ出 口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1380m <sup>3</sup> /h	0~1380m <sup>3</sup> /h	0~1380m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、残留熱除去ポンプの最大注水量 (1380m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。	
低圧炉心スプレイポ ンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低圧炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。	
残留熱代替除去系原 子炉注水流量	0~50m <sup>3</sup> /h	—	—	0~30m <sup>3</sup> /h	0~30m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。	
残留熱代替除去系格 納容器スプレイ流量	0~150m <sup>3</sup> /h	—	—	0~120m <sup>3</sup> /h	0~120m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。	
ドライウエル温度 (S A)	0~300℃	57℃以下	最大値: 145℃	最大値: 154℃	最大値: 202℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、格納容器内温度 (202℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能である。	

・設備の相違

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (5/10)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)		炉心損傷後	
			炉心損傷前	炉心損傷後		
ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	57℃以下	最大値： 138℃	最大値： 140℃	最大値： 207℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器内温度 (207℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能である。
サブプレッション・チェンバール水温度	0～300℃	57℃以下	最大値： 138℃	最大値： 146℃	最大値： 169℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバール水温度 (約169℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能である。
サブプレッション・チェンバール水温度	0～200℃	35℃以下	最大値： 97℃	最大値： 139℃	最大値： 158℃	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバール水温度 (約158℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 620kPa [gage]) におけるサブプレッション・チェンバール水の飽和温度 (約166℃) を監視可能である。
格納容器内酸素濃度	0～30vol% (6号炉) 0～10vol%/0～30vol% (7号炉)	3.5vol%以下	4.9vol%以下	3.5vol%以下	3.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～4.9vol%) を監視可能である。
格納容器内水素濃度	0～30vol% (6号炉) 0～20vol%/0～100vol% (7号炉)	0vol%	0～6.2vol%	0vol%	0～38vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～38vol%) を監視可能である。なお、6号炉については、格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても、格納容器内水素濃度 (SA) により把握可能。
格納容器内水素濃度 (SA)	0～100vol%	0vol%	0～6.2vol%	0vol%	0～38vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～38vol%) を監視可能である。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (5 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)		炉心損傷後	
			炉心損傷前	炉心損傷後		
ペデスタル温度 (SA)	0～300℃	57℃以下	最大値： 145℃	最大値： 154℃	最大値： 202℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器内温度 (202℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能である。
ペデスタル水温度 (SA)	0～300℃	—	—	—	最大値： 160℃	ペデスタルに溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。
サブプレッション・チェンバール水温度 (SA)	0～200℃	35℃以下	最大値： 88℃	最大値： 154℃	最大値： 170℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバール水温度 (170℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能である。
サブプレッション・チェンバール水温度 (SA)	0～200℃	35℃以下	最大値： 88℃	最大値： 154℃	最大値： 154℃	重大事故時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバール水温度 (154℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa [gage]) におけるサブプレッション・チェンバール水の飽和温度 (約178℃) を監視可能である。

・設備の相違

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (6/10)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>	
復水補給水系流量 (格納容器下部注 水流量)	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	—	—	0~90m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、格納容器下部注水系の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。 ウェットウェルベント操作可否判断 (ベント ライン高さ-1m: 9.1m) を把握できる範囲を 監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、サブレーション・チェンバ・プー ル水位 (0~9.1m) に余裕を見込んだ設定とす る。 (なお、サブレーション・チェンバ・プー ルを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に 想定される変動 (低下) 水位: -2.59m につい ても監視可能である。)
サブレーション・チ ェンバ・プー ル水位	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm) <sup>※7</sup>	0m (T. M. S. L. -1150mm) <sup>※7</sup>	-2.59~0m (T. M. S. L. -3740~ -1150mm) <sup>※7</sup>	0~9.1m (T. M. S. L. -1150~ +7950mm) <sup>※7</sup>	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、格納容器下部注水系の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。 ウェットウェルベント操作可否判断 (ベント ライン高さ-1m: 9.1m) を把握できる範囲を 監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、サブレーション・チェンバ・プー ル水位 (0~9.1m) に余裕を見込んだ設定とす る。 (なお、サブレーション・チェンバ・プー ルを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に 想定される変動 (低下) 水位: -2.59m につい ても監視可能である。)
格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) <sup>※7</sup>	—	—	+2m以上 (T. M. S. L. -4600mm 以上) <sup>※7</sup>	重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、格納容器下部注水系の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。 ウェットウェルベント操作可否判断 (ベント ライン高さ-1m: 9.1m) を把握できる範囲を 監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、サブレーション・チェンバ・プー ル水位 (0~9.1m) に余裕を見込んだ設定とす る。 (なお、サブレーション・チェンバ・プー ルを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に 想定される変動 (低下) 水位: -2.59m につい ても監視可能である。)
原子炉建屋 水素濃度	0~20vol%	—	—	0vol%以下	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限 界 (水素濃度: 4vol%) を監視可能である (な お、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建 屋の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に 低減する)。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (6 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に 関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な 過渡変化時を含 む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>		
ドライウエル圧力 (S A)	0 ~ 1000kPa (abs)	5.2kPa [gage]	最大値: 324kPa [gage]	最大値: 427kPa [gage]	最大値: 853kPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するように、原子炉格納容器の 限界圧力 (2Pd: 853kPa [gage]) に 余裕を見込んだ設定とする。
サブレーション・チ ェンバ圧力 (S A)	0 ~ 1000kPa (abs)	5.2kPa [gage]	最大値: 206kPa [gage]	最大値: 427kPa [gage]	最大値: 853kPa [gage]	ウェットウェルベント操作可否判 断を把握できる範囲を監視可能で ある。 重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するように、サブレーション・ プー ル水位 (0~1.3m) に余裕を見 込んだ設定とする。 (なお、サブレーション・プー ルを 水源とする非常用炉心冷却系の起 動時に想定される変動 (低下) 水 位: -0.5m についても監視可能であ る。)
サブレーション・プー ル水位 (S A)	-0.80~5.50m <sup>※5</sup>	0 m <sup>※5</sup>	-0.5 ~ 0 m <sup>※5</sup>	0 ~ 1.3m <sup>※5</sup>	0 ~ 1.3m <sup>※5</sup>	ウェットウェルベント操作可否判 断を把握できる範囲を監視可能で ある。 重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するように、サブレーション・ プー ル水位 (0~1.3m) に余裕を見 込んだ設定とする。 (なお、サブレーション・プー ルを 水源とする非常用炉心冷却系の起 動時に想定される変動 (低下) 水 位: -0.5m についても監視可能であ る。)
ドライウエル水位	-3.0m, -1.0m, +1.0m <sup>※6</sup>	—	—	-5.1~0.4m	1.0m <sup>※6</sup> 以下	重大事故等時において、ペダスタル に溶融炉心の冷却に必要な水深が あることを監視可能である。

・設備の相違

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (7/10)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>	
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2×10 <sup>3</sup> Sv/h	10Sv/h未満 <sup>※8</sup>	炉心損傷前 10Sv/h未満 <sup>※8</sup>	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	1×10 <sup>5</sup> Sv/h	10Sv/h未満 <sup>※8</sup>	炉心損傷後 4.3×10 <sup>5</sup> Sv/h以下	
フィルタ装置出口放射線モニタ	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h	—	—	—	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h	—	—	—	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (約7×10 <sup>5</sup> mSv/h) を監視可能。
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 <sup>1</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h 10 <sup>2</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h (6号炉) 10 <sup>3</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h (7号炉)	—	—	1.0×10 <sup>7</sup> mSv/h以下	耐圧強化ベント実施時に、想定される耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置の最大放射線量率 (約4×10 <sup>6</sup> mSv/h) を監視可能。
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 <sup>1</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h 10 <sup>2</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h (6号炉) 10 <sup>3</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h (7号炉)	—	—	1.0×10 <sup>7</sup> mSv/h以下	重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの変動する範囲 (5×10 <sup>7</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h) にあたり放射線量率を監視可能である。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (7 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	
ベデスタル水位	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m <sup>※7</sup>	—	—	—	+2.4m以下 <sup>※7</sup>	原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため、溶融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できる位置に設置する。操作は2.4m <sup>※7</sup> まで計測できれば問題ない。
格納容器水素濃度	0~5vol%/ 0~100vol%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~90vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が増加する可能性のある範囲 (0~90vol% (ドライ条件)) を監視可能である。
格納容器水素濃度 (S A)	0~100vol%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~90vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が増加する可能性のある範囲 (0~90vol% (ドライ条件)) を監視可能である。
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエール)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	バックグラウンドレベル	10Sv/h未満 <sup>※8</sup>	10Sv/h未満 <sup>※8</sup>	1×10 <sup>5</sup> Sv/h以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレンジ・チェンバ)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	バックグラウンドレベル	10Sv/h未満 <sup>※8</sup>	10Sv/h未満 <sup>※8</sup>	1×10 <sup>5</sup> Sv/h以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。

・設備の相違

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (8/10)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>	
原子炉圧力 容器温度	0~350℃	287℃以下	最大値：300℃ (制御棒落下)	炉心損傷前 最大値：304℃	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準(300℃)に対して、原子炉圧力容器温度(0~350℃)を設定する。
フィルタ装置水位	0~6000mm	-	-	炉心損傷後 最大値：300℃ <sup>※9</sup>	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm、下限水位：約500mmを監視可能。
フィルタ装置 入口圧力	0~1MPa [gauge]	-	-	最大値： 0.31MPa [gauge]	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa [gauge])が監視可能。また、待機時に、窒素置換(約0.01MPa [gauge]以上)が維持されていることを監視可能。
フィルタ装置 水素濃度	0~100vol%	-	-	0vol%	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値(38vol% (ドライ条件))を監視可能。
フィルタ装置 金属フィルタ差圧	0~50kPa	-	-	最大値： [ ]	金属フィルタの差圧 [ ] が監視可能。
フィルタ装置 スクラバ水 pH	pH0~14	-	-	最大値： [ ]	フィルタ装置スクラバ水のpH (pH0~14)が監視可能。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (8 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>	
中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ( $1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	約 $100 \sim 10^4 \text{ s}^{-1}$ 前後	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ( $1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	炉心損傷前 炉心損傷後	原子炉の停止時から起動時の中性子束(約 $100 \sim 10^4 \text{ s}^{-1}$ 前後)を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ に設定。重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。
平均出力領域計装	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) <sup>※2</sup>	0~100%	定格出力の約21倍	-	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として0~125%に設定している。なお、設計基準事故及び重大事故時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び低下は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中性子源領域中性子束」と相まつて重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

・設備の相違



表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (9/10)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉補機冷却水系系統流量	0~400m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	0~2600m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2200m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 0~1600m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	0~2200m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1700m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 0~2600m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1600m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	0~2200m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1700m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 0~2600m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1600m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	0~600m <sup>3</sup> /h	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量(2600m <sup>3</sup> /h(6号炉区分Ⅰ, Ⅱ), 2200m <sup>3</sup> /h(6号炉区分Ⅲ), 2600m <sup>3</sup> /h(7号炉区分Ⅰ, Ⅱ), 1600m <sup>3</sup> /h(7号炉区分Ⅲ))を監視可能。代替原子炉補機冷却ポンプの最大流量(600m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0~2000m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~1500m <sup>3</sup> /h (7号炉)	0~1200m <sup>3</sup> /h	0~1200m <sup>3</sup> /h	0~1200m <sup>3</sup> /h	0~170m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量(1200m <sup>3</sup> /h)を監視可能。熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却ポンプ)の最大流量(170m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
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)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	重大事故等時において、復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル(6号炉: 0~15.5m, 7号炉: 0~15.7m)を監視可能である。
復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa [gauge]	-	-	最大値: 1.37MPa [gauge]	最大値: 1.7MPa [gauge]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、重大事故等時における、復水補給水系の最高使用圧力(約1.7MPa [gauge])を監視可能。
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	-	-	最大値: 100℃以下	最大値: 300℃以下	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器動作時に想定される温度範囲を監視可能である。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (9 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
スクラバ容器水位	[ ]	-	-	[ ]	[ ]	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲( [ ] )及びフィルター装置機能維持のための系統運転時の下限水位から、上限水位の範囲( [ ] )を監視可能。
スクラバ容器圧力	0~1MPa [gauge]	-	-	最大値: 0.427MPa [gauge]	最大値: 0.853MPa [gauge]	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルター系系の最高圧力(0.853MPa [gauge])が監視可能。
スクラバ容器温度	0~300℃	-	-	最大値: 200℃	最大値: 200℃	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルター系系の最高使用温度(200℃)を計測可能。
第1ベントフィルタータ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	-	-	-	約3×10 <sup>5</sup> Sv/h以下 -	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定される第1ベントフィルタータ出口の最大放射線量率(約3×10 <sup>5</sup> Sv/h)を監視可能。 格納容器ベント実施時(炉心損傷していない場合)に、想定される第1ベントフィルタータ出口の最大放射線量率(6.5×10 <sup>5</sup> mSv/h以下)を監視可能。

・設備の相違



表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (10/10)

名称	計測範囲	通常運転時 <sup>*1</sup>	設計基準事故時 <sup>*1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	プラントの状態 <sup>*1</sup> と予想変動範囲		計測範囲の設定に関する考え方
				炉心損傷前	炉心損傷後	
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) <sup>*7</sup>	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) <sup>*7</sup>	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) <sup>*7</sup> T. M. S. L. 31390mm (7号炉) <sup>*7</sup> (通常水位付近)	通常水位から-1.2m (T. M. S. L. 30195mm) <sup>*7</sup>	炉心損傷後 (6号炉)	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	T. M. S. L. 20180 ~ 31123mm (7号炉) <sup>*7</sup>	T. M. S. L. 31390mm (7号炉) <sup>*7</sup>	同上	通常水位から-1.2m (T. M. S. L. 30190mm) <sup>*7</sup>	炉心損傷後 (7号炉)	同上
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	T. M. S. L. 23420 ~ 30420mm (6号炉) <sup>*7</sup>	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) <sup>*7</sup> T. M. S. L. 31390mm (7号炉) <sup>*7</sup> (通常水位付近)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) <sup>*7</sup> T. M. S. L. 31390mm (7号炉) <sup>*7</sup> (通常水位付近)	最大値：66℃	最大値：100℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。
	T. M. S. L. 23373 ~ 30373mm (7号炉) <sup>*7</sup>	同上	同上	同上	同上	同上
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	0 ~ 150℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃	—	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの状況監視可能。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (10 / 14)

名称	計測範囲	通常運転時 <sup>*1</sup>	プラントの状態 <sup>*1</sup> と予想変動範囲 設計基準事故時 <sup>*1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>*1</sup>		計測範囲の設定に関する考え方
				炉心損傷前	炉心損傷後	
第1ベントファイルタ 出口水素濃度	0 ~ 20vol% / 0 ~ 100vol%	—	—	0vol%	0 ~ 90vol%	格納容器ベント停止後の塞菜によるパージを実施し、第1ベントファイルタ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを監視可能。格納容器水素濃度の最大値 (90vol% (ドライ条件)) を監視可能。
残留熱除去系熱交換器入口温度	0 ~ 200℃	175℃以下	最大値： 90℃	最大値： 114℃	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度 (114℃) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0 ~ 200℃	155℃以下	最大値： 90℃	最大値： 114℃	最大値： 185℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (114℃) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0 ~ 1500m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1218m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1218m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1218m <sup>3</sup> /h	0 ~ 600m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1218m <sup>3</sup> /h) を監視可能。移動式代替熱交換器設備の最大流量 (600m <sup>3</sup> /h) を監視可能。

・設備の相違

- \*1：プラントの状態の定義は、以下のとおり。
  - ・ 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
  - ・ 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
  - ・ 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
  - ・ 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。
- \*2：定格出力時の値に対する比率で示す。
- \*3：ATWS=発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合
- \*4：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）
- \*5：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）
- \*6：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。
- \*7：T. M. S. L. =東京湾平均海面
- \*8：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- \*9：300℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (11 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>*1</sup> と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>*1</sup>	設計基準事故時 <sup>*1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>*1</sup>	
残留熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gauge]	0~1.9MPa [gauge]	最大値： 1.0MPa [gauge]	炉心損傷後	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系の最高使用圧力（約1.9MPa [gauge]）を監視可能。
低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500mm <sup>3</sup> (0~12542mm)	—	—	0~1238m <sup>3</sup>	重大事故等時において、低圧原子炉代替注水槽の底部からオーバーフロー（0~1238m <sup>3</sup> ）を監視可能である。
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0~4MPa [gauge]	—	—	最大値： 3.92MPa [gauge]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力（3.92MPa [gauge]）を監視可能。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0~10MPa [gauge]	0~9.21MPa [gauge]	最大値： 9.21MPa [gauge]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却システムの最高使用圧力（9.21MPa [gauge]）を監視可能。
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~12MPa [gauge]	0~9.11MPa [gauge]	最大値： 9.11MPa [gauge]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイシステムの最高使用圧力（9.11MPa [gauge]）を監視可能。

・ 設備の相違

第58-6-2表 計測装置の計測範囲 (12/14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に 関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	
低圧炉心スプレイ ポンプ出口圧力	0～5MPa [gagc]	0～2.0MPa [gagc]	最大値： 2.0MPa [gagc]	最大値： 2.0MPa [gagc]	—	重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するよう、低圧炉心スプレイ 系統の最高使用圧力 (2.0MPa [gagc]) を監視可能。
残留熱代替除去系ボ ンプ出口圧力	0～3MPa [gagc]	—	—	最大値： 2.5MP [gagc]	最大値： 2.5MP [gagc]	重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するよう、残留熱代替除去ボ ンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gagc]) に余裕を見込んだ設定とす る。
原子炉建物水素濃度	0～10%	—	—	0vol%	0～4vol%	重大事故等時において、水素の可燃 限界 (水素濃度：4vol%) を監視可 能である。(なお、静的触媒式水素 処理装置にて、原子炉建物の水素濃 度を可燃限界である4vol%未満に 低減する。)
	0～20%	—	—	0vol%	0～4vol%	
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℃	—	—	最大値： 100℃以下	最大値： 300℃以下	重大事故時における静的触媒式水 素処理装置温動作時に想定される温 度範囲を監視可能である。

・設備の相違

第58-6-2表 計測装置の計測範囲 (13 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>	
格納容器酸素濃度	0~5vol% / 0~25vol%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	炉心損傷前 2.5vol%以下 炉心損傷後 5.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度を防止するため、可燃限界濃度(酸素濃度:5.0vol%)を計測可能な範囲とする。
格納容器酸素濃度 (S A)	0~25vol%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度を防止するため、可燃限界濃度(酸素濃度:5.0vol%)を計測可能な範囲とする。
燃料プールの水位 (S A)	-4.30~7.30m <sup>※9</sup>	6982mm <sup>※9</sup>	6982mm <sup>※9</sup>	通常水位から-0.35m	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
燃料プール水位・温度 (S A)	-1000~6710mm <sup>※9</sup>	6982mm <sup>※9</sup>	6982mm <sup>※9</sup>	通常水位から-0.35m	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	0~150℃	52℃以下	最大値:65℃	最大値:100℃	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。

・設備の相違

第58-6-2表 計測装置の計測範囲 (1.4 / 1.4)

名称	計測範囲	通常運転時 <sup>*1</sup>	プラントの状態 <sup>*1</sup> と予想変動範囲 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>*1</sup>		計測範囲の設定に 関する考え方
				炉心損傷前	炉心損傷後	
燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S.A)	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	—	—	$1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下	—	重大事故等時における燃料プールの変動する範囲 ( $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$ ) にわたり放射線量を監視可能である。
	$10^1 \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	—			
燃料プール監視カメラ (S.A)	—	—	—	—	—	重大事故等時において燃料プール及びその周辺の状況を監視可能である。

・設備の相違

- ※1：プラントの状態の定義は、以下のとおり。
- ・ 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・ 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・ 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・ 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。
- ※2：定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※3：ATWS=発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合
- ※4：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1328cm）。
- ※5：基準点はサプレッション・プール通常水位(EL5610)。
- ※6：基準点は格納容器底面（EL10100）。
- ※7：基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)
- ※8：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- ※9：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。
- ※10：300℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。

・ 設備の相違



表 58-6-3 計測装置の警報動作範囲 (1/3)

名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
起動領域モニタ (中間領域)	ペリオド: 10 秒以上	プラント起動運転時の制御棒誤引抜等に伴う異常反応度投入による燃料損傷を防止するため、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。 プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち、最も大きな制御棒誤引抜に伴う制御棒引抜過渡変化に対して、燃料が安全限界を超える前に原子炉をスクラムさせるように設定するものとし、また、起動領域モニタシステムの許容されるバイパス条件も考慮し、ペリオド10秒以上を設定とする。
	計測装置	プラント運転時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、平均中性子束信号により原子炉をスクラムさせる。 出力上昇過渡変化が生じても燃料の熱的限界を超えない値として120%以下とする。 原子炉の起動時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。 原子炉モードスイッチを起動から運転へ切り替える時までに誤トリップを起こさない値として15%以下とする。 給水加熱喪失等による燃料被覆管表面熱流束の異常な過渡変動に対し、燃料の熱的限界を超えないよう熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。 熱流束信号を出力に依存するよう炉心流量の閾値として自動可変設定とし、炉心流量によって決まる燃料の熱的限界を超えない値として(0.68W+54%)以下又は115%とする。

第 58-6-3 表 計測装置の警報動作範囲 (1/3)

名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
中間領域計装	各レンジのフルスケール 95%以下	プラント起動時の制御棒過引抜等に伴う異常反応度投入による燃料被覆管損傷の防止を目的とし、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。 プラント起動時に、中性子束信号がスケールオーバーして監視不能になることを防止し、かつ制御棒過引抜により燃料が熱的限界を超えないこと、また、プラント起動時に許容されるバイパス条件も考慮した値として、各レンジのフルスケール95%以下を設定値とする。
	計測装置	プラント運転時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の防止を目的とし、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。 過渡変化が生じても燃料の熱的限界を超えないこと、及び通常の平均出力領域中性子束の変動を考慮しても誤スクラムを回避できる値として、120%以下を設定値とする。 プラント起動時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の防止を目的とし、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。 プラント起動時に、燃料の熱的限界を超えないようにするため、原子炉モードスイッチを起動から運転へ切り替える通常原子炉出力の7~10%に余裕を持つ値として、15%以下を設定値とする。 給水加熱喪失等による燃料被覆管表面熱流束の異常な過渡変動に対し、燃料被覆管損傷の防止を目的とし、熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。 熱流束信号を出力に依存するよう再循環流量の閾値として自動可変設定とし、再循環流量によって決まる燃料の熱的限界を超えない値として、(0.62W+62%)以下又は115%以下を設定値とする。
平均出力領域計装	モードスイッチ「運転」位置で定格出力の120%以下	プラント起動時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の防止を目的とし、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。 プラント起動時に、燃料の熱的限界を超えないようにするため、原子炉モードスイッチを起動から運転へ切り替える通常原子炉出力の7~10%に余裕を持つ値として、15%以下を設定値とする。
	モードスイッチ「運転」位置以外で定格出力の15%以下	給水加熱喪失等による燃料被覆管表面熱流束の異常な過渡変動に対し、燃料被覆管損傷の防止を目的とし、熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。 熱流束信号を出力に依存するよう再循環流量の閾値として自動可変設定とし、再循環流量によって決まる燃料の熱的限界を超えない値として、(0.62W+62%)以下又は115%以下を設定値とする。

※1: W は定格再循環流量に対する再循環流量 (%)

※2: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)

・設備の相違

表 58-6-3 計測装置の警報動作範囲 (2/3)

名称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉圧力	7.34MPa[gage]以下	原子炉圧力が上昇すると、原子炉内ボイドが減少し正の反応度が投入され、燃料破損や異常高圧状態を引き起こすため、原子炉をスクラムさせる。 圧力上昇を防止するため、上限値 7.51MPa[gage] (逃がし安全弁第一設定圧力) 及び下限値 6号炉:7.34MPa[gage] (通常運転時の負荷変動等による圧力変動分加味した値), 7号炉:7.27MPa[gage] (原子炉圧力高警報に余裕を考慮した値) を超えない値として、原子炉圧力 7.34MPa[gage]以下を設定値とする。
	原子炉圧力	7.48MPa[gage]以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、圧力容器内圧力上昇を緩和し、かつサブレッションポンプルールの温度上昇を抑えるため原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉圧力高スクラム (7.34MPa[gage]) の発生前に本インターロックが動作することなく、かつ事象の早期緩和を図るため逃がし弁第 1 段設定圧 7.51MPa[gage]以下となるよう、原子炉圧力 7.48MPa[gage]以下を設定値とする。

第 58-6-3 表 計測装置の警報動作範囲 (2/3)

名称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉圧力	7.23MPa[gage]以下	原子炉圧力が上昇すると、炉内ボイドが減少し正の反応度が投入され、燃料破損や異常高圧状態を引き起こすため、原子炉をスクラムさせる。 原子炉通常運転時の負荷変動等による圧力変動分を考慮してもスクラム設定値に到達することなく、かつ原子炉の過圧を防止するための逃がし安全弁第一設定圧力 (7.58MPa[gage]) より低い値として、7.23MPa[gage]以下を設定値とする。
	原子炉圧力	7.41MPa[gage]以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、圧力容器内圧力上昇を緩和し、かつサブレッション・プール水の温度上昇を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉圧力高スクラムの発生前に本インターロックが動作することを防止し、かつ逃がし安全弁の開放よりも前に動作するよう、原子炉圧力高スクラム (7.23MPa[gage]) より高く、かつ逃がし安全弁第一設定圧力 (7.58MPa[gage]) より低い値として、7.41MPa[gage]以下を設定値とする。

※1: Wは定格再循環流量に対する再循環流量 (%)

※2: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)

・設備の相違

表 58-6-3 計測装置の警報動作範囲 (3/3)

名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	-590mm 以上 <sup>*2</sup>	原子炉水位が低下した場合に、原子炉隔離冷却系を起動（冷却材補給機能）し、原子炉の水位低下を防ぐとともに、原子炉冷却材浄化系隔離弁を閉鎖する。 給水が完全に喪失した場合、原子炉水位 L-2 にて原子炉隔離時冷却系が起動することにより原子炉水位 L-1.5 を下回らないよう十分な水位にするとともに、原子炉水位 L-3 以上の水位で原子炉スクラムが発生した際に原子炉隔離時冷却系が起動しないよう、L-3 水位より十分に低い水位である、原子炉水位-590mm 以上を設定値とする。
	-2040mm 以上 <sup>*2</sup>	原子炉冷却材喪失事故時に原子炉隔離冷却系（事故時炉心冷却機能）を起動するとともに、炉水水质を確保するという観点からサブプレッションプール水位高信号が受信されても、水源が復水貯蔵槽からサブプレッションプールに切り替わらないようにするため、原子炉隔離時冷却系圧力抑制室側吸込隔離弁開許可のインターロックを動作させる。 原子炉隔離時冷却系が通常補給機能として動作する水位 L-1.5 (-2040mm) にあわせ原子炉水位-2040mm 以上を設定値とする。
	-2880mm 以上 <sup>*2</sup>	一次系配管破断等による原子炉冷却材喪失事故時に対するプラント保護のため、非常用炉心冷却系を起動し、速やかに炉水位の回復を行う。 給水が完全に喪失した場合に原子炉水位 L-2 で原子炉隔離時冷却系が作動しなかった場合、原子炉水位 L-1.5 で主蒸気隔離弁が閉となり高圧炉心注水系が起動することにより、L-1 に達しないように十分に低い値とするとともに、非常用炉心冷却系が作動するのに時間的に十分余裕があり、冠水維持されて冷却が十分達成されるよう原子炉水位-2880mm 以上を設定値とする。
	-590mm 以上 <sup>*2</sup>	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、压力容器内圧力上昇を緩和し、かつサブプレッションプール水の温度上昇を抑えるため原子炉冷却材再循環ポンプ6台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉水位 L-3 で原子炉冷却材再循環ポンプ4台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位-590mm (L-2) 以上を設定値とする。

\*1：Wは定格炉心流量に対する炉心流量(%)

\*2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより 1224cm）

第 58-6-3 表 計測装置の警報動作範囲 (3/3)

名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	-112cm 以上 <sup>*2</sup>	原子炉水位が低下した場合に、原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉の水位低下を防ぐとともに、主蒸気隔離弁を閉鎖する。 給水が完全に喪失した場合、原子炉水位 L2 にて原子炉隔離時冷却系が起動することにより、原子炉水位 LH を下回らないよう十分な高い値とするとともに、原子炉水位 L3 スクラムが発生した際に原子炉隔離時冷却系が起動しないよう、原子炉水位 L3 より十分に低い値として、-112cm 以上を設定値とする。
	-381cm 以上 <sup>*2</sup>	一次系配管破断等による原子炉冷却材喪失事故等に対するプラント保護のため、非常用炉心冷却系を起動し、速やかに炉水位の回復を行う。 給水が完全に喪失した場合に原子炉水位 L2 にて原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合、原子炉水位 LH で高圧炉心サブプレイ系が起動することにより、原子炉水位 LI に達しないような低い値とするとともに、非常用炉心冷却系が作動するのに時間的に十分余裕があり、冠水維持されて冷却が十分達成される値として、-381cm 以上を設定値とする。
	-112cm 以上 <sup>*2</sup>	スクラム動作を伴わない異常な過渡事象発生時、压力容器内圧力上昇を緩和し、かつサブプレッション・プール水の温度上昇を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉水位 L3 スクラムの発生前に本インターロックが動作することを防止し、事象緩和に有効な値として、-112cm 以上を設定値とする。

※1：Wは定格再循環流量に対する再循環流量(%)

※2：基準点は気水分離器下端（原子炉压力容器零レベルより 1328cm）

・設備の相違



参考資料

原子炉水位，使用済燃料プール水位の概要図と計測範囲との関係

1 原子炉水位

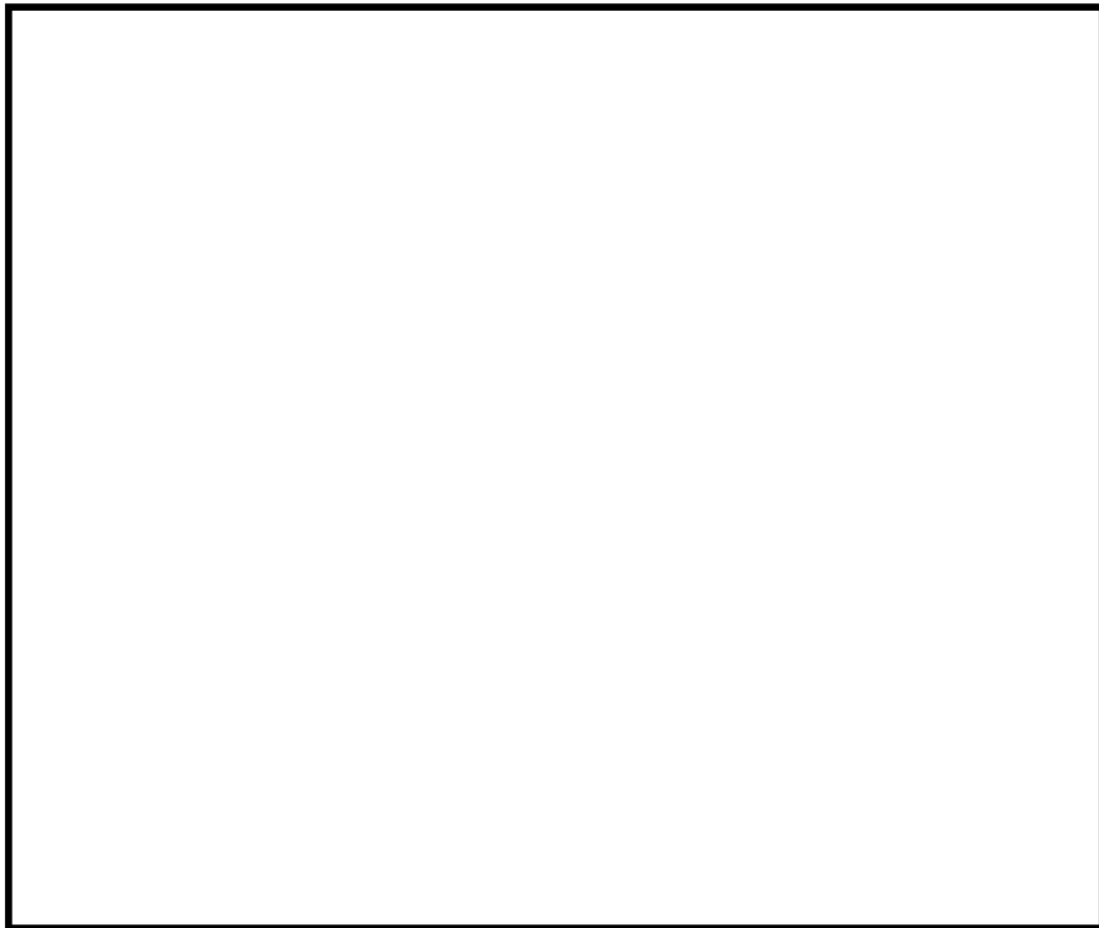
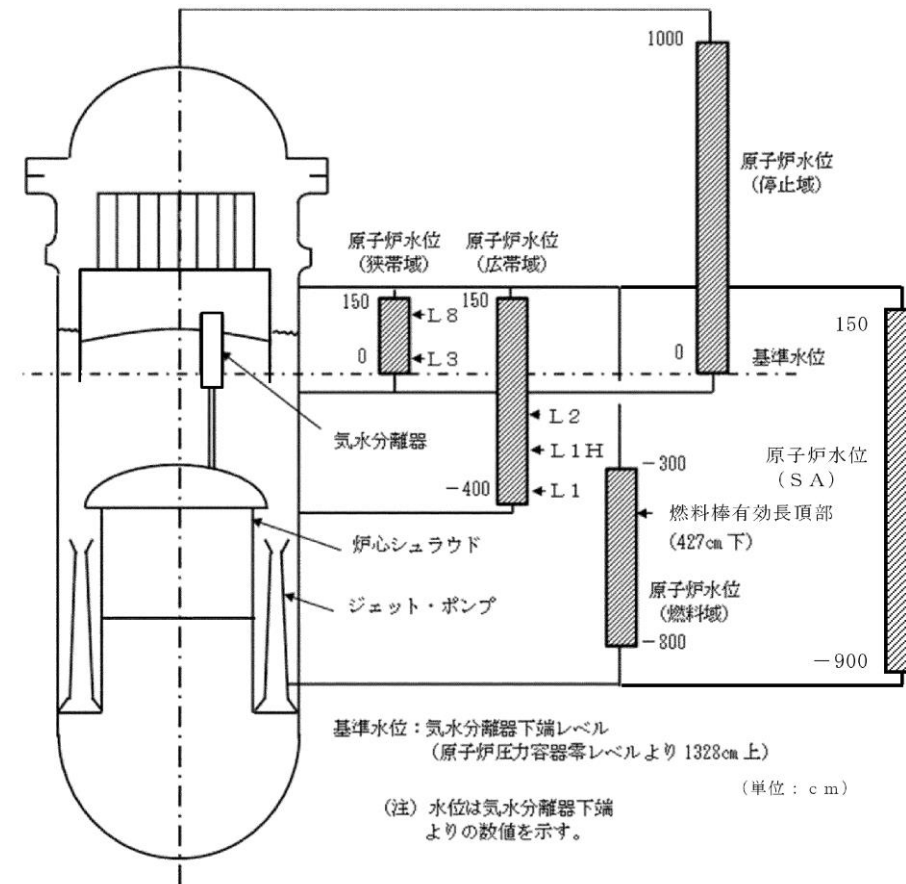


図 58-6-60 原子炉水位の概要図

参考資料

原子炉水位，燃料プール水位の概要図と測定範囲との関係

1. 原子炉水位



第 58.6-59 図 原子炉水位の概要図

2 使用済燃料貯蔵プール水位

(1) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

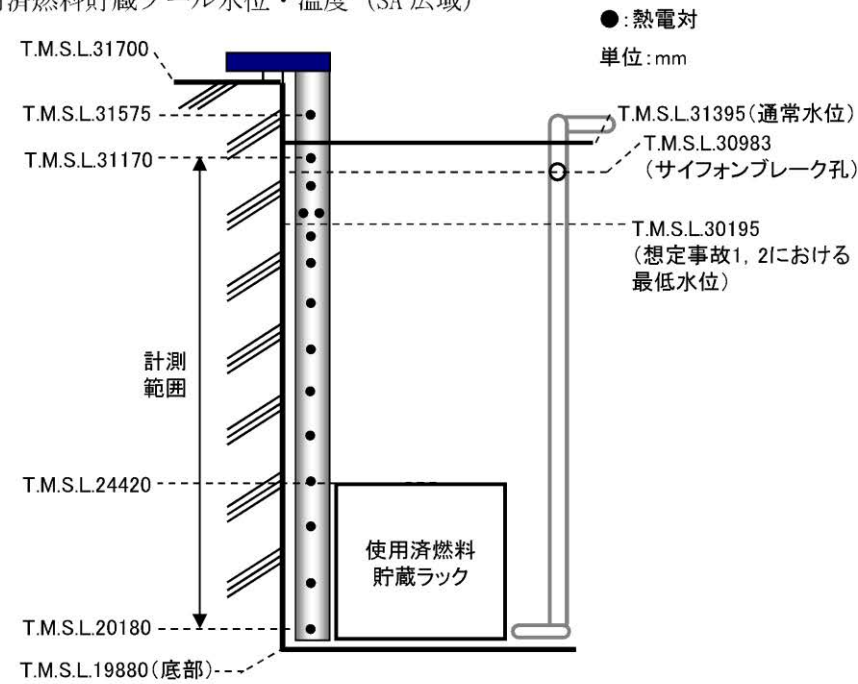


図 58-6-61 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (6号炉) の概要図

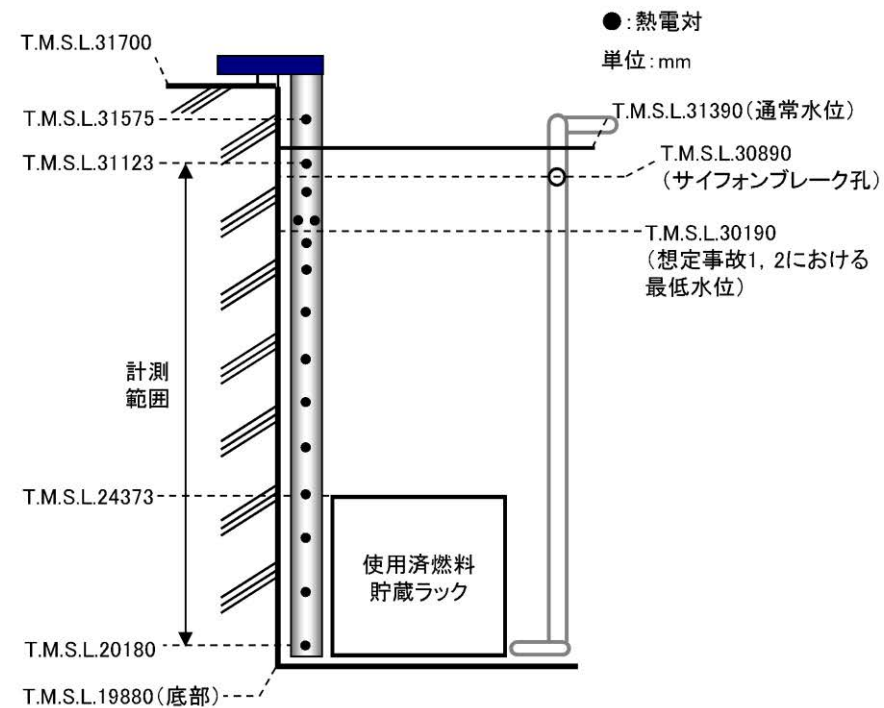
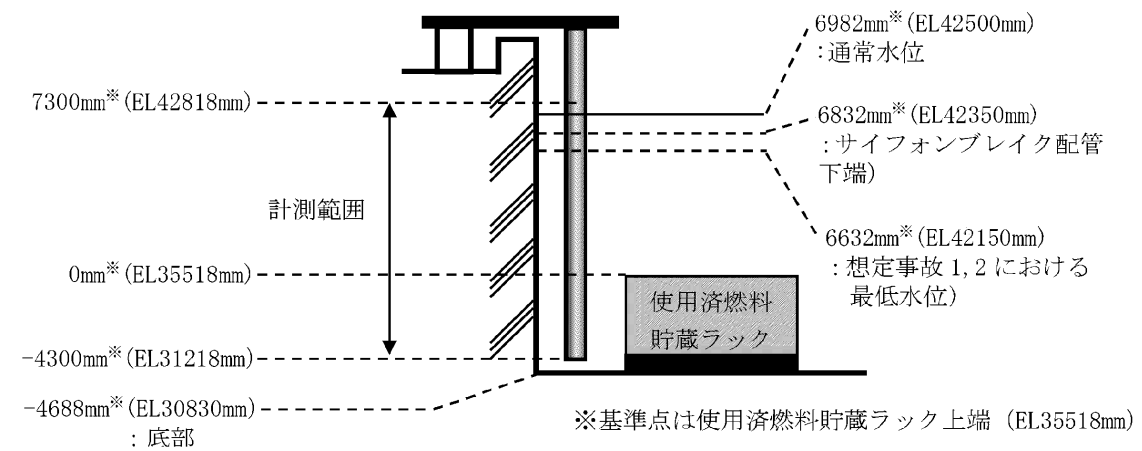


図 58-6-62 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (7号炉) の概要図

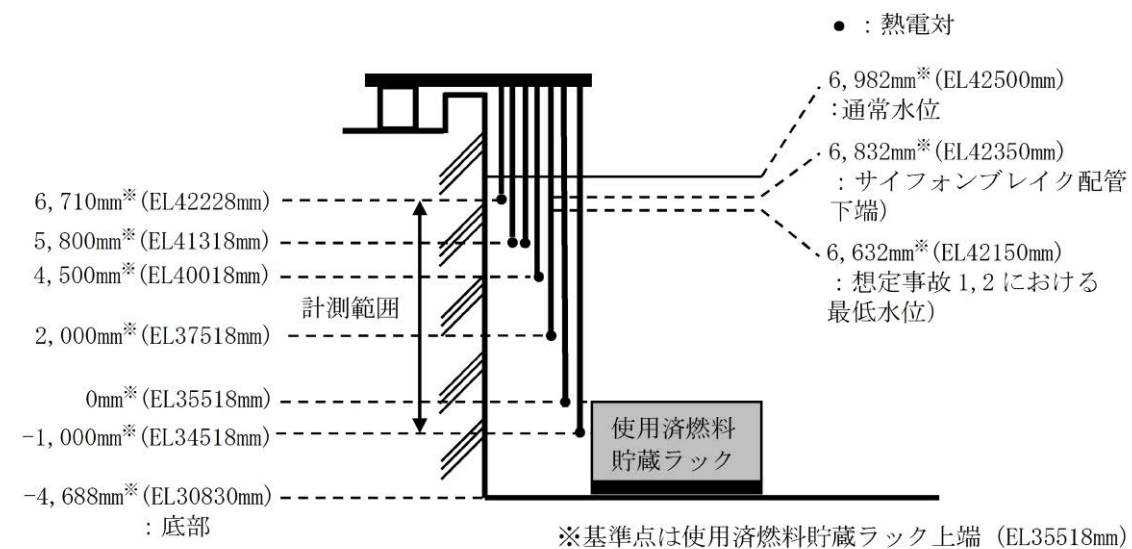
2. 燃料プール水位

(1) 燃料プール水位 (SA)



第 58.6-60 図 燃料プール水位 (SA) の概要図

(2) 燃料プール水位・温度 (SA)



第 58.6-61 図 燃料プール水位・温度 (SA) の概要図

・設備の相違

(2) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

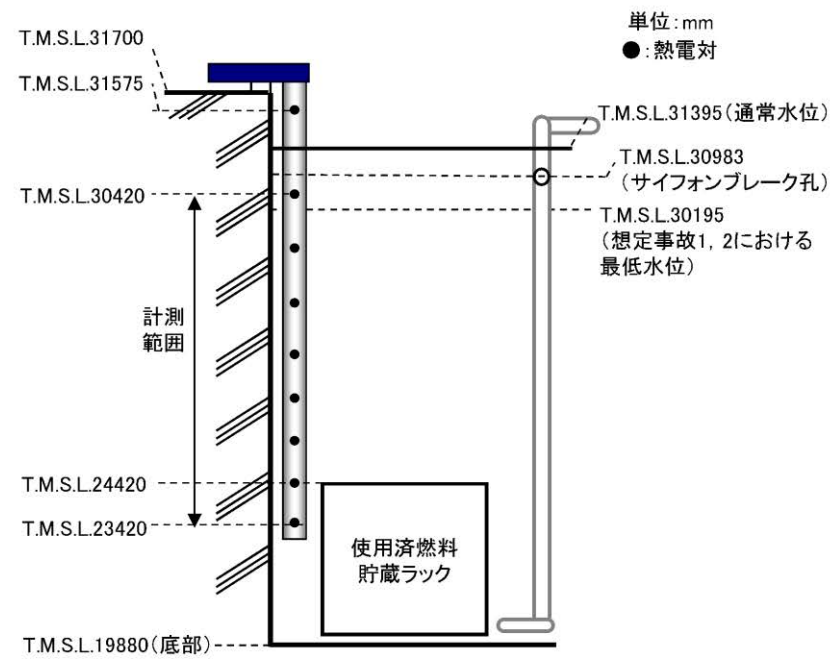


図 58-6-63 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (6号炉) の概要図

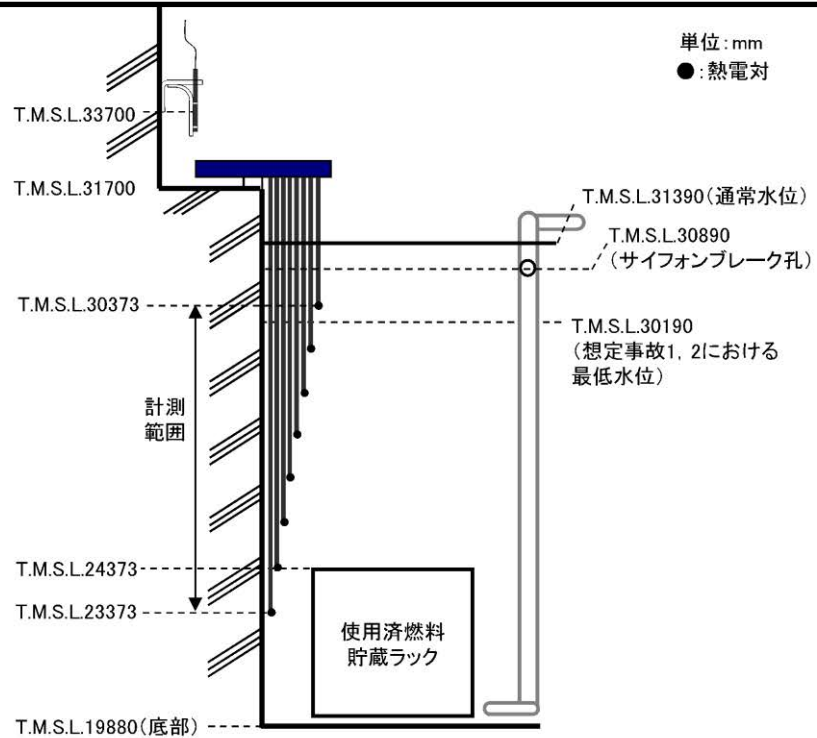


図 58-6-64 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (7号炉) の概要図

・設備の相違



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="605 831 813 890">58-7 アクセスルート図</p> <p data-bbox="255 1682 1199 1745"><u>柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋</u></p>	<p data-bbox="1709 842 2006 869">58-7 アクセスルート図</p>	



図 58-7-1 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(1/14)

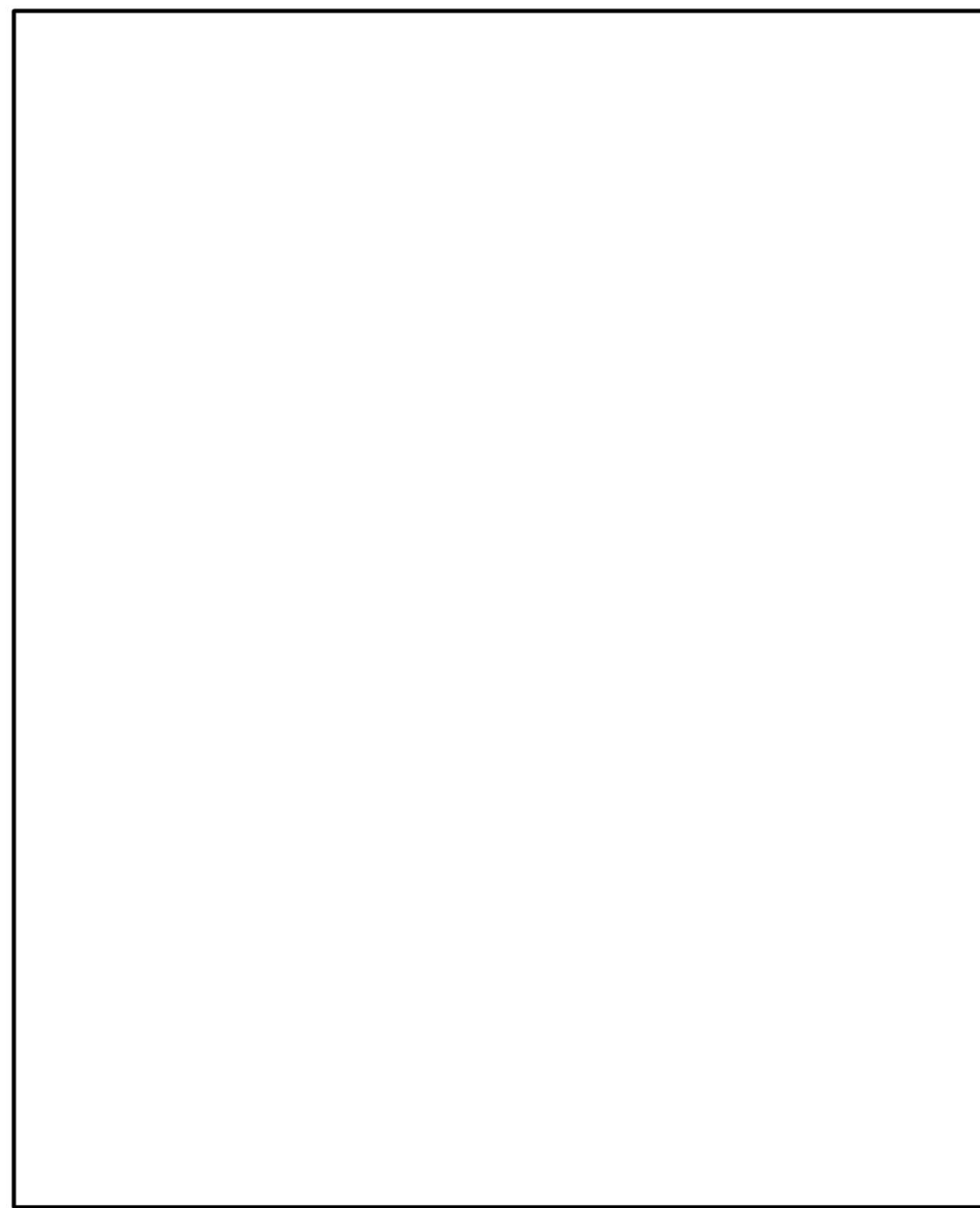


図 58 - 7 - 1 第1 ベントフィルタ出口水素濃度 保管場所及びアクセスルート

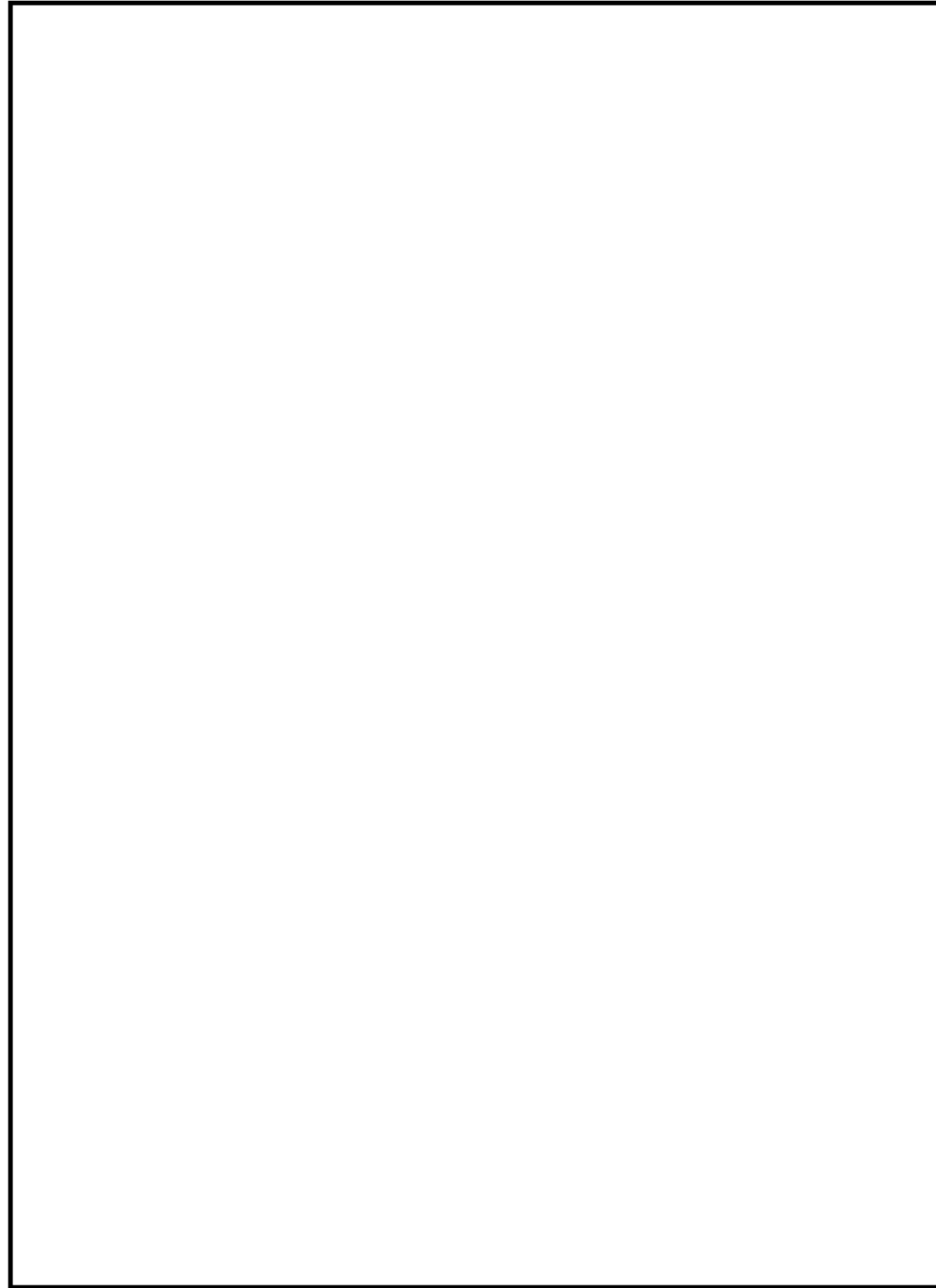


図 58-7-2 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリ  
ングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセ  
スルート(2/14)

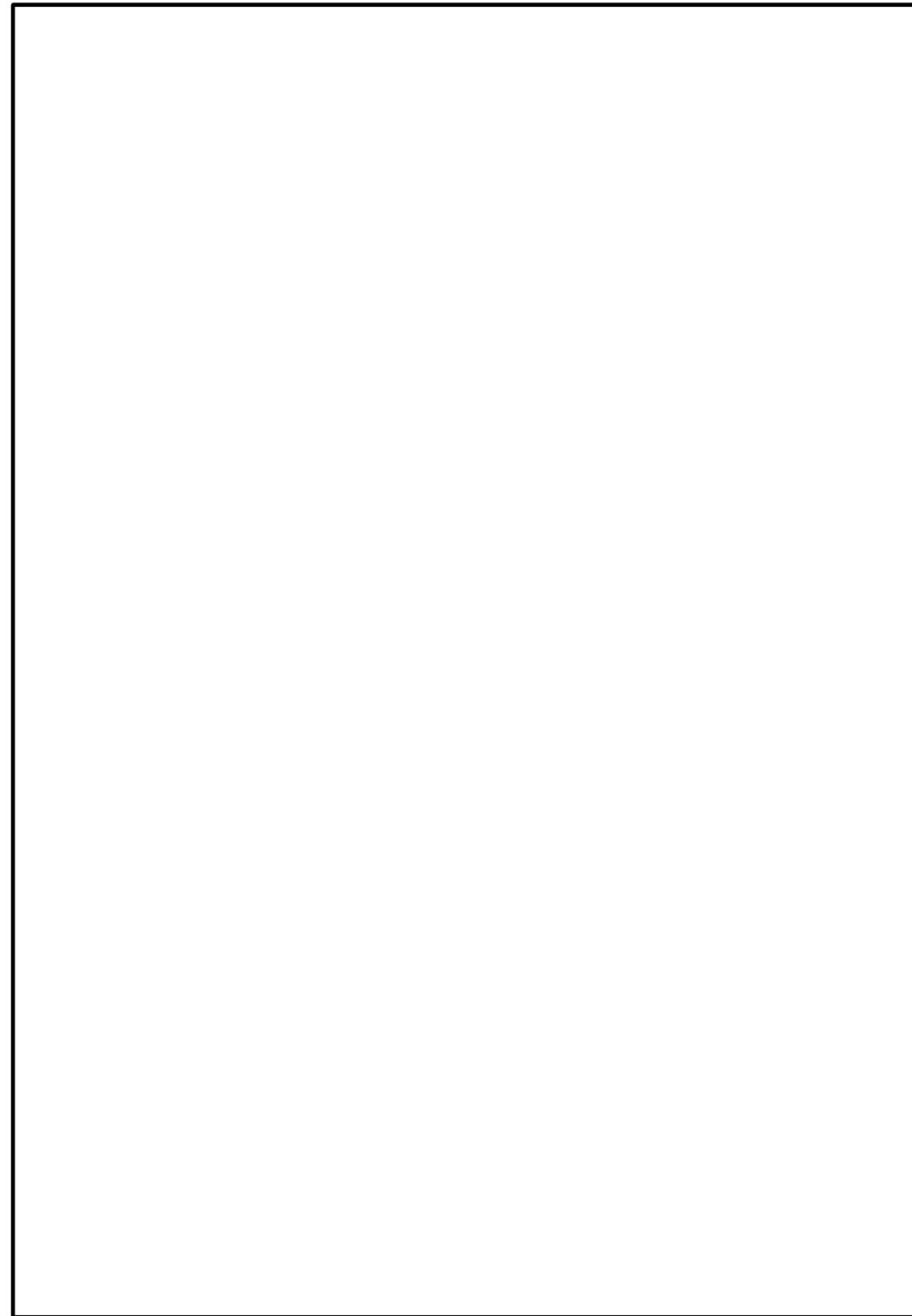


図 58 - 7 - 2 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (1/4)

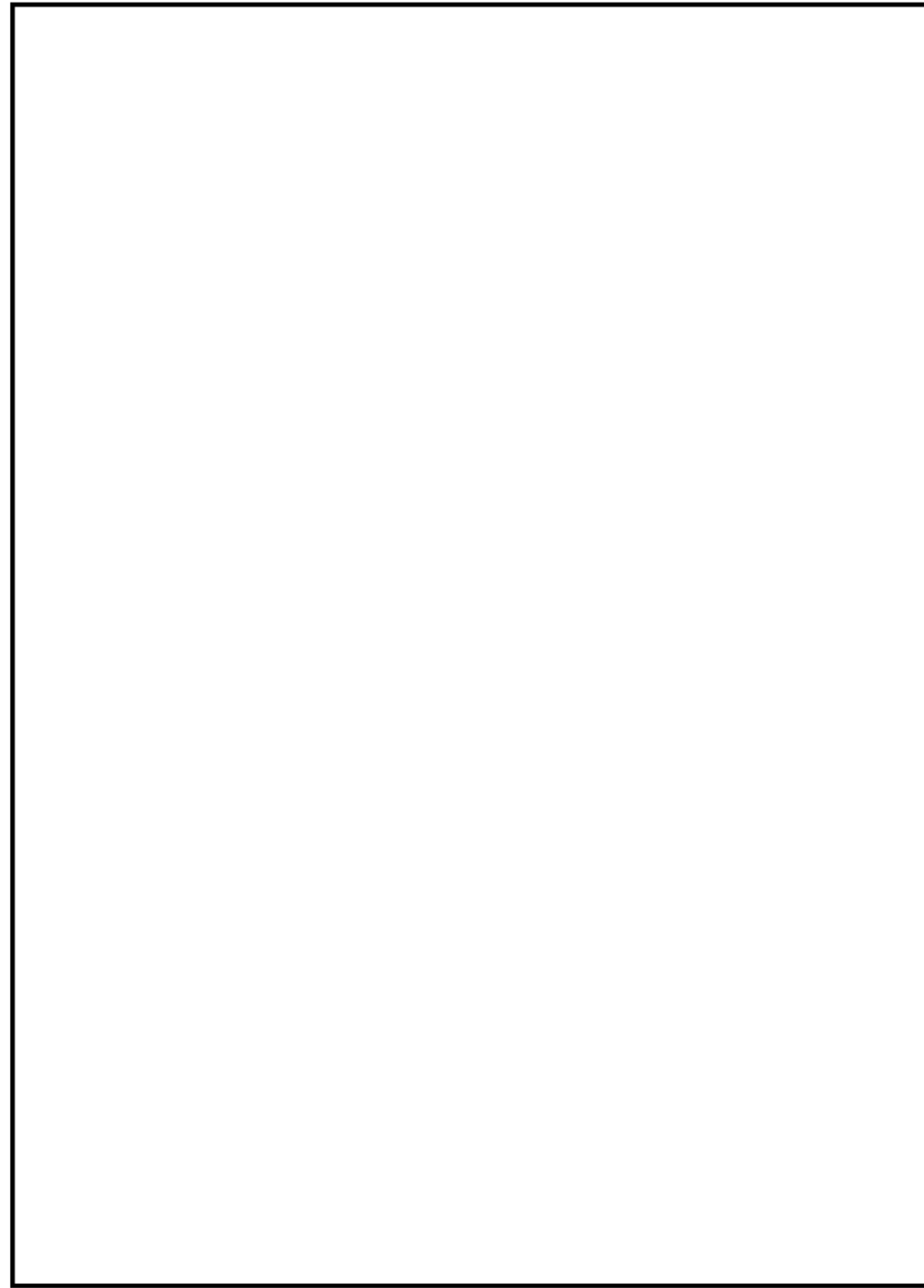


図 58-7-3 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート (3/14)

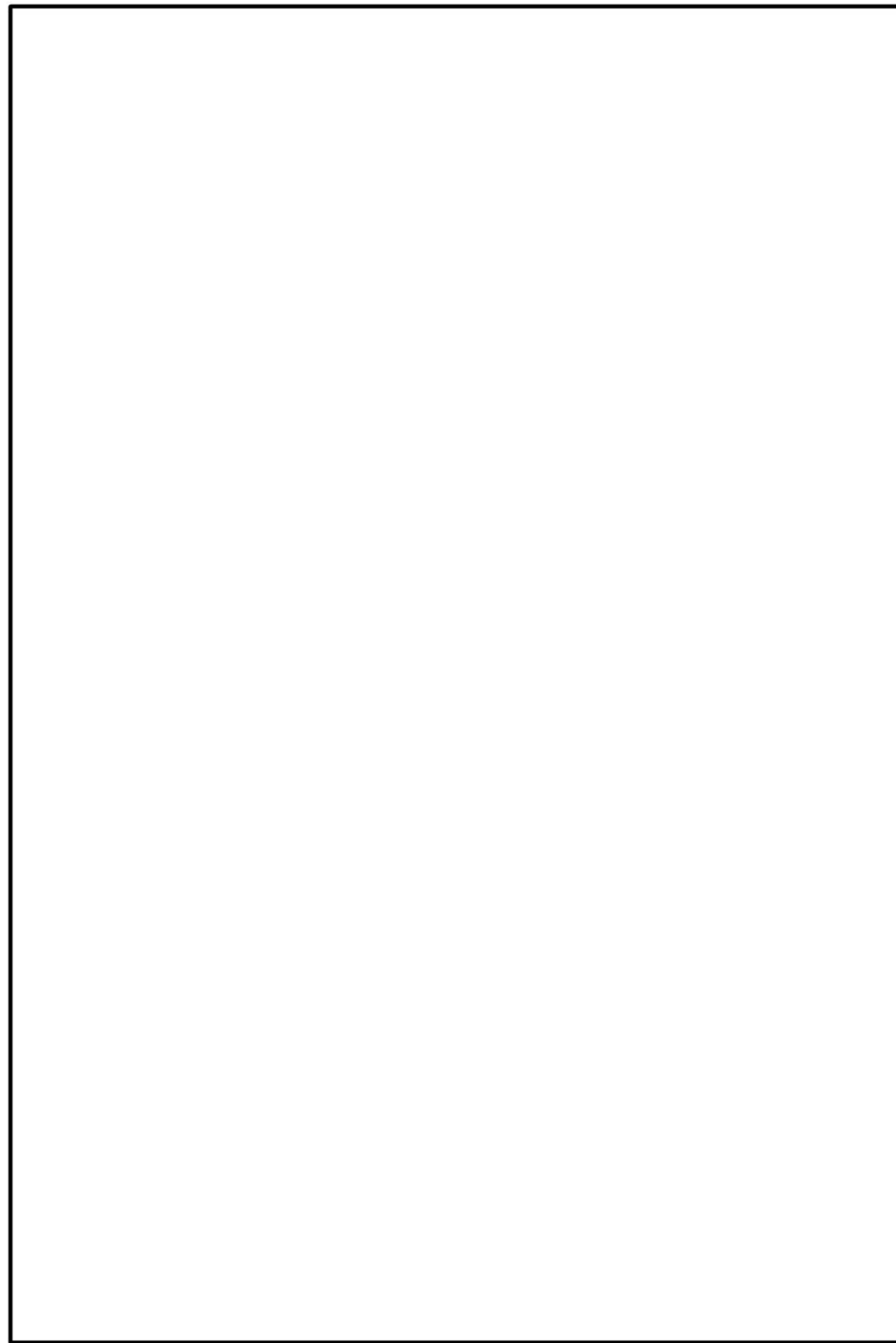


図 58 - 7 - 3 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (2/4)

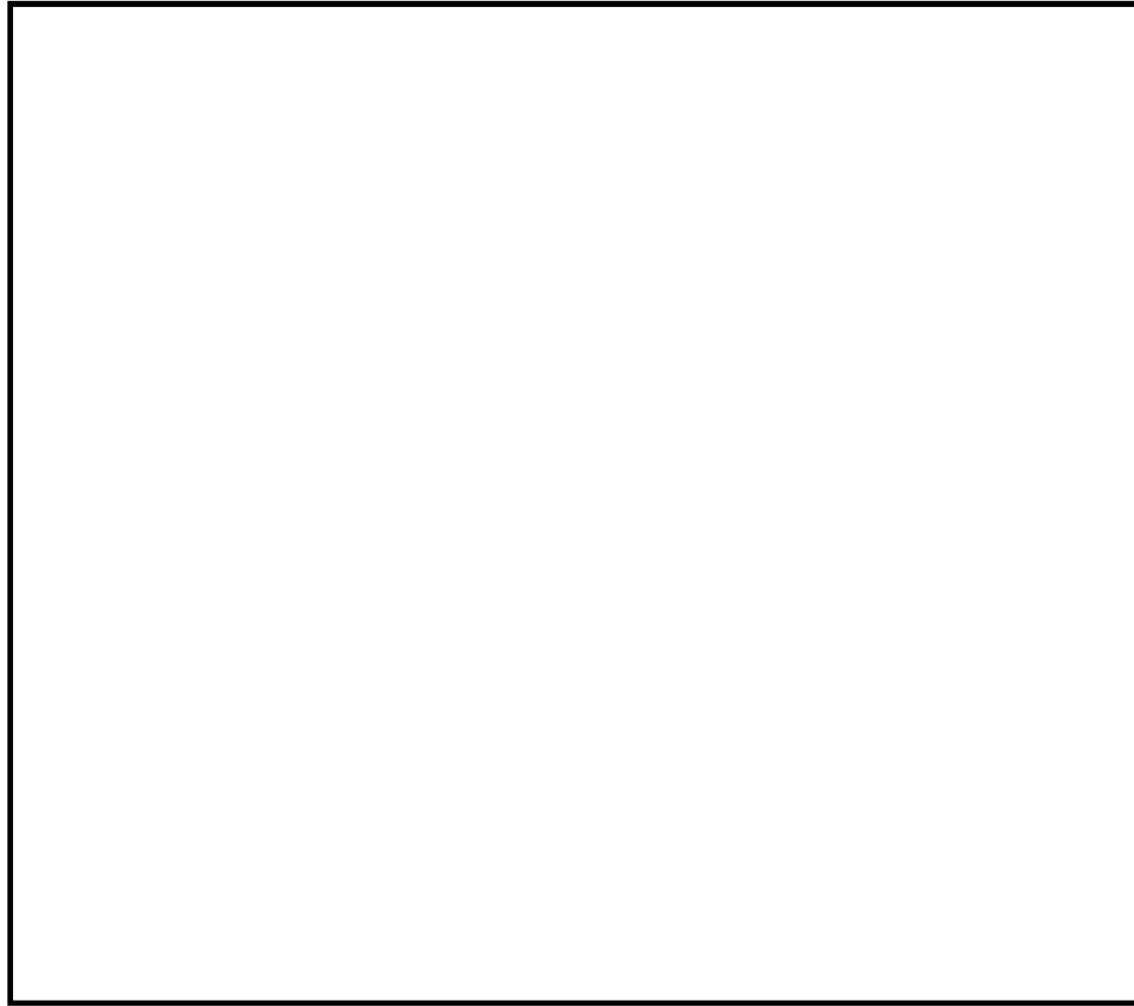


図 58-7-4 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(4/14)

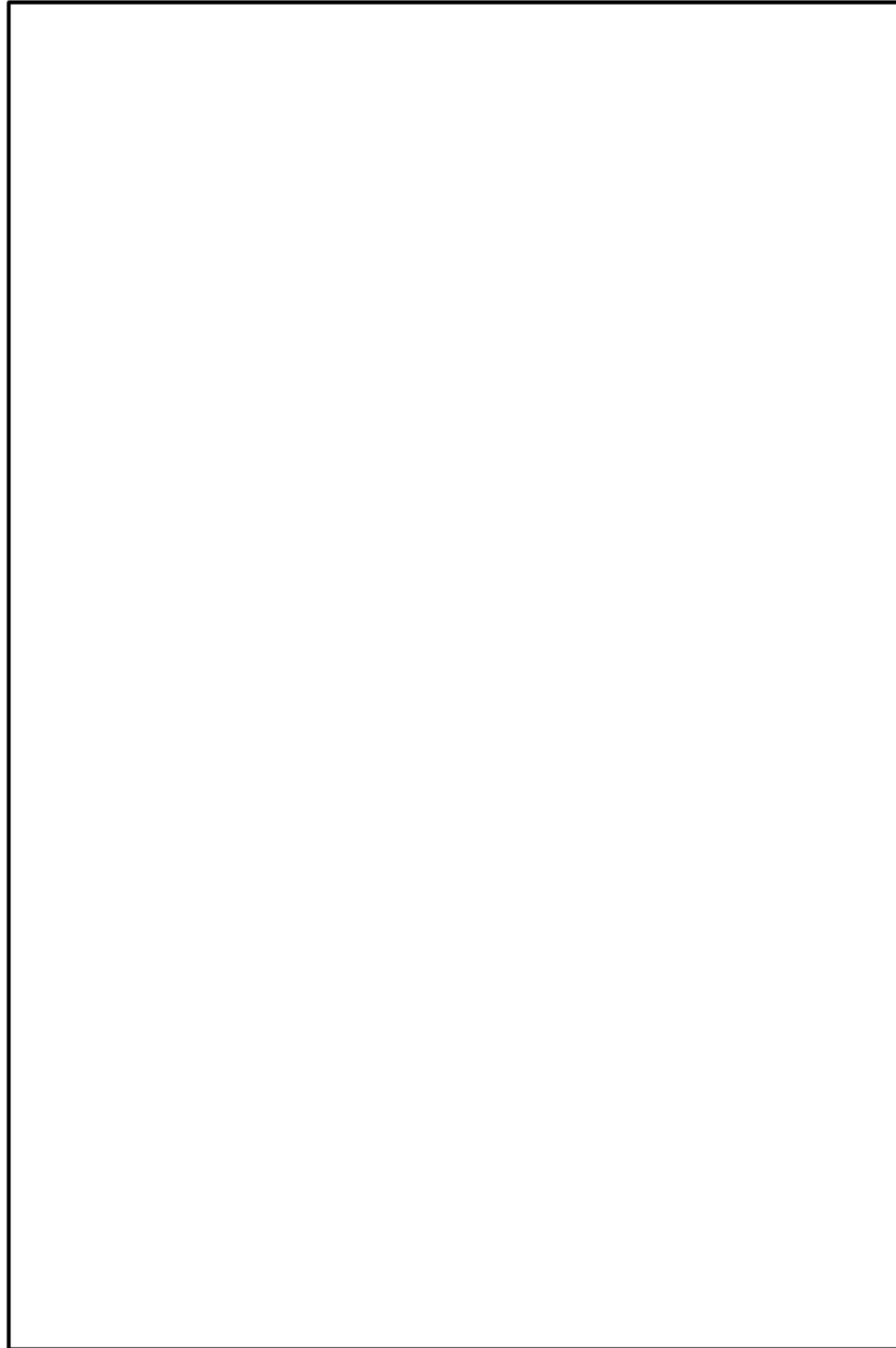


図 58 - 7 - 4 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (3/4)

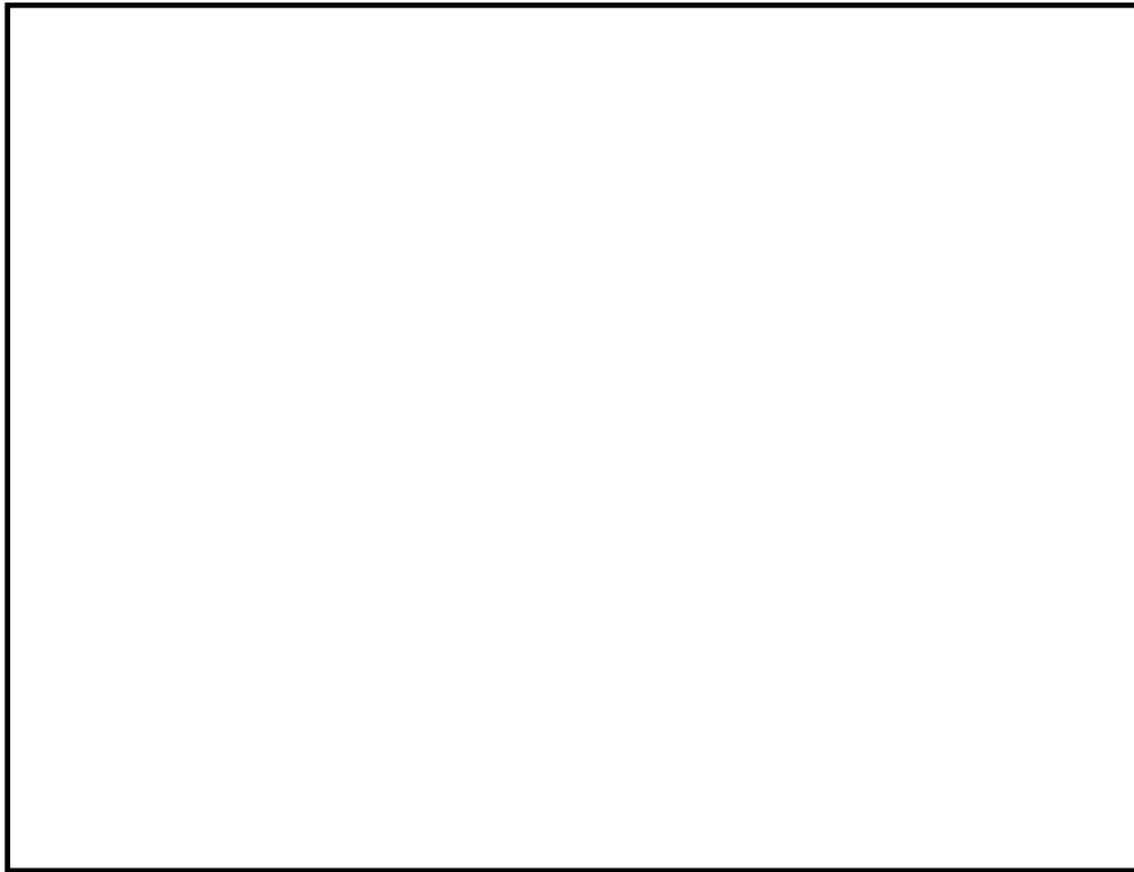


図 58-7-5 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(5/14)

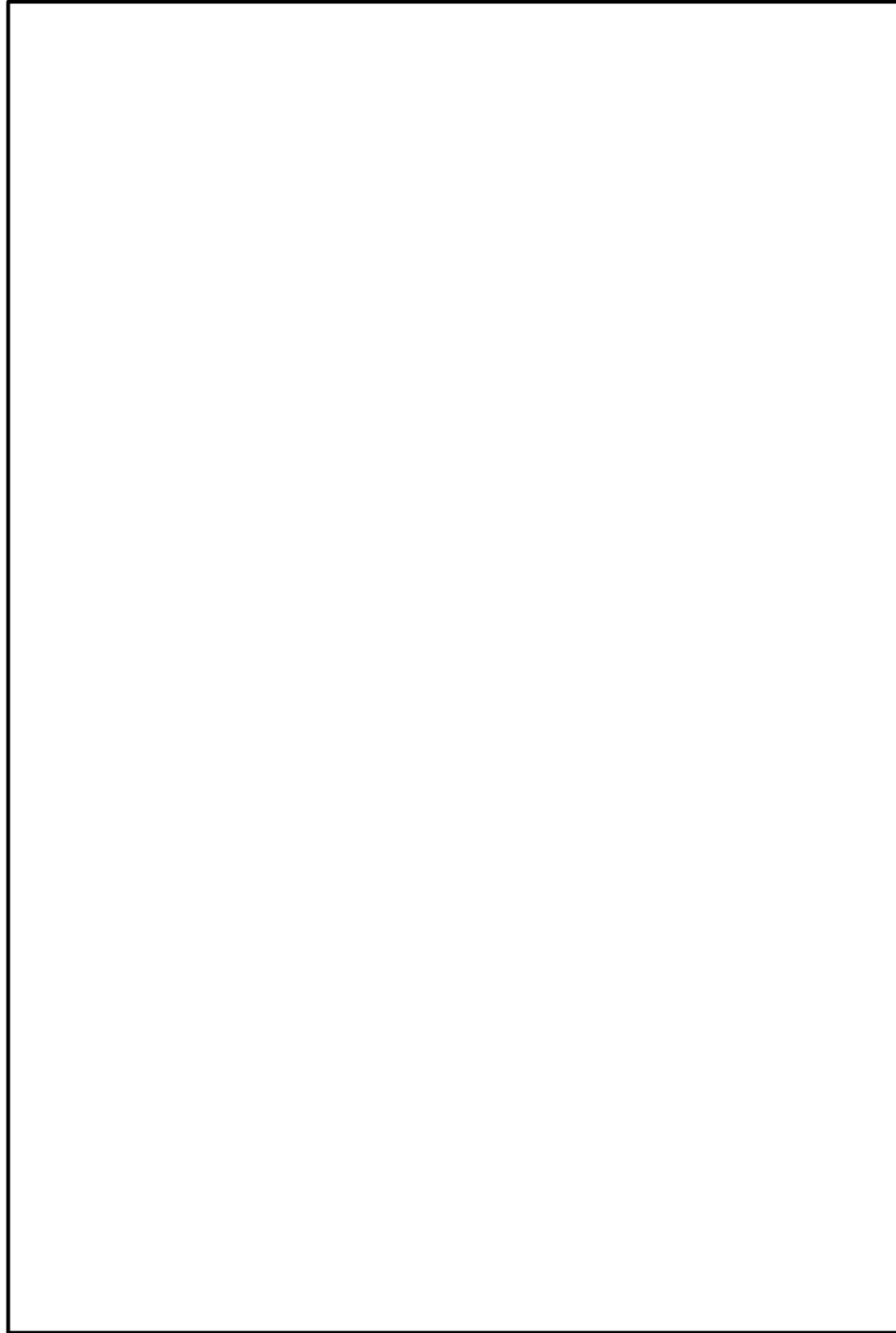


図 58 - 7 - 5 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (4/4)



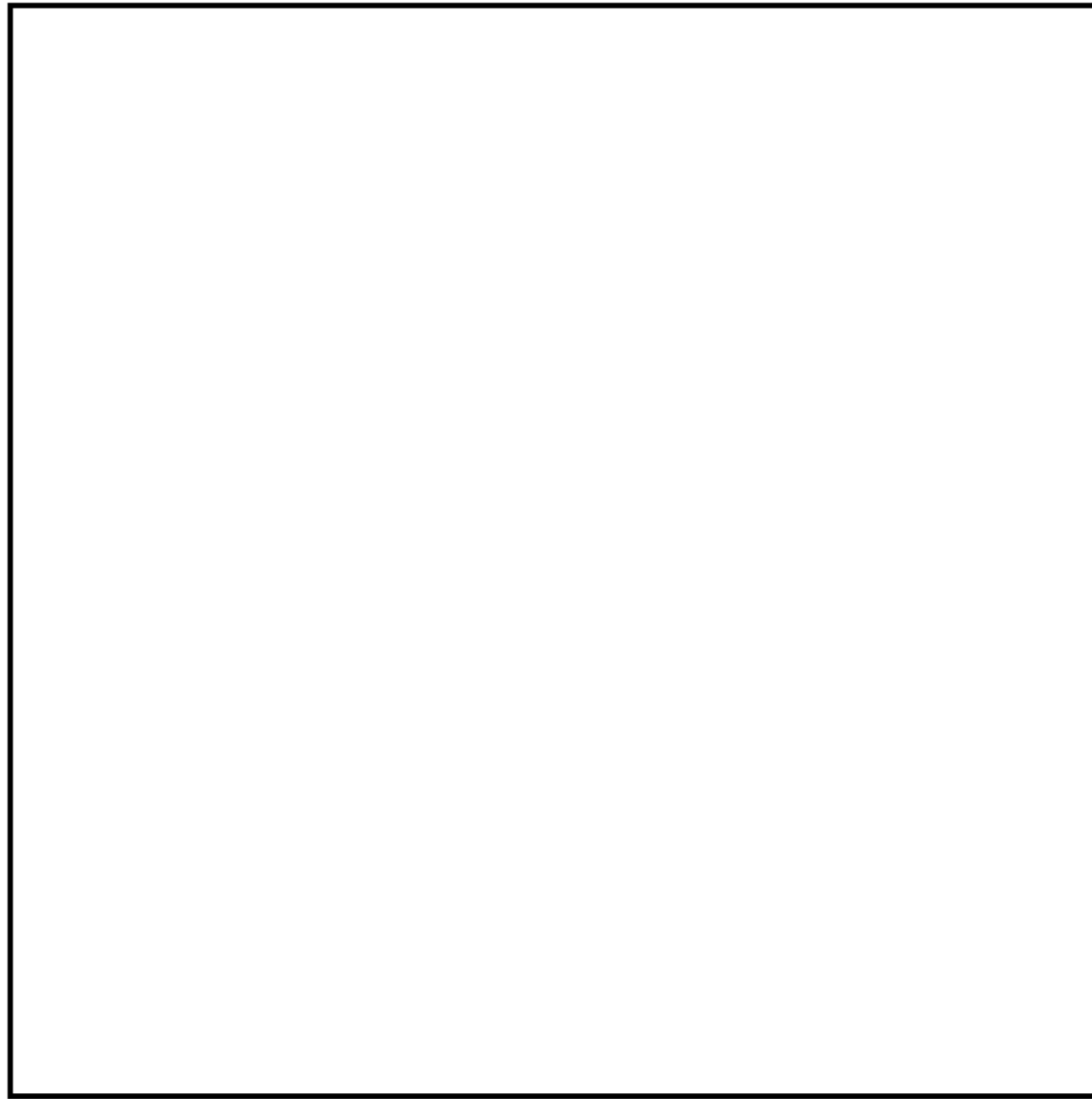


図 58-7-6 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリ  
ングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセ  
スルート (6/14)

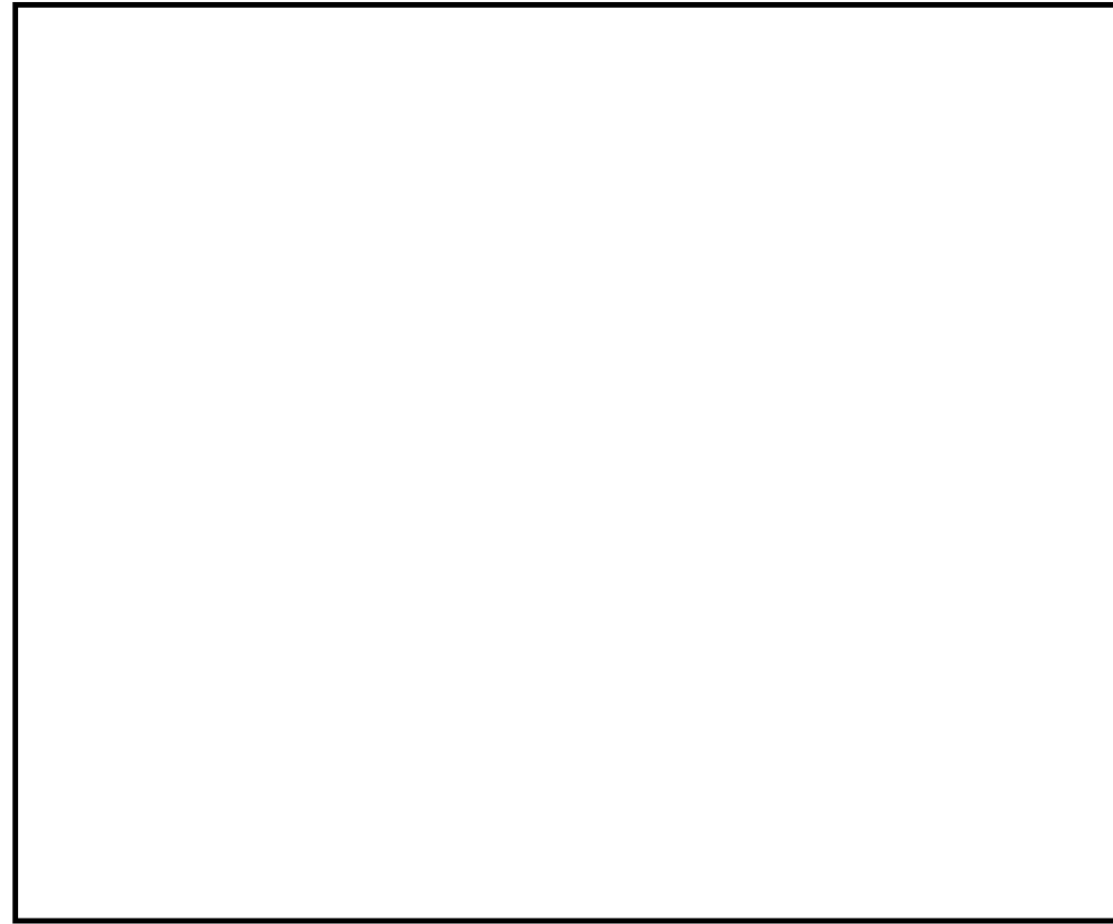


図 58-7-7 FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(7/14)

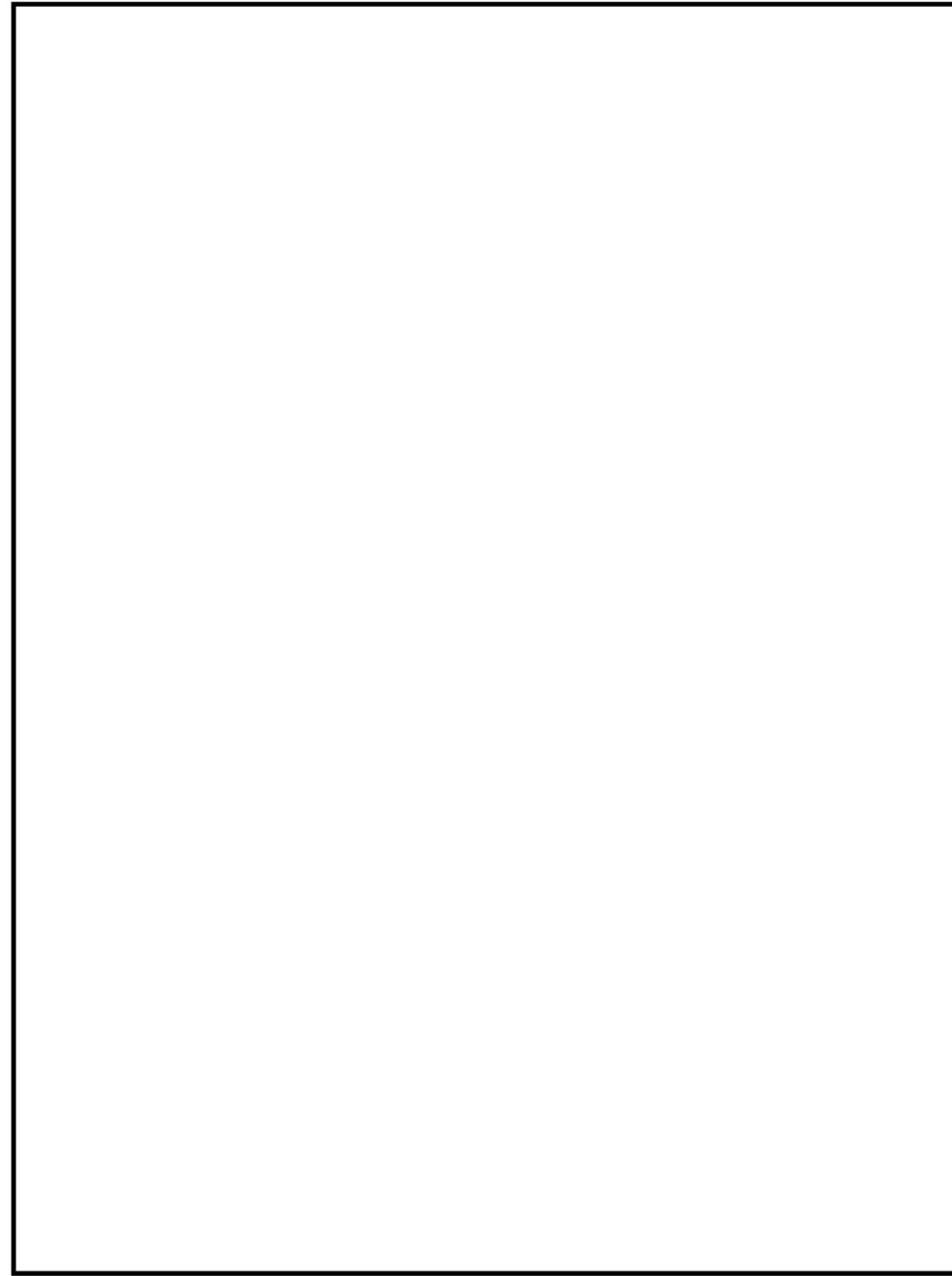


図 58-7-8 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(8/14)

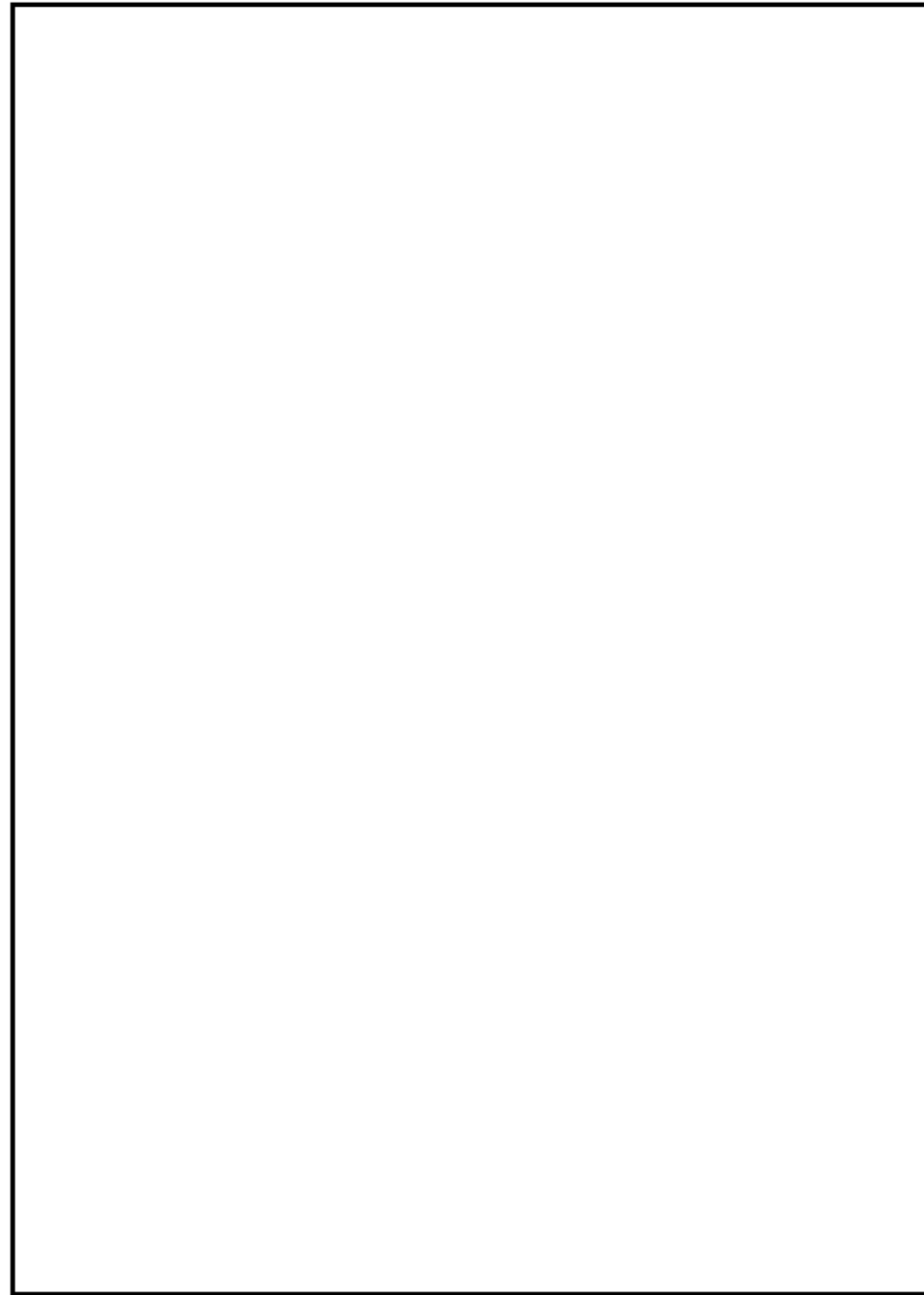


図 58-7-9 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリ  
ングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセ  
スルート(9/14)

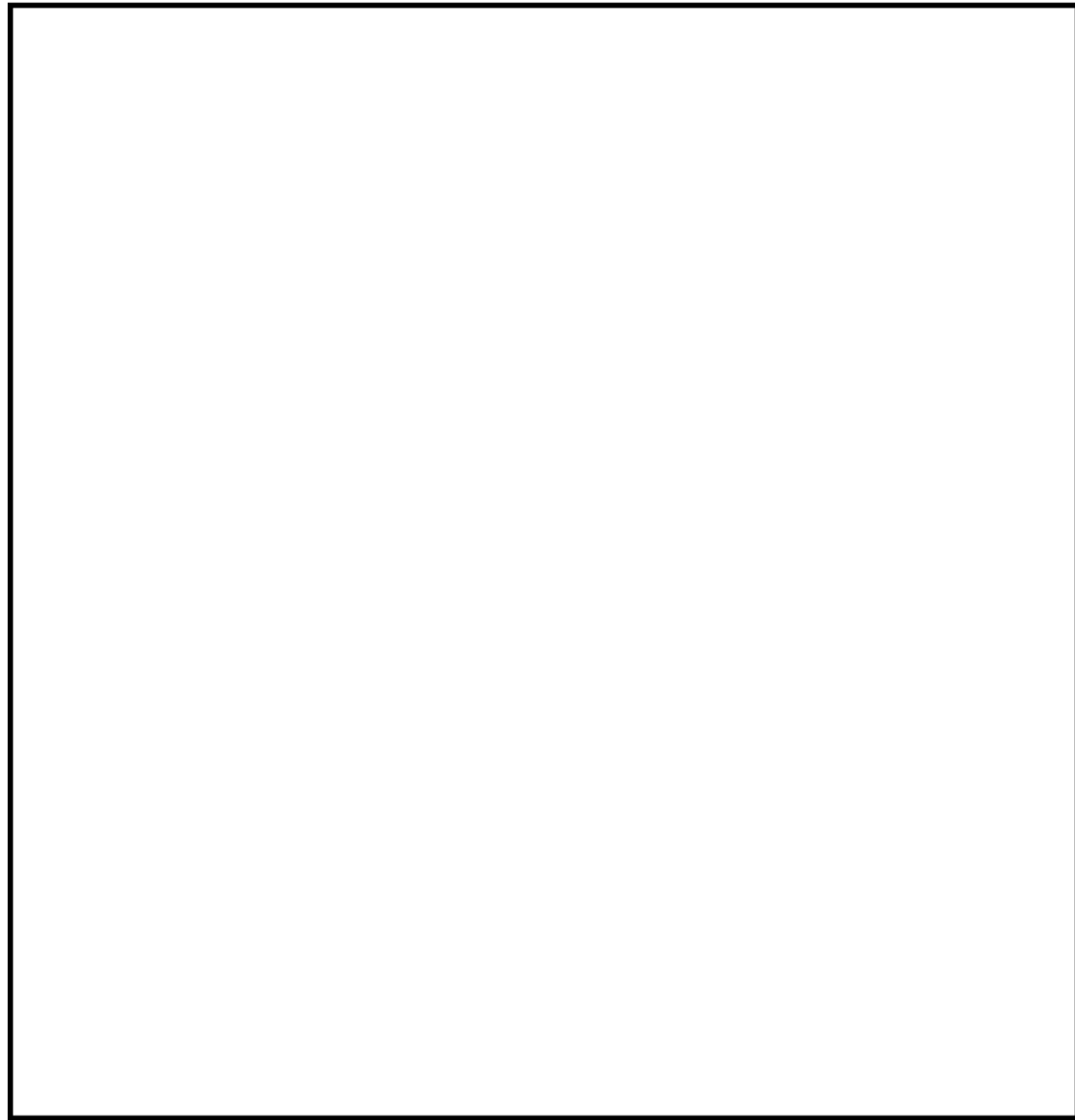


図 58-7-10 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(10/14)

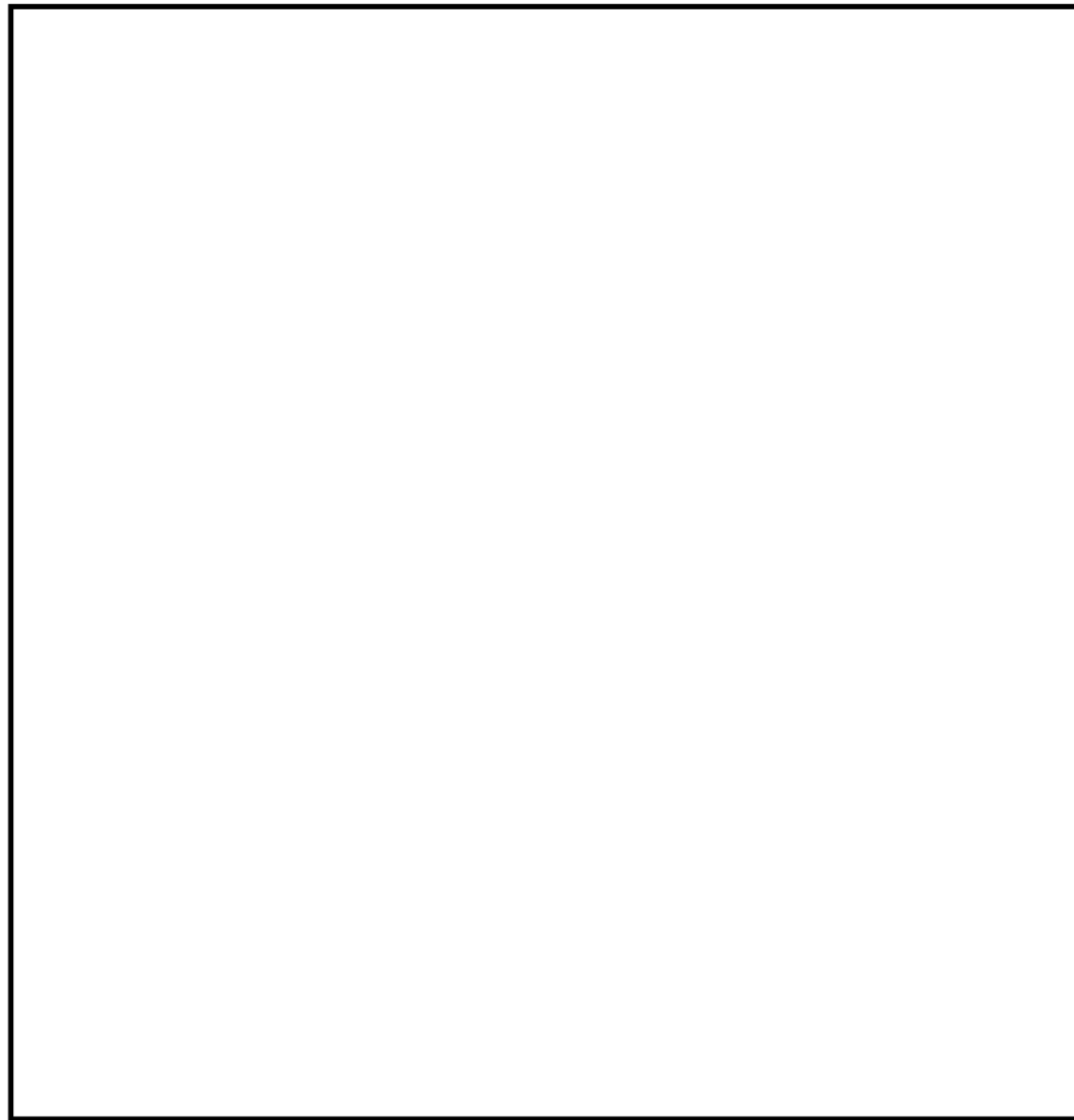


図 58-7-11 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(11/14)

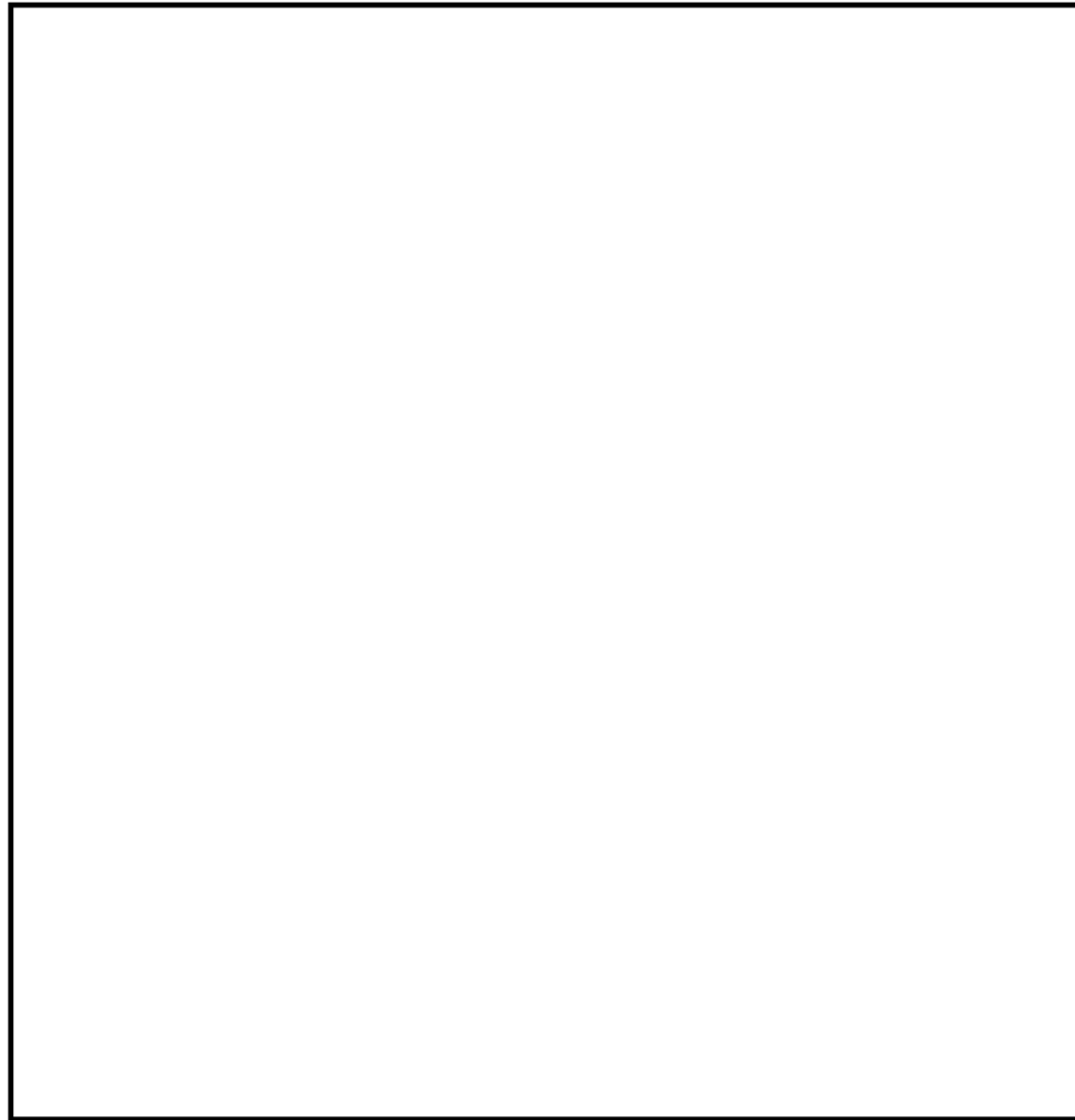


図 58-7-12 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(12/14)



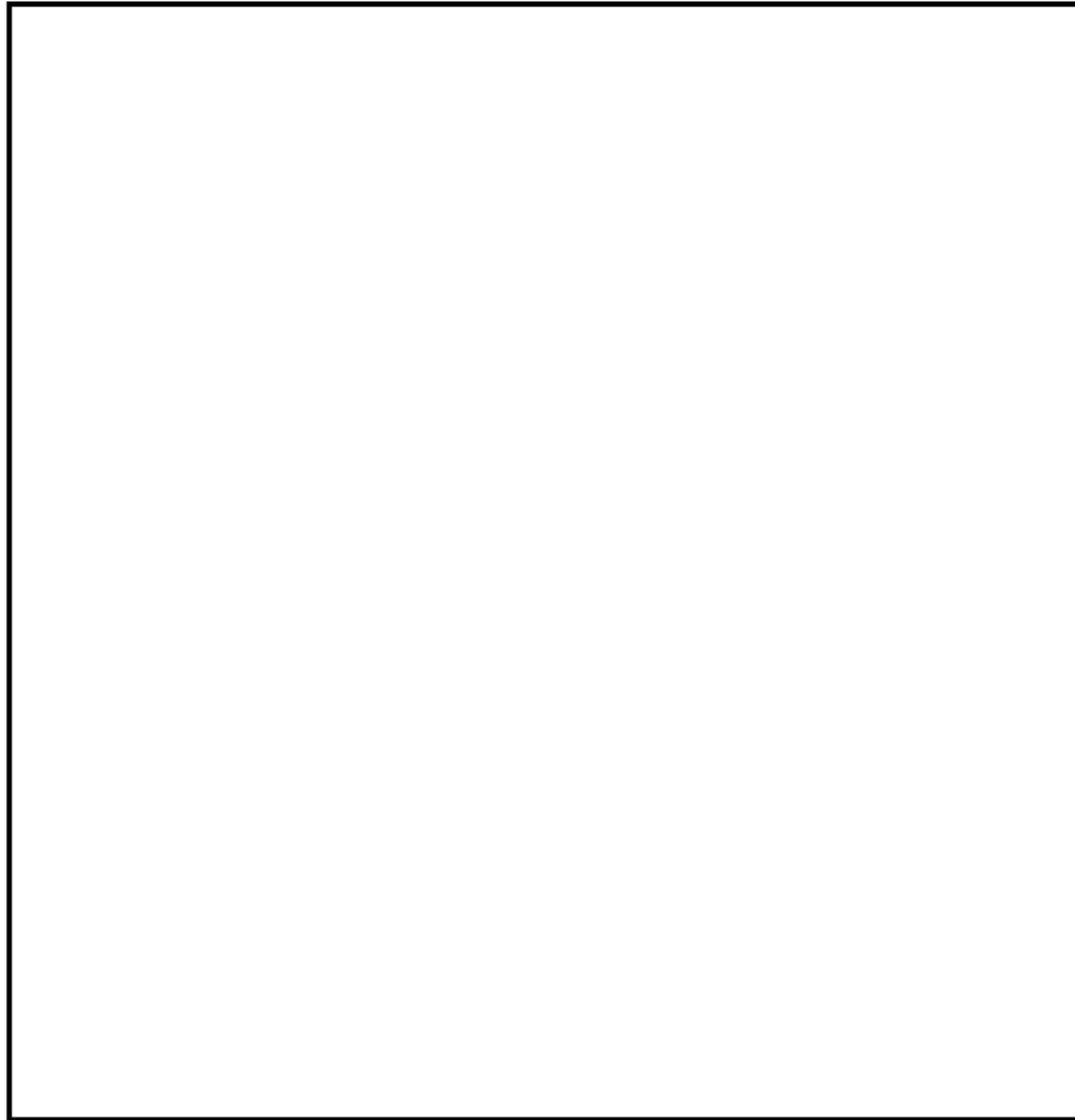


図 58-7-13 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(13/14)

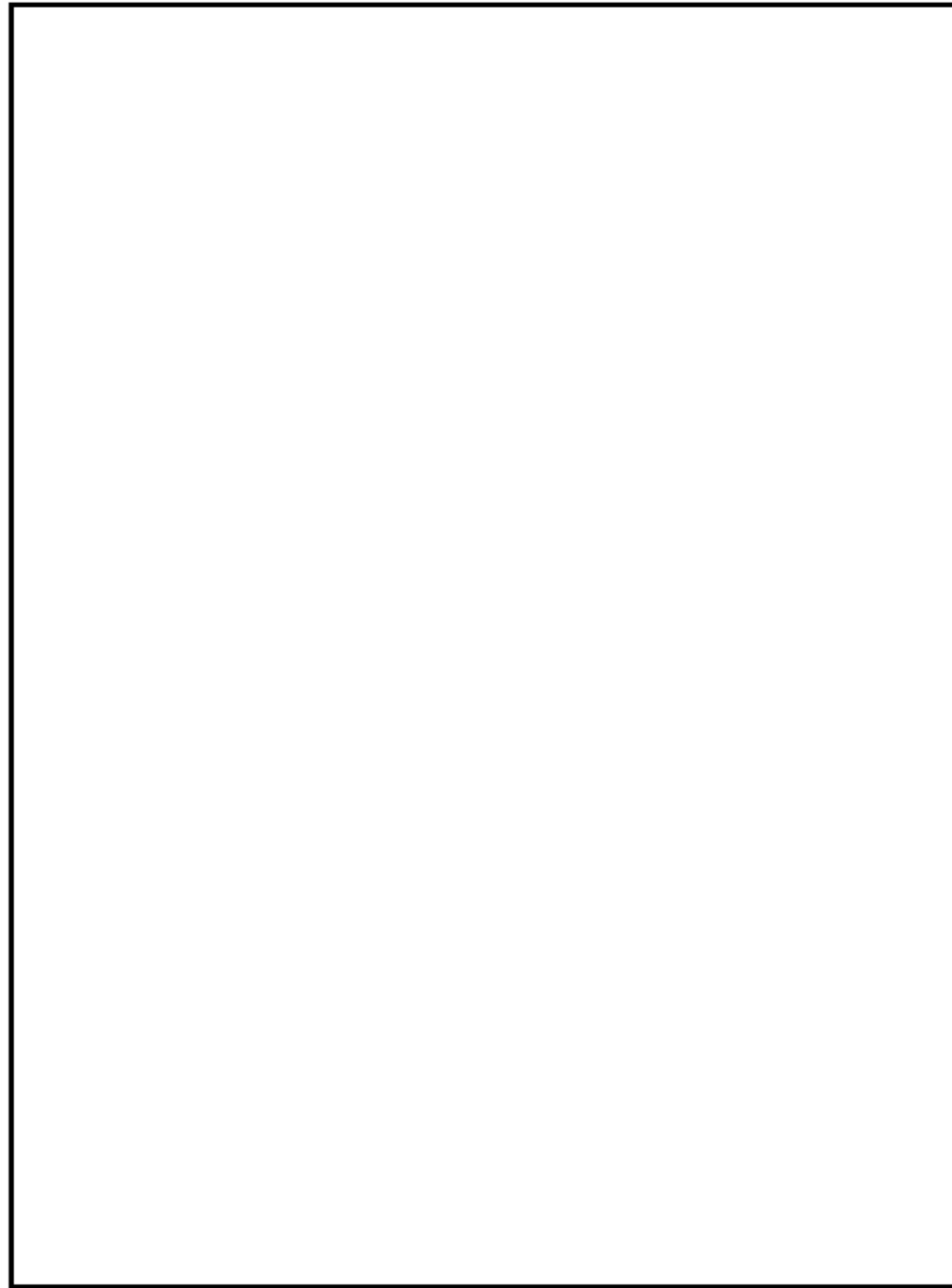


図 58-7-14 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(14/14)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="368 835 1026 890">58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p data-bbox="1478 835 2237 869">58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	

(a) 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 (原子炉圧力容器内の温度)

項目	原子炉圧力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力容器温度	0~350℃	最大値: 300℃
代替パラメータ	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]
	①原子炉水位 (広帯域)	-3200~3500mm*1	-6872~1650mm*1
	①原子炉水位 (燃料域)	-4000~1300mm*2	-3680~4843mm*2
	①原子炉水位 (SA)	-3200~3500mm*1 -8000~3500mm*1	-6872~1650mm*1
	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値: 182℃
*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1224cm) *2: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)			
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部 (TAF) に到達してからの経過時間より燃料 (表面) 温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位が有効燃料棒頂部以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図 58-8-1 を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 100~約 320℃</p>		

(a) 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 (原子炉圧力容器内の温度)

項目	原子炉圧力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力容器温度 (SA)	0~500℃	最大値: 302℃
代替パラメータ	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]
	① 原子炉水位 (広帯域)	-400~150cm**1	-539cm~132cm**1
	① 原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm**1	-539cm~132cm**1
	① 原子炉水位 (SA)	-800~150cm**1	-539cm~132cm**1
	② 残留熱除去系熱交換器入口温度	0~200℃	最大値: 90℃
※1: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)			
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上の場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位が TAF に到達してからの経過時間より燃料 (表面) 温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能である。</p> <p>推定方法は、以下の通りである。</p>		

・設備の相違

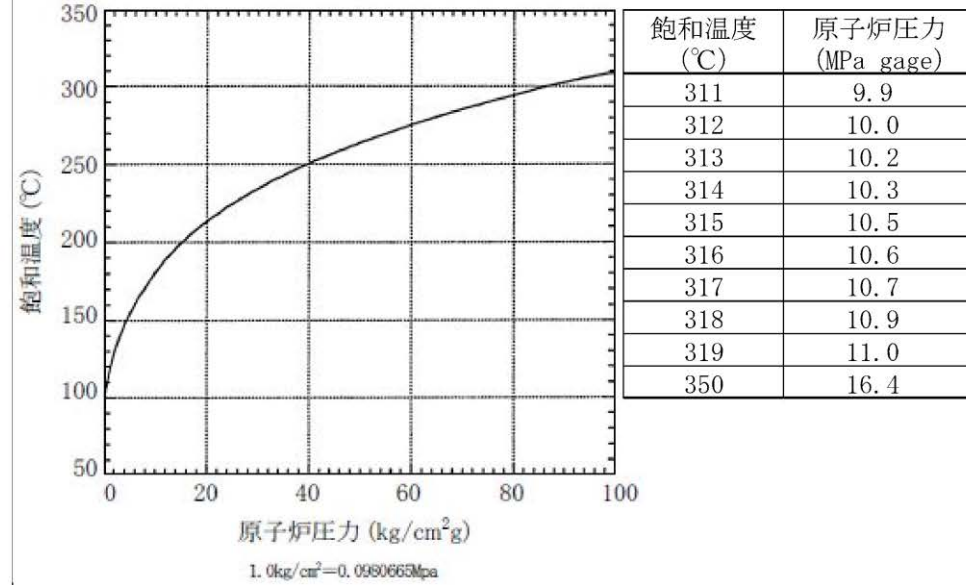


図 58-8-1 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定

①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA)  
 原子炉水位が TAF 以下の場合には, 原子炉水位が TAF 以下になった時間から発生する崩壊熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。  
 (専用入力シートに原子炉水位等を入力することによって温度を推定する。)

推定可能範囲: 全範囲

※推定概要

<推定方法>

図 58-8-2 に示すシートに時間 (スクラムからの時間), 原子炉水位を入力することにより, TAF 到達後の崩壊熱から原子炉圧力容器内の温度を推定する。

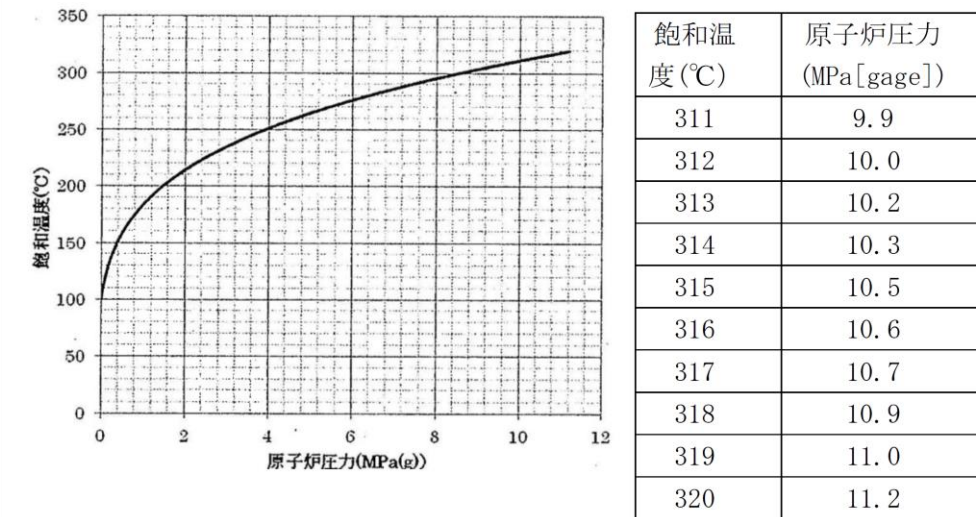
<注意事項>

原子炉内燃料温度推定計算シートは, 輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため, 実際の温度より高めに温度が算出される可能性がある。

①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)

原子炉水位が TAF 以上の場合には, 飽和状態と想定し, 飽和温度/圧力  
 の関係を利用し, 第58-8-1図を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温  
 度を推定する。

推定可能範囲: 100~約320°C



第58-8-1図 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定

①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA)

原子炉水位が TAF 以下の場合には, 原子炉水位が TAF 以下になった時  
 間から発生する崩壊熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。  
 (専用入力シートに原子炉水位等を入力することによって温度を推定す  
 る。)

推定可能範囲: 全範囲

※推定概要

<推定方法>

第58-8-2図に示すシートに時間 (スクラムからの時間), 原子炉水位を入力  
 することにより, TAF 到達後の崩壊熱から原子炉圧力容器内の温度を推定  
 する。



原子炉内燃料温度推定計算シート

【入力データ】		【評価結果】		
原子力発電所階数*1	KK-7	原子炉水位*4 (燃料域)	崩壊熱 [MW]	燃料表面温度 [°C]
タイムステップ[s]*2	10.0	原子炉水位*4 (燃料域) [mm]	崩壊熱 [MW]	燃料表面温度 [°C]
60	0	58.35	300	300
62	-100	55.79	329	304
64	-200	55.24	352	313
66	-300	54.71	374	324
68	-400	54.19	396	339
70	-500	53.70	420	355
72	-600	53.23	445	374
74	-700	52.77	473	395
76	-770	52.34	499	416
78	-840	51.92	526	437
80	-910	51.51	552	458
82	-980	51.13	578	480
84	-1050	50.75	605	504
86	-1120	50.39	632	527
88	-1190	50.04	660	552
90	-1260	49.71	688	578
92	-1330	49.38	716	604
94	-1380	49.07	745	630
96	-1430	48.76	774	656
98	-1480	48.47	802	681
100	-1530	48.18	831	707
102	-1580	47.91	860	734
104	-1630	47.64	888	761
106	-1680	47.38	915	788
108	-1730	47.12	937	807
110	-1780	46.88	958	829
112	-1830	46.64	986	852
114	-1880	46.41	1017	884
116	-1930	46.18	1050	913
118	-1920	45.96	1081	942
120	-1950	45.75	1112	970

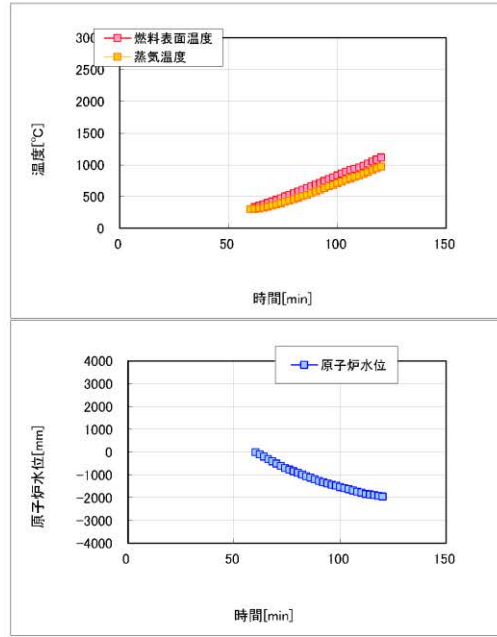


図 58-8-2 原子炉内燃料温度推定計算シート

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を推定する。

推定の評価

①原子炉圧力，原子炉圧力（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）

原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位が TAF 以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は飽和温度／圧力の関係から推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。

原子炉水位が TAF 以下の場合には，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を計測可能である。

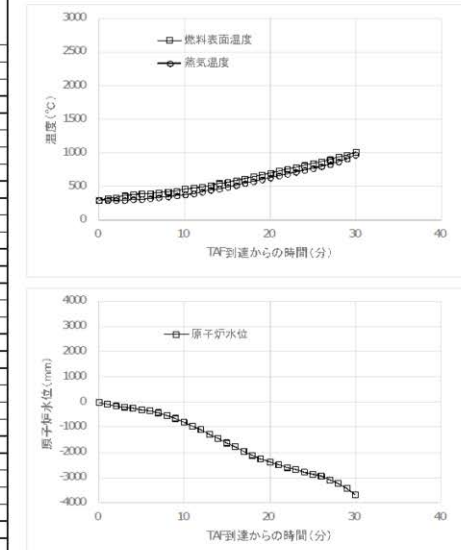
<誤差による影響について>

原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握することであり，

<注意事項>

原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出される可能性がある。

TAF到達からの時間 (min)	原子炉水位 (燃料域) (mm)	崩壊熱 (MW)	燃料表面温度 (°C)	蒸気温度 (°C)
0.0	0	40.82	286	286
1.0	-84	40.43	318	288
2.0	-143	40.06	340	293
3.0	-192	39.70	357	298
4.0	-239	39.35	371	304
5.0	-293	39.01	384	311
6.0	-359	38.68	396	319
7.0	-441	38.36	409	329
8.0	-541	38.06	423	342
9.0	-658	37.76	438	357
10.0	-792	37.47	456	375
11.0	-942	37.19	475	395
12.0	-1103	36.92	495	417
13.0	-1272	36.65	517	440
14.0	-1447	36.39	540	465
15.0	-1622	36.14	565	490
16.0	-1794	35.90	590	517
17.0	-1958	35.66	617	544
18.0	-2113	35.43	644	572
19.0	-2255	35.21	671	599
20.0	-2383	34.99	699	628
21.0	-2497	34.78	728	656
22.0	-2598	34.57	756	684
23.0	-2688	34.37	785	712
24.0	-2773	34.17	814	741
25.0	-2859	33.97	843	770
26.0	-2956	33.79	873	800
27.0	-3074	33.60	903	832
28.0	-3228	33.42	935	866
29.0	-3437	33.25	968	907
30.0	-3700	33.08	1004	973



第58-8-2図 原子炉内燃料温度推定計算シート

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より炉水の温度を測定する。

推定の評価

① 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）

原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位が TAF 以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は飽和温度／圧力の関係から推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。

原子炉水位が TAF 以下の場合には，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により炉

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 262 1222 672" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA））による推定では，温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，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。（原子炉圧力容器の定格圧力：約7MPa[gage]（飽和温度：約287℃）に対して，原子炉圧力の誤差：約±0.08MPa から温度に換算した場合は287±1℃程度。原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出されることを考慮して対応することで，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（残留熱除去系熱交換器入口温度）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差（残留熱除去系交換器入口温度の誤差：±3.6℃）を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div>	<div data-bbox="1311 262 2392 1180" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>水の温度を計測可能である。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p>原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握する事であり，代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA））による推定では，温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，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。（原子炉圧力容器の定格圧力：約7MPa[gage]（飽和温度：約287℃）に対して，原子炉圧力の誤差：±0.20MPa [gage]から温度に換算した場合は287±2℃程度，原子炉圧力（SA）の誤差：±0.09MPa [gage]から温度に換算した場合は287±1℃程度。原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出されることを考慮して対応することで，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（残留熱除去系熱交換器入口温度）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差（残留熱除去系交換器入口温度の誤差：±4.0℃）を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div>	



(b) 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 (原子炉压力容器内の圧力)

(b) 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 (原子炉压力容器内の圧力)

・設備の相違

項目	原子炉压力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	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]
代替パラメータ	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~10MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]
	②原子炉水位 (広帯域)	-3200~3500mm <sup>*1</sup>	-6872~1650mm <sup>*1</sup>
	②原子炉水位 (燃料域)	-4000~1300mm <sup>*2</sup>	-3680~4843mm <sup>*2</sup>
	②原子炉水位 (SA)	-3200~3500mm <sup>*1</sup> -8000~3500mm <sup>*1</sup>	-6872~1650mm <sup>*1</sup>
	②原子炉压力容器温度	0~350℃	最大値：300℃
*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉压力容器零レベルより 1224cm) *2：基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉压力容器零レベルより 905cm)			
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を実施することである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて推定) により推定する。</p> <p>原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压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。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</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压力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉压力容器温度 飽和温度/圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉压力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉压力容器の破損に至っていないことを格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。 推定可能範囲：0~約 16.4MPa[gage]</p>		

項目	原子炉压力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	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]
代替パラメータ	① 原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	原子炉圧力 ① (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~10MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	② 原子炉水位 (広帯域)	-400~150cm <sup>**1</sup>	-539cm~132cm <sup>**1</sup>
	② 原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm <sup>**1</sup>	-539cm~132cm <sup>**1</sup>
	② 原子炉水位 (SA)	-800~150cm <sup>**1</sup>	-539cm~132cm <sup>**1</sup>
	② 原子炉压力容器温度 (SA)	0~500℃	最大値： 302℃
※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 1328cm)			
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压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を実施することである。		



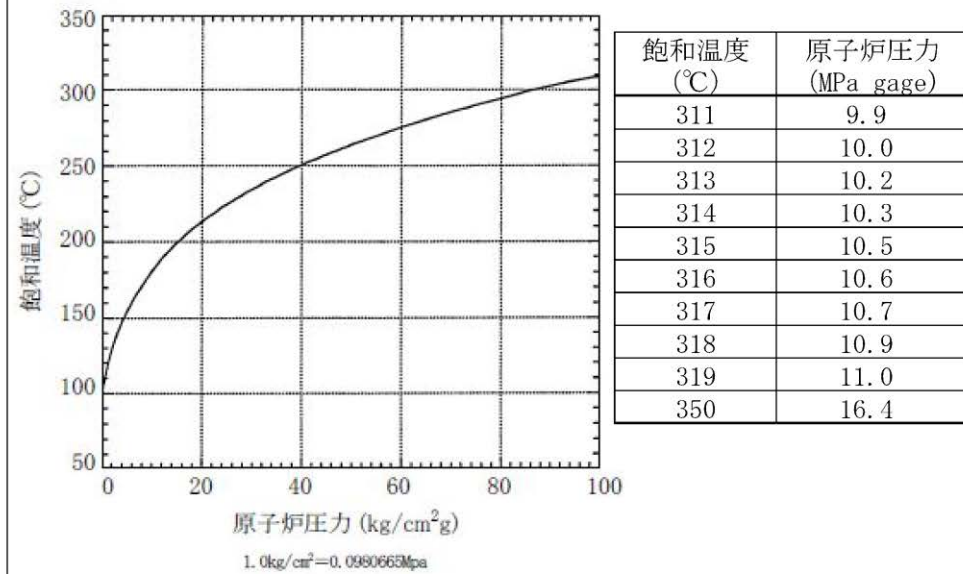


図 58-8-3 飽和温度/圧力の関係を利用した圧力の推定

推定方法

原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて推定) により推定する。

原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (SA) により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。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。

推定方法は、以下の通りである。

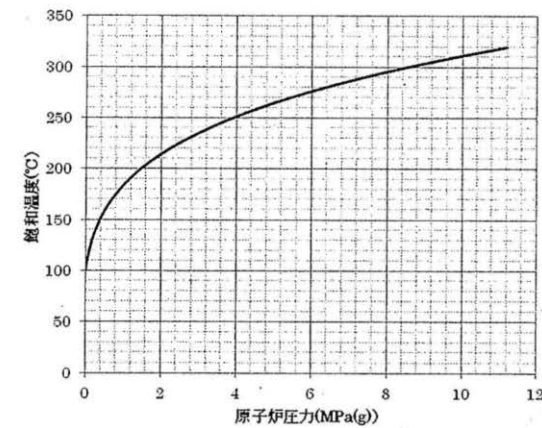
①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)

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。

②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 (SA) より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉圧力容器の破損に至っていないことを格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。

推定可能範囲: 0~約11MPa [gage]



第58-8-3図 飽和温度/圧力の関係を利用した圧力の推定

推定の評価

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。

②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。

<誤差による影響について>

原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握することであり、代替パラメータ (原子炉圧力) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (原子炉圧力の誤差: ±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差: ±0.08MPa) 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。(なお、原子炉圧力の凝縮槽及び計装配管内の水が蒸発した場合は、-0.148MPa 程度ずれる可能性があり、このずれを考慮した上で対応する。以下、原子炉圧力を代替パラメータとして用いた場合も同様。)

代替パラメータ (原子炉圧力容器温度) による推定では、圧力に換算して原子炉圧力容器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。(低圧注水選択の判断圧力: 0.34MPa [gage] (飽和温度: 約 147°C), 定格圧力: 約 7MPa [gage] (飽和温度: 約 287°C) に対して、原子炉圧力容器温度の誤差: 約 ±3.4°C から圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34 ± 0.05MPa [gage] 程度, 7.0 ± 0.4MPa [gage] 程度。)

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
	<div data-bbox="1311 268 2398 1575" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="1507 277 2386 390">① 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) 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 data-bbox="1507 436 2386 592">② 原子炉圧力容器温度 (S A) 原子炉圧力容器温度 (S A) 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で推定できるため, 事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p data-bbox="1507 638 2386 1041">&lt;誤差による影響について&gt; 原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は, 低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握する事であり, 代替パラメータ (原子炉圧力) による推定は, 同一物理量からの推定であり, 計器誤差 (原子炉圧力の誤差: <math>\pm 0.20\text{MPa}</math>, 原子炉圧力 (S A) の誤差: <math>\pm 0.09\text{MPa}</math>) 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。(なお, 原子炉圧力の凝縮槽及び計装配管内の水が蒸発した場合は, 原子炉圧力で<math>-0.148\text{MPa}</math>程度ずれる可能性があり, このずれを考慮した上で対応する。以下, 原子炉圧力を代替パラメータとして用いた場合も同様。)</p> <p data-bbox="1507 1045 2386 1365">代替パラメータ (原子炉圧力容器温度 (S A)) による推定では, 圧力に換算して原子炉圧力容器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。(低圧注水選択の判断圧力: <math>0.25\text{MPa}[\text{gage}]</math> (飽和温度: 約<math>139^{\circ}\text{C}</math>), 原子炉圧力容器の定格圧力: 約<math>7\text{MPa}[\text{gage}]</math> (飽和温度: 約<math>287^{\circ}\text{C}</math>) に対して, 原子炉圧力容器温度 (S A) の誤差: 約<math>\pm 10.0^{\circ}\text{C}</math>から圧力に換算した場合はそれぞれ<math>0.25 \pm 0.12\text{MPa}[\text{gage}]</math>程度, <math>7.0 \pm 1.2\text{MPa}[\text{gage}]</math>程度。)</p> <p data-bbox="1507 1411 2386 1524">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>	



(c) 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 (原子炉圧力容器内の水位)

(c) 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 (原子炉圧力容器内の水位)

・設備の相違

項目	原子炉圧力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉水位 (広帯域)	-3200~3500mm <sup>*1</sup>	-6872~1650mm <sup>*1</sup>
	原子炉水位 (燃料域)	-4000~1300mm <sup>*2</sup>	-3680~4843mm <sup>*2</sup>
	原子炉水位 (SA)	-3200~3500mm <sup>*1</sup> -8000~3500mm <sup>*1</sup>	-6872~1650mm <sup>*1</sup>
代替パラメータ	①原子炉水位 (広帯域) (原子炉水位 (SA) の代替)	-3200~3500mm <sup>*1</sup>	-6872~1650mm <sup>*1</sup>
	①原子炉水位 (燃料域) (原子炉水位 (SA) の代替)	-4000~1300mm <sup>*2</sup>	-3680~4843mm <sup>*2</sup>
	①原子炉水位 (SA) (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の代替)	-3200~3500mm <sup>*1</sup> -8000~3500mm <sup>*1</sup>	-6872~1650mm <sup>*1</sup>
	②高圧代替注水系システム流量	0~300m <sup>3</sup> /h	-
	②復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	-
	②復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	0~350m <sup>3</sup> /h	-
	②原子炉隔離時冷却系システム流量	0~300m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h
	②高圧炉心注水系システム流量	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~727m <sup>3</sup> /h
	②残留熱除去系システム流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~954m <sup>3</sup> /h
	③原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値: 8.48MPa [gage]
	③原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.48MPa [gage]
	③格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa [abs]	最大値: 177kPa [gage]
	*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1224cm) *2: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。		
推定方法	<p>原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位 (SA) (原子炉水位 (SA) を推定する場合は原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) にて推定), ②原子炉圧力容器への注水流量 (高圧代替注水系システム流量, 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), 原子炉隔離時冷却系システム流量, 高圧炉心注水系システム流量, 残留熱除去系システム流量) により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。また, ③原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。推定方法は、以下のとおりである。</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。                  重大事故等時に、設備の故障等により原子炉水位計の機能が喪失し、水位不明と判断した場合は下記の「②原子炉圧力容器への注水流量」から推定する。</p>		

項目	原子炉圧力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉水位 (広帯域)	-400~150cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
	原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
	原子炉水位 (SA)	-800~150cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
代替パラメータ	① 原子炉水位 (広帯域) (原子炉水位 (SA) の代替)	-400~150cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
	① 原子炉水位 (燃料域) (原子炉水位 (SA) の代替)	-800~-300cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
	① 原子炉水位 (SA) (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の代替)	-800~150cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
	② 高圧原子炉代替注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	-
	② 代替注水流量 (常設)	0~300m <sup>3</sup> /h	-
	② 低圧原子炉代替注水流量	0~200m <sup>3</sup> /h	-
	② 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m <sup>3</sup> /h	-
	② 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	99m <sup>3</sup> /h
	② 高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	1314m <sup>3</sup> /h
	② 残留熱除去ポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	1380m <sup>3</sup> /h
	② 低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	1314m <sup>3</sup> /h
	② 残留熱代替除去系原子炉注水流量	0~50m <sup>3</sup> /h	-
	③ 原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]
	③ 原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]
	③ サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	最大値: 206kPa [gage]
※1: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)			

②原子炉压力容器への注水流量

図 58-8-4 より原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。

原子炉水位変化率[mm/min]

= 原子炉压力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差[m<sup>3</sup>/h]/60min [ ]

原子炉压力容器容量レベル換算 [ ]

推定可能範囲：全範囲



図 58-8-4 原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定

③原子炉圧力，原子炉圧力 (SA)，格納容器内圧力 (S/C)

原子炉压力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。

具体的には，逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において，非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水により原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し，逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉压力容器内の圧力が上昇し，原子炉圧力又は原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧が [ ] gage] 以上であれば原子炉压力容器を満水と推定する。

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压力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を確認することである

推定方法

原子炉压力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位 (広帯域)，原子炉水位 (燃料域) の計測が困難になった場合，代替パラメータの①原子炉水位 (SA) (原子炉水位 (SA) を推定する場合は原子炉水位 (広帯域)，原子炉水位 (燃料域) にて推定)，②原子炉压力容器への注水流量 (高圧原子炉代替注水流量，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)**)，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) により原子炉压力容器内の水位を推定することができる。また，③原子炉圧力，原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。推定方法は，以下の通りである。

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压力容器内の水位を計測することにより推定する。重大事故等時に，設備の故障等により原子炉水位計の機能が喪失し，水位不明と判断した場合は下記の「②原子炉压力容器への注水流量」から推定する。

② 原子炉压力容器への注水流量  
第58-8-4図より原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。

原子炉水位変化率[cm/min]

= 原子炉压力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差[m<sup>3</sup>/h]

/60[min] [ ]

原子炉压力容器容量レベル換算 [ ]

推定可能範囲：全範囲



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="184 968 305 995">推定の評価</p> <p data-bbox="329 306 1234 390">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压力容器内の水位を計測することにより，原子炉压力容器内の水位を計測することができ，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p data-bbox="329 426 1234 569">②原子炉压力容器への注水流量 原子炉压力容器への注水流量による推定方法は，直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，プラントの状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p data-bbox="329 604 1234 716">③原子炉圧力，原子炉圧力（SA），格納容器内圧力（S/C） 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），格納容器内圧力（S/C）による推定方法は，原子炉水位の計測が困難*となった場合の原子炉压力容器の満水操作時におけるプラントの状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p data-bbox="329 751 1234 863">*原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に，原子炉圧力と格納容器内雰囲気温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは，計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し，正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。</p> <p data-bbox="329 898 1234 1010">なお，大規模な破断が発生した場合は原子炉压力容器の満水を確認することが困難であるため，破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水量による上昇率からの推定又は破断口からの流出をサブプレッション・チェンバ・プール水位上昇傾向変化により推定する。</p> <p data-bbox="329 1045 1234 1661">&lt;誤差による影響について&gt; 原子炉压力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉水位）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差（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）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。 代替パラメータ（原子炉压力容器への注水流量）による推定では，崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで，炉心冷却状態の傾向が把握できるため，計器誤差（高圧代替注水系統流量の誤差：±7m³/h，復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）：±4m³/h，復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）：±9m³/h，原子炉隔離時冷却系統流量の誤差：±6m³/h，高圧炉心注水系統流量の誤差：±21m³/h，残留熱除去系系統流量の誤差：±31m³/h）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。 代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（SA），格納容器内圧力（S/C））による推定では，原子炉圧力の誤差：±0.08MPa[gage]，格納容器内圧力（S/C）の誤差：±0.0156MPa[gage]から，原子炉圧力と格納容器内圧力（S/C）の差圧誤差：約0.1MPa[gage]であるが，満水時に使用する系統の注水流量の推定手段と併せて原子炉压力容器内の水位の傾向を把握することにより，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，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 data-bbox="1576 321 2273 800" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1486 863 2347 926">第58-8-4図 原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定</p> <p data-bbox="1486 982 2347 1360">③ 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力（SA） 原子炉压力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。 具体的には，逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において，非常用炉心冷却系又は代替の注水系統による原子炉压力容器への注水により原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し，逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉压力容器内の圧力が上昇し，原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧が <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> [gage]以上であれば原子炉压力容器を満水と推定する。</p> <p data-bbox="1368 1570 1442 1633">推定の評価</p> <p data-bbox="1486 1451 2347 1598">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压力容器内の水位を計測することにより，原子炉压力容器内の水位を計測することができ，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p data-bbox="1486 1654 2347 1801">② 原子炉压力容器への注水流量 原子炉压力容器への注水流量による推定方法は，直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，プラントの状態を考慮した推定としてお</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>り、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>③ 原子炉圧力，原子炉圧力（S A），サプレッション・チェンバ圧力（S A）  原子炉圧力，原子炉圧力（S A），サプレッション・チェンバ圧力（S A）による推定方法は，原子炉水位の計測が困難※となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時におけるプラントの状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>※原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に，原子炉圧力と格納容器内雰囲気温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは，計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し，正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。</p> <p>なお，大規模な破断が発生した場合は原子炉圧力容器の満水を確認することが困難であるため，破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水量による上昇率からの推定又は破断口からの流出をサプレッション・プール水位上昇傾向変化により推定する。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉水位）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差（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）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（原子炉圧力容器への注水流量）による推定では，崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで，炉心冷却状態の傾向が把握できるため，計器誤差（高圧原子炉代替注水流量の誤差：±3.0 m<sup>3</sup>/h，代替注水流量（常設）の誤差：±6.0m<sup>3</sup>/h，<b>低圧原子炉代替注水流量の誤差：±4.0m<sup>3</sup>/h</b>，<b>低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の誤差：±1.0m<sup>3</sup>/h</b>，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.0m<sup>3</sup>/h，高圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±45m<sup>3</sup>/h，残留熱除去ポンプ出口流量の誤差：±45m<sup>3</sup>/h，低圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±45m<sup>3</sup>/h，残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差：±1.0m<sup>3</sup>/h）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（原子炉圧力，原子炉圧力（S A），サプレッション・チェンバ圧力（S A））による推定では，原子炉圧力の誤差：±0.20MPa，</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="1317 264 2392 630" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉圧力（S A）の誤差：±0.09MPa、サプレッション・チェンバ圧力（S A）の誤差：±8kPaから、原子炉圧力とサプレッション・チェンバ圧力（S A）の差圧誤差：約0.2MPaであるが、満水時に使用する系統の注水流量の推定手段と併せて原子炉圧力容器内の水位の傾向を把握することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div>	



(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)

(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)

・設備の相違

項目	原子炉压力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	高圧代替注水系系統流量	0~300m <sup>3</sup> /h	-
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	-
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	0~350m <sup>3</sup> /h	-
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0~300m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h
	高圧炉心注水系系統流量	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~727m <sup>3</sup> /h
	残留熱除去系系統流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~954m <sup>3</sup> /h
代替 パラメータ	①復水貯蔵槽水位 (SA) (高圧代替注水系系統流量, 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), 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心注水系系統流量の代替)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)
	①サプレッション・チェンバ・プール水位 (残留熱除去系系統流量の代替)	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm)	-2.59~0m (T. M. S. L. -3740~ -1150mm)
	②原子炉水位 (広帯域)	-3200~3500mm <sup>*1</sup>	-6872~1650mm <sup>*1</sup>
	②原子炉水位 (燃料域)	-4000~1300mm <sup>*2</sup>	-3680~4843mm <sup>*2</sup>
	②原子炉水位 (SA)	-3200~3500mm <sup>*1</sup> -8000~3500mm <sup>*1</sup>	-6872~1650mm <sup>*1</sup>
	*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉压力容器零レベルより 1224cm) *2: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉压力容器零レベルより 905cm)		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。		

項目	原子炉压力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	高圧原子炉代替注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	-
	代替注水流量 (常設)	0~300 m <sup>3</sup> /h	-
	低圧原子炉代替注水流量	0~200m <sup>3</sup> /h	-
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m <sup>3</sup> /h	-
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	99m <sup>3</sup> /h
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	1314m <sup>3</sup> /h
	残留熱除去ポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	1380m <sup>3</sup> /h
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	1314m <sup>3</sup> /h
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0~50m <sup>3</sup> /h	-
	代替 パラ メータ	① サプレッション・プール水位 (SA) (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及び残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替)	-0.80~5.50m <sup>*2</sup>
① 低圧原子炉代替注水槽水位 (代替注水流量 (常設) の代替)		0~1500m <sup>3</sup> (0~12542mm)	-
② 原子炉水位 (広帯域)		-400~150cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
② 原子炉水位 (燃料域)		-800~-300cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>



原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合、水源である復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバ・プール、注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量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。

①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、水位の変化量から注水した水量を推定する。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、冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲



図 58-8-5 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

①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。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。

格納容器注水量[m<sup>3</sup>/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]

サブプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：

推定方法

② 原子炉水位 (SA)	-800~150cm <sup>※1</sup>	-539cm~132cm <sup>※1</sup>
--------------	--------------------------	----------------------------

※1：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1328cm）

※2：基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5610)

計測目的

重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。

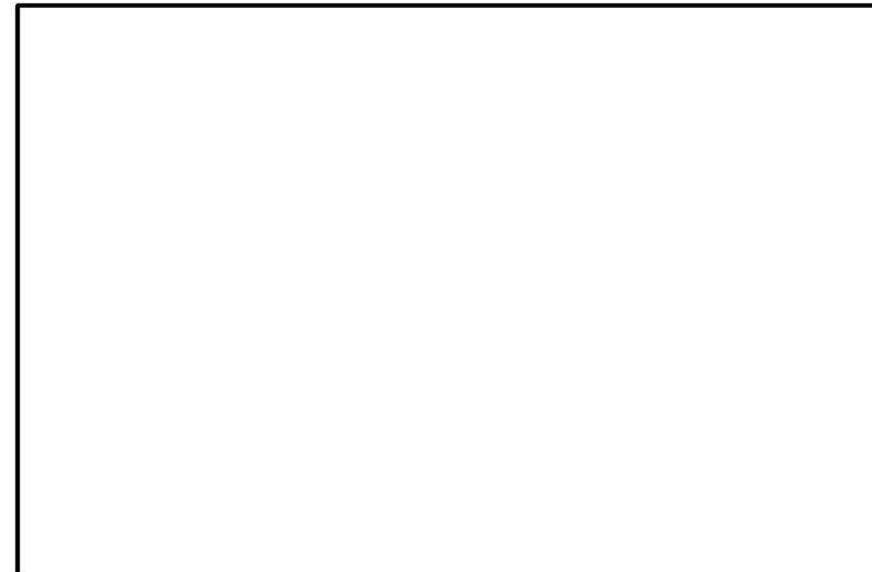
推定方法

原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合、水源であるサブプレッション・プール又は低圧原子炉代替注水槽、注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量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。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にあわせて確認する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲



第58-8-5図 サブプレッション・プールの水位容量曲線



図 58-8-6 サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

- ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）
- (1) 任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。
  - (2) 図 58-8-7 の崩壊熱除去に必要な注水量と (1) で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。

原子炉注水量[m<sup>3</sup>/h]  
 =  × 原子炉水位変化率[mm/min] × 60min + 崩壊熱除去に必要な注水量[m<sup>3</sup>/h]

原子炉压力容器容量水量レベル換算   
 推定可能範囲：全範囲



図 58-8-7 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た注水量の推定

①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の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，炉心冷却状態を原子炉水位にあわせて確認する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）

- (1) 任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。
- (2) 第58-8-6図の崩壊熱除去に必要な注水量と(1)で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。

原子炉注水量[m<sup>3</sup>/h]  
 =  × 原子炉水位変化率[cm/min] × 60[min] + 崩壊熱除去に必要な注水量[m<sup>3</sup>/h]

原子炉压力容器容量水量レベル換算   
 推定可能範囲：全範囲



第58-8-6図 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た注水量の推定

推定の  
評価

①サプレッション・プール水位（SA）

サプレッション・プール水位（SA）による推定方法は，サプレッション・プールを水源として使用し，かつ，サプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。

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
<p>推定の評価</p> <p>①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ほかの系統への使用量が把握できる場合に適用できる。  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>①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・プール水位による推定方法は、サプレッション・チェンバ・プール水位を水源として使用し、かつ、サプレッション・チェンバ・プール水への注水流量が把握できる場合に適用できる。</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る。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ (復水貯蔵槽水位 (SA)、サプレッション・チェンバ・プール水位) による推定は、水源の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水さ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。(「復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線」より、復水貯蔵槽水位 (SA) の誤差：±0.263m から流量に換算した場合は [ ] 程度。「サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線」より、サプレッション・チェンバ・プール水位の誤差：±0.27m から流量に換算した場合は [ ] 程度。)</p> <p>代替パラメータ (原子炉水位) による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差 (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) 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>①低圧原子炉代替注水槽水位  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。  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>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る。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ (サプレッション・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水槽水位) による推定は、水源の水量又は水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水さ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。(「サプレッション・プールの水位容量曲線」より、サプレッション・プール水位 (SA) の誤差：±0.05mから流量に換算した場合は [ ] 程度。低圧原子炉代替注水槽水位の誤差：±12m<sup>3</sup>から流量に換算した場合は [ ] 程度。)</p> <p>代替パラメータ (原子炉水位) による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差 (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) 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>	



(e) 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 (原子炉格納容器への注水量)

(e) 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 (原子炉格納容器への注水量)

・設備の相違

項目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	0~350m <sup>3</sup> /h	-
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	-
代替パラメータ	①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)
	②格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa[abs]	最大値: 246kPa[gage]
	②格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa[abs]	最大値: 177kPa[gage]
	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)	-
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への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることの確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである復水補給水系流量 (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原子炉格納容器への注水量を推定することができる。</p> <p>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) の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽より注水量を推定する。また、格納容器内圧力、注水先の格納容器下部水位により注水量を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①復水貯蔵槽水位 (SA)</p> <p>復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。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。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>		

項目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	代替注水流量 (常設)	0~300m <sup>3</sup> /h	-
	格納容器代替スプレイ流量	0~150m <sup>3</sup> /h	-
	ペDESTAL代替注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	-
	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m <sup>3</sup> /h	-
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0~150m <sup>3</sup> /h	-
代替パラメータ	① 低圧原子炉代替注水槽水位 (代替注水流量 (常設) の代替)	0~1500m <sup>3</sup> (0~12542mm)	-
	① ドライウェル圧力 (SA) (格納容器代替スプレイ流量の代替)	0~1000kPa[abs]	最大値: 324kPa [gage]
	① サプレッション・チェンバ圧力 (SA) (格納容器代替スプレイ流量の代替)	0~1000kPa[abs]	最大値: 206kPa [gage]
	① ドライウェル水位 (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) の代替)	-3.0m, -1.0m, +1.0m <sup>**2</sup>	-
	① サプレッション・プール水位 (SA) (格納容器代替スプレイ流量の代替)	-0.80~5.50m <sup>**1</sup>	-0.5~0m <sup>**1</sup>
	① ペDESTAL水位 (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) の代替)	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m <sup>**3</sup>	-
	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 <sup>3</sup> /h	-
	① 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 (残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替)	0~3MPa [gage]	-
	② ドライウェル圧力 (SA) (代替注水流量 (常設) の代替)	0~1000kPa[abs]	最大値: 324kPa [gage]



図 58-8-8 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

②格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)

復水移送ポンプにて注水を行う場合には、運転状態を復水移送ポンプ吐出圧力にて確認し、格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) の注水先圧力より図58-8-9の注水特性を用いて注水流量を推定する。

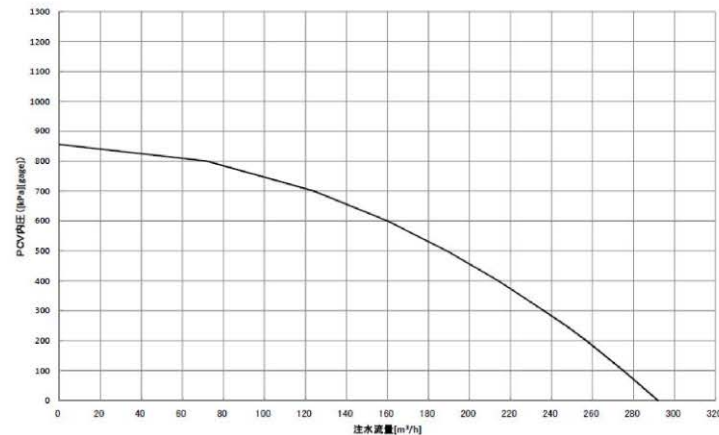


図 58-8-9 復水移送ポンプによる注水特性

②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、原子炉格納容器下部の平面積：約 90m<sup>2</sup> 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。

	サプレッション・チェンバ圧力 ② (S A) (代替注水流量 (常設) の代替)	0~1000kPa[abs]	最大値 : 206kPa [gage]
	② ドライウェル水位 (代替注水流量 (常設) の代替)	-3.0m, -1.0m, +1.0m <sup>※2</sup>	-
	サプレッション・プール水位 (S ② A) (代替注水流量 (常設) の代替)	-0.80~5.50m <sup>※1</sup>	-0.5~0m <sup>※1</sup>
	② ペDESTAL水位 (代替注水流量 (常設) の代替)	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m <sup>※3</sup>	-
	※1 : 基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610)		
	※2 : 基準点は格納容器底面 (EL10100)		
	※3 : 基準点は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への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることの確認である。		
推定方法	原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである代替注水流量 (常設)、 <b>格納容器代替スプレイ流量</b> 、 <b>ペDESTAL代替注水流量</b> 、 <b>ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</b> 及び残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の計測が困難になった場合、以下の通り代替パラメータにより原子炉格納容器への注水量を推定することができる。 代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合には、水源である低圧原子炉代替注水槽より注水量を推定する。また、格納容器内圧力、注水先のサプレッション・プール水位 (S A)、ドライウェル水位、ペDESTAL水位により注水量を推定する。 <b>格納容器代替スプレイ流量</b> の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力、注水先のサプレッション・プール水位 (S A)、ドライウェル水位、ペDESTAL水位により注水量を推定する。 <b>ペDESTAL代替注水流量</b> 、 <b>ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</b> の監視が不可能となった場合には、注水先のペDESTAL水位、ドライウェル水位により注水量を推定する。 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には、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力により注水量を推定する。  推定方法は、以下の通りである。		



推定の評価

①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他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。  
 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。

②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), 格納容器内圧力 (S/C) による推定方法は、注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) 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。

②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、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。

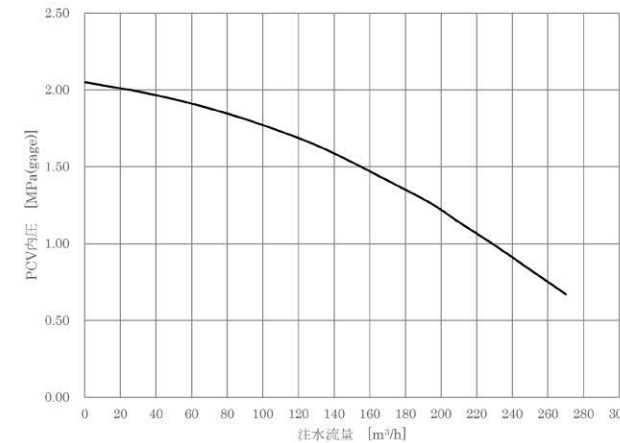
<誤差による影響について>  
 原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり、代替パラメータ (復水貯蔵槽水位 (SA)) による推定は、水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。(「復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線」より、復水貯蔵槽水位 (SA) の誤差：±0.263m から流量に換算した場合は [ ] 程度。)

代替パラメータ (格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)) による推定は、流量に換算して原子炉格納容器へ注水さ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。(「復水移送ポンプによる注水特性」より、格納容器内圧力 0.31MPa [gage] における流量 233m<sup>3</sup>/h に対して、格納容器内圧力の誤差：±15.6kPa から流量に換算した場合は 233±5m<sup>3</sup>/h 程度。)

代替パラメータ (格納容器下部水位) による推定では、注水先の水位から注水量の傾向が把握でき、計器誤差 (格納容器下部水位の誤差：-0~+100mm) 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、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。

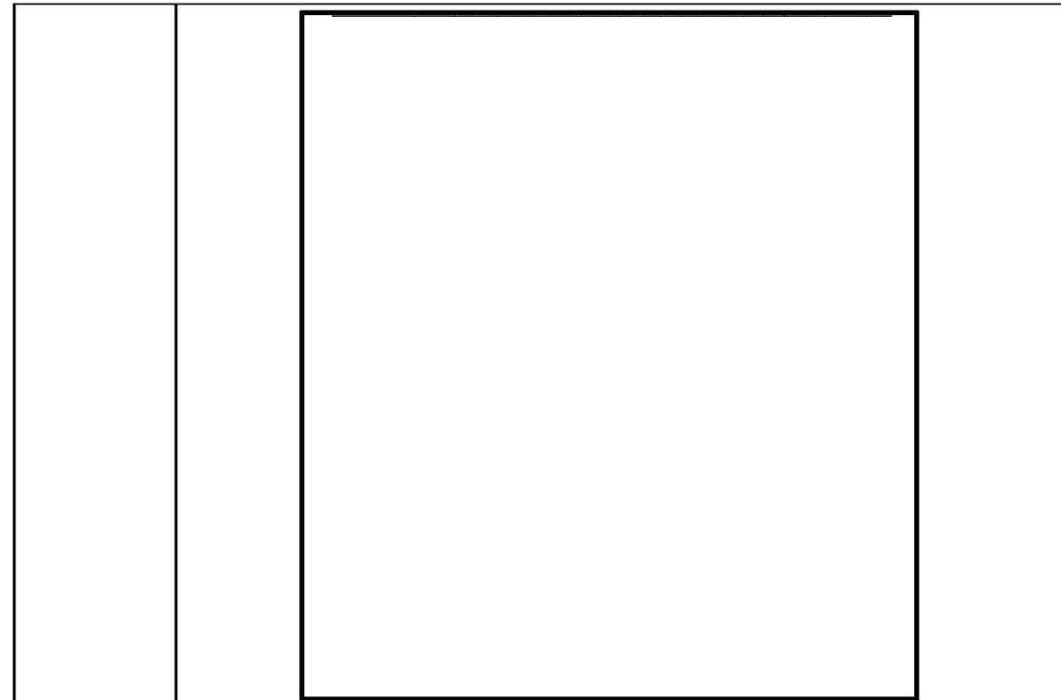
- ①低圧原子炉代替注水槽水位  
 低圧原子炉代替注水槽の水量の変化量から注水した水量を推定する。低圧原子炉代替注水槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内の圧力・温度にてあわせて確認する。  
 推定可能範囲：各注水流量の計測範囲
- ①②ドライウェル圧力 (SA), サプレッション・チェンバ圧力 (SA)  
 低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車にて注水を行う場合には、運転状態を確認し、ドライウェル圧力 (SA), サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の注水先圧力より注水流量を推定する。



第58-8-7図 低圧原子炉代替注水ポンプによる注水特性

- ①残留熱代替除去系原子炉注水流量, 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力  
 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去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。



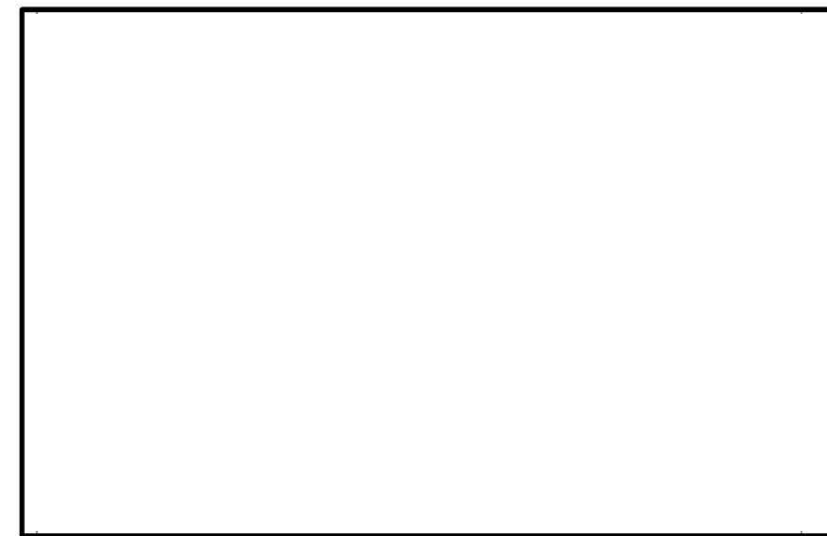


第58-8-8図 残留熱代替除去系ポンプ性能曲線

①②サプレッション・プール水位 (S A)

サプレッション・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。

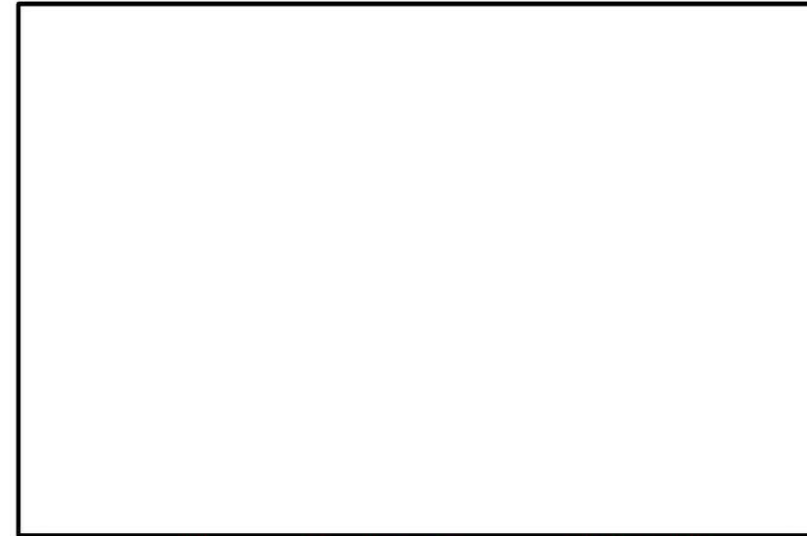
推定可能範囲：各注水流量の計測範囲



第58-8-9図 サプレッション・プールの水位容量曲線

①②ドライウェル水位

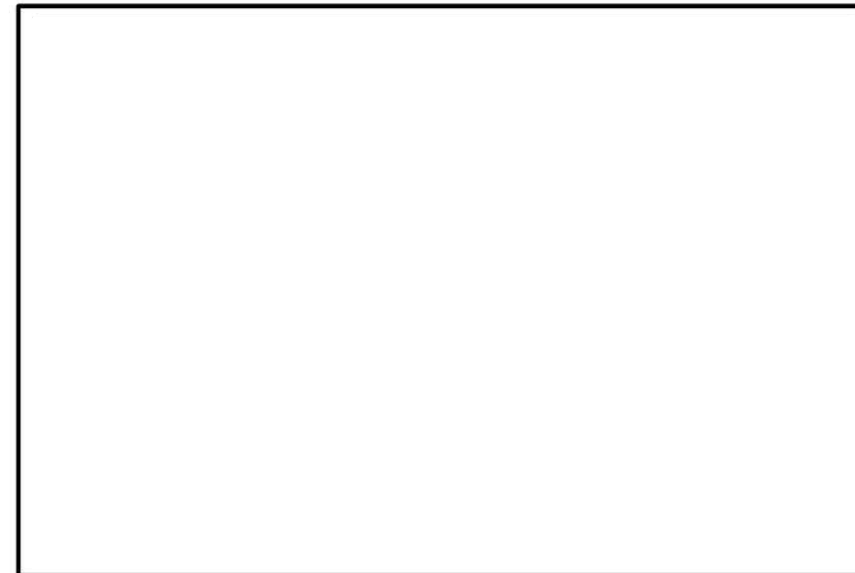
ドライウェルの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。



第58-8-10図 ドライウェルの水位容量曲線

①②ペDESTAL水位

ペDESTALの水位容量曲線を用いて、ペDESTAL水位の上昇量から注水水量を推定する。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、注水時間から注水流量を推定する。



第58-8-11図 ペDESTALの水位容量曲線

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考		
	<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 style="padding: 5px;"> <p>①低圧原子炉代替注水槽水位 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。 本推定方法は、水源の水量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>①②ドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) による推定方法は、注水特性を用いる上でドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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。</p> <p>①残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力による推定方法は、ポンプの吐出圧力と流量の関係から残留熱代替除去系ポンプの総流量を推定するものであり、総流量と残留熱代替除去系原子炉注水流量の差分が原子炉格納容器へのスプレイ流量であるため、推定に適用できる。</p> <p>①②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) による推定方法は、他の系統からのサブプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>①②ドライウエル水位 ドライウエル水位による推定方法は、他の系統からのドライウエルへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>①②ペDESTAL水位 ペDESTAL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、ペDESTALへの注水の目的は、ペDESTALに落下した熔融炉心を冷却するため、初期水張り：2.4m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。</p> </td> </tr> </table>	推定の 評価	<p>①低圧原子炉代替注水槽水位 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。 本推定方法は、水源の水量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>①②ドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) による推定方法は、注水特性を用いる上でドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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。</p> <p>①残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力による推定方法は、ポンプの吐出圧力と流量の関係から残留熱代替除去系ポンプの総流量を推定するものであり、総流量と残留熱代替除去系原子炉注水流量の差分が原子炉格納容器へのスプレイ流量であるため、推定に適用できる。</p> <p>①②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) による推定方法は、他の系統からのサブプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>①②ドライウエル水位 ドライウエル水位による推定方法は、他の系統からのドライウエルへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>①②ペDESTAL水位 ペDESTAL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、ペDESTALへの注水の目的は、ペDESTALに落下した熔融炉心を冷却するため、初期水張り：2.4m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。</p>	
推定の 評価	<p>①低圧原子炉代替注水槽水位 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。 本推定方法は、水源の水量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>①②ドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) による推定方法は、注水特性を用いる上でドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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。</p> <p>①残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力による推定方法は、ポンプの吐出圧力と流量の関係から残留熱代替除去系ポンプの総流量を推定するものであり、総流量と残留熱代替除去系原子炉注水流量の差分が原子炉格納容器へのスプレイ流量であるため、推定に適用できる。</p> <p>①②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) による推定方法は、他の系統からのサブプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>①②ドライウエル水位 ドライウエル水位による推定方法は、他の系統からのドライウエルへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>①②ペDESTAL水位 ペDESTAL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、ペDESTALへの注水の目的は、ペDESTALに落下した熔融炉心を冷却するため、初期水張り：2.4m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。</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 268 2398 1570" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p>&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p>原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向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水位）による推定は、水源の水量変化量から注水量の傾向が把握でき、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:±12 m<sup>3</sup>から流量に換算した場合は [ ] 程度。）</p> <p>代替パラメータ（ドライウェル圧力（SA）、サプレッション・チェンバ圧力（SA））による推定は、流量に換算して原子炉格納容器へ注水さ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>代替パラメータ（残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力）による推定では、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の計器誤差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。（「残留熱代替除去系ポンプの注水特性」より、例えば流量120m<sup>3</sup>/hにおける残留熱代替除去系ポンプ出口圧力での誤差：±0.024MPaを流量に換算した場合は [ ] 程度である。これに残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差：±1.0m<sup>3</sup>/hを考慮した場合、誤差は [ ] 程度である。）</p> <p>代替パラメータ（サプレッション・プール水位（SA）、ドライウェル水位、ペDESTAL水位）による推定では、注水先の水位から注水量の傾向を把握でき、計器誤差（サプレッション・プール水位（SA）の誤差：±0.05m、ドライウェル水位の誤差：±10mm、ペDESTAL水位の誤差：±10mm。）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div>	



(f) 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温度）

※：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温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	最大値：138℃
	サブプレッション・チェンバ気体温度	0~300℃	最大値：138℃
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	0~200℃	最大値：97℃
代替パラメータ	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]
	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (サブプレッション・チェンバ気体温度の代替)	0~200℃	最大値：97℃
	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・プール水温度の代替)	0~300℃	最大値：138℃
	②格納容器内圧力 (S/C) (ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体温度の代替)	0~980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
	③[サブプレッション・チェンバ気体温度] ※ (サブプレッション・チェンバ気体温度の代替)	0~200℃	最大値：138℃
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温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温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温度の主要パラメータである格納容器内温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圧力、格納容器内温度（原子炉格納容器内のほかの計測箇所）により原子炉格納容器内の温度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 (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>		

(f) 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温度）

項目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	ドライウエル温度 (S A)	0~300℃	最大値：145℃
	ペDESTAL温度 (S A)	0~300℃	最大値：145℃
	ペDESTAL水温度 (S A)	0~300℃	—
	サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	0~200℃	最大値：88℃
	サブプレッション・プール水温度 (S A)	0~200℃	最大値：88℃
代替パラメータ	① ペDESTAL温度 (S A) (ドライウエル温度 (S A) の代替)	0~300℃	最大値：145℃
	① ドライウエル温度 (S A) (ペDESTAL温度 (S A) の代替)	0~300℃	最大値：145℃
	① サプレッション・プール水温度 (S A) (サブプレッション・チェンバ温度 (S A) の代替)	0~200℃	最大値：88℃
	① サプレッション・チェンバ温度 (S A) (サブプレッション・プール水温度 (S A) の代替)	0~200℃	最大値：88℃
	② ドライウエル圧力 (S A) (ドライウエル温度 (S A), ペDESTAL温度 (S A) の代替)	0~1000kPa[abs]	最大値：324kPa [gage]
	② サプレッション・チェンバ圧力 (S A) (サブプレッション・チェンバ温度 (S A) の代替)	0~1000kPa[abs]	最大値：206kPa [gage]
	③ サプレッション・チェンバ圧力 (S A) (ドライウエル温度 (S A), ペDESTAL温度 (S A) の代替)	0~1000kPa[abs]	最大値：206kPa [gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することである。		

・設備の相違

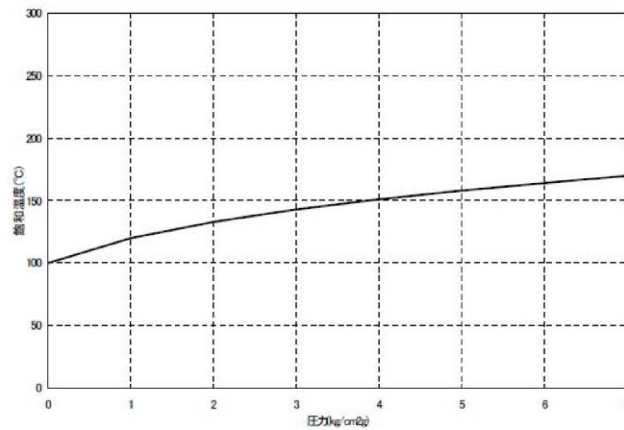


図 58-8-10 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

①サブプレッション・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  
 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には, 以下のとおり代替パラメータにより推定する。

- ・サブプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合には, 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であると仮定し, サプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。
- ・サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には, 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であると仮定し, サプレッション・チェンバ気体温度により推定する。

②格納容器内圧力 (S/C)

①格納容器内圧力 (D/W) の推定方法と同様。  
 参考として図 58-8-11, 12 に福島第二原子力発電所 1 号炉の実績温度及び本推定手段を用いた推定温度を比較したものを示す。

推定方法

原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合, 代替パラメータの原子炉格納容器内圧力, 格納容器内温度 (原子炉格納容器内の他の計測箇所) により原子炉格納容器内の温度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。

①ドライウエル温度 (S A), ペDESTAL温度 (S A), サプレッション・チェンバ温度 (S A), サプレッション・プール水温度 (S A)

ドライウエル温度 (S A), ペDESTAL温度 (S A), サプレッション・チェンバ温度 (S A), サプレッション・プール水温度 (S A) の監視が不可能となった場合は, 以下の通り代替パラメータにより推定する。

- ・ドライウエル温度 (S A) の監視が不可能となった場合には, ペDESTAL温度 (S A) により推定する。
- ・ペDESTAL温度 (S A) の監視が不可能となった場合には, ドライウエル温度 (S A) により推定する。
- ・サブプレッション・チェンバ温度 (S A) の監視が不可能となった場合には, 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であると仮定し, サプレッション・プール水温度 (S A) により推定する。
- ・サブプレッション・プール水温度 (S A) の監視が不可能となった場合には, 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であると仮定し, サプレッション・チェンバ温度 (S A) により推定する。

②ドライウエル圧力 (S A)

ドライウエルの圧力が過去の温度, 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 (S A), ペDESTAL温度 (S A) の推定を行う。

推定可能範囲 : 100°C ~ 184°C



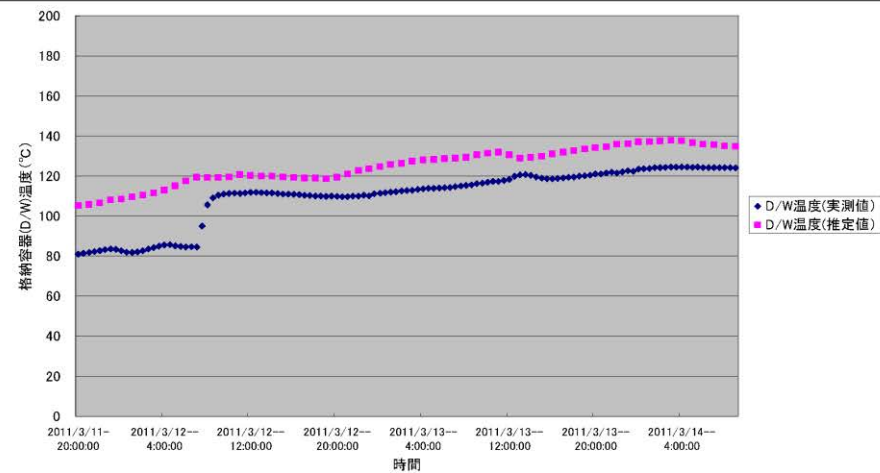


図 58-8-11 福島第二原子力発電所 1号炉におけるドライウェル雰囲気温度と推定温度の関係

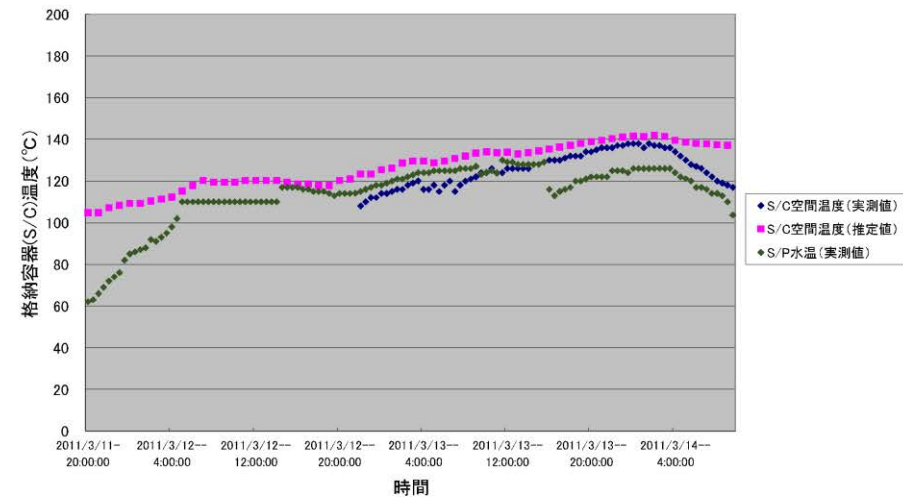


図 58-8-12 福島第二原子力発電所 1号炉におけるサブプレッション・チェンバ氣體温度と推定温度の関係

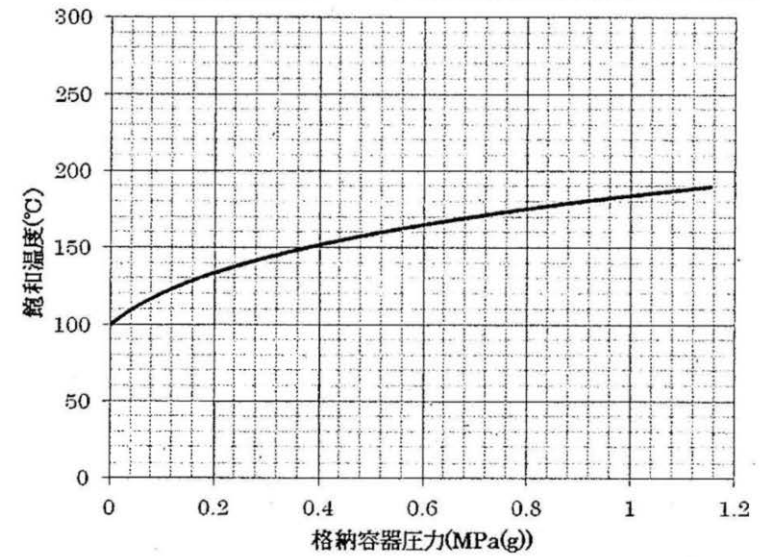
③[サブプレッション・チェンバ氣體温度]

常用計器でサブプレッション・チェンバ氣體温度を計測することにより、推定する。

推定の評価

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温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。



第58-8-12図 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定

②③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)

②ドライウェル圧力 (SA) の推定方法と同様。

推定の評価

①ドライウェル温度 (SA), ペDESTAL温度 (SA), 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)  
原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

②ドライウェル圧力 (SA)

ドライウェル圧力 (SA) による推定方法は、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温破損防止に必要な情報を得ることができる。

②③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)

②ドライウェル圧力 (SA) と同様

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 279 1249 1381" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>①サブプレッション・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 原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより, 原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>②格納容器内圧力 (S/C) ①格納容器内圧力 (D/W) と同様。</p> <p>③[サブプレッション・チェンバ気体温度] 監視可能であれば常用計器でサブプレッション・チェンバ気体温度を計測することにより, 原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</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 (推定値の方が高め指示) 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, 原子炉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分圧分だけ格納容器内の圧力が高くなるため, 本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器温度は低くなると推測される。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt; 原子炉格納容器内の温度を監視する目的は, 原子炉格納容器の過温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, 温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき, 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, 格納容器内圧力の誤差: 約±15.6kPa から温度に換算した場合は145±2℃程度。) 代替パラメータ (サブプレッション・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) による推定は, 同一物理量からの推定であり, 計器誤差 (サブプレッション・チェンバ気体温度の誤差: ±2.1℃, サプレッション・チェンバ・プール水温度の誤差: ±1.7℃) 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>本推定方法は, この様な差が生じること把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度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温度推移の把握, 除熱操作判断をする上で適用できる。</p> </div>	<div data-bbox="1329 268 2377 1612" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>&lt;誤差による影響について&gt; 原子炉格納容器内の温度を監視する目的は, 原子炉格納容器の過温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 (S A), サプレッション・チェンバ圧力 (S A)) による推定は, 温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき, 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, 原子炉格納容器内圧力: 約0.37MPa[gage] (飽和温度: 約150℃) に対して, 原子炉格納容器内圧力の誤差: ±8kPaから温度に換算した場合は150±1℃程度)</p> <p>代替パラメータ (ドライウエル温度 (S A), ペDESTAL温度 (S A), サプレッション・チェンバ温度 (S A), サプレッション・プール水温度 (S A)) による推定では, 同一物理量からの推定であり, 計器誤差 (ドライウエル温度 (S A) の誤差: ±6.0℃, ペDESTAL温度 (S A) の誤差: ±6.0℃, サプレッション・チェンバ温度 (S A) の誤差: ±4.0℃, サプレッション・プール水温度 (S A) の誤差: ±2.0℃) 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>本推定方法は, この様な差が生じること把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度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温度推移の把握, 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, 非凝縮性ガスの分圧分だけ格納容器内の圧力が高くなるため, 本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器温度は低くなると推測される。</p> </div>	



(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。</p> <p>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)	0~1000kPa[abs]	最大値：324kPa[gage]
	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	0~1000kPa[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)	0~1000kPa[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)	0~1000kPa[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

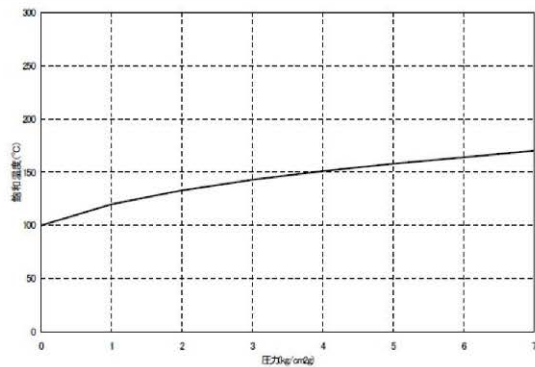


図 58-8-13 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

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。

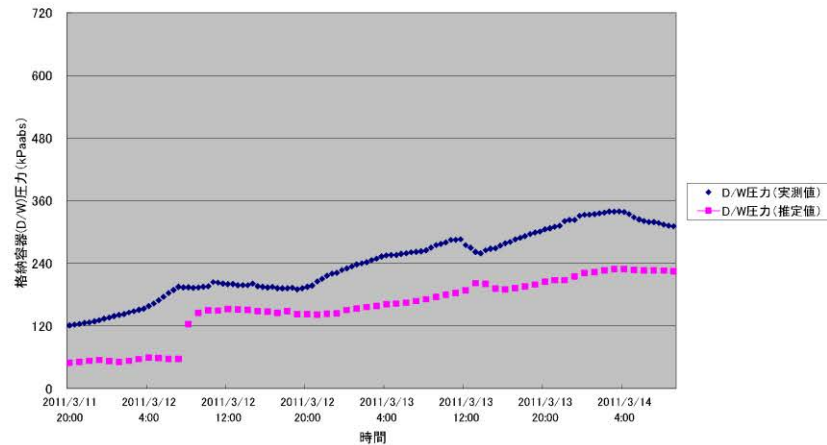


図 58-8-14 福島第二原子力発電所 1 号炉における格納容器内圧力 (D/W) と推定圧力の関係

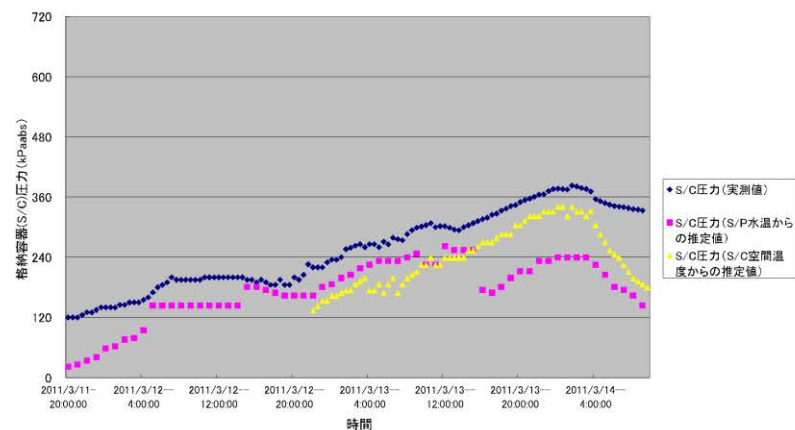


図 58-8-15 福島第二原子力発電所 1 号炉における格納容器内圧力 (S/C) と推定圧力の関係

推定方法

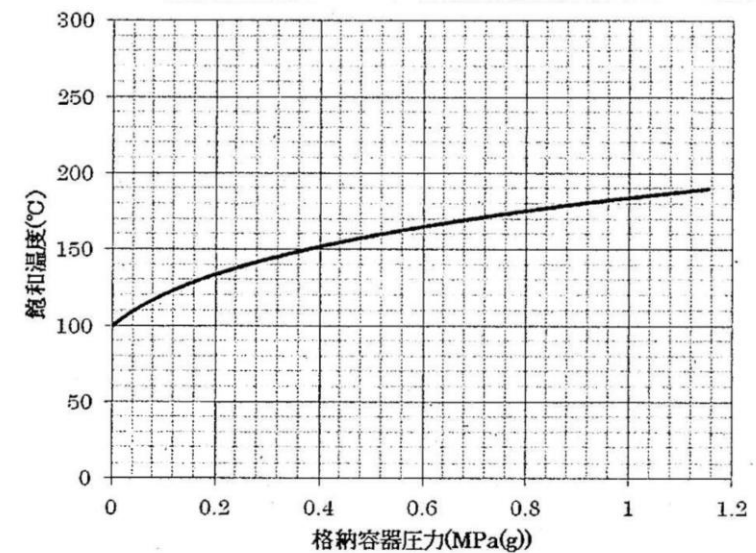
原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器内圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内圧力（原子炉格納容器内の他の計測箇所）、格納容器内温度により格納容器内の圧力を推定することができる。

推定方法は以下の通りである。

①ドライウエル圧力 (SA) 及びサプレッション・チェンバ圧力 (SA)  
 ドライウエルとサプレッション・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、サプレッション・チェンバ圧力 (SA) により推定する。(サプレッション・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：100～1000kPa[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 data-bbox="184 268 1243 300">①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)</p> <p data-bbox="184 300 1243 359">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。</p> <p data-bbox="184 359 1243 594">なお, D/W スプレイ時は, S/C 圧力&gt;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&lt;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 data-bbox="184 625 1243 657">②ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ氣體温度</p> <p data-bbox="184 657 1243 829">ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ氣體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 data-bbox="184 861 1243 892">③[格納容器内圧力 (D/W) ], [格納容器内圧力 (S/C) ]</p> <p data-bbox="184 892 1243 951">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 data-bbox="184 982 1243 1014">&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p data-bbox="184 1014 1243 1186">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 data-bbox="184 1218 1243 1369">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・チェンバ氣體温度) 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 data-bbox="184 1400 1243 1459">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 data-bbox="184 1491 1243 1631">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 data-bbox="184 1663 1243 1749">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 data-bbox="1329 268 2389 300">①ドライウエル圧力 (S A) 及びサプレッション・チェンバ圧力 (S A)</p> <p data-bbox="1329 300 2389 409">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。</p> <p data-bbox="1329 409 2389 871">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&gt;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&lt;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 data-bbox="1329 913 2389 989">②ドライウエル温度 (S A), サプレッション・チェンバ温度 (S A), ペDESTAL温度 (S A)</p> <p data-bbox="1329 989 2389 1297">ドライウエル温度 (S A), サプレッション・チェンバ温度 (S A), ペDESTAL温度 (S A) 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 data-bbox="1329 1339 2389 1371">&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p data-bbox="1329 1371 2389 1680">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 (S A), サプレッション・チェンバ圧力 (S A)) 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 (S A) の誤差: ±8kPa, サプレッション・チェンバ圧力 (S A) 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 data-bbox="1329 1680 2389 1755">代替パラメータ (ドライウエル温度 (S A), サプレッション・チェンバ温度 (S A), ペDESTAL温度 (S A)) による推定は, 圧力に換算し</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="1347 254 2368 1045" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p>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0.37MPa[gage] (飽和温度：約150℃) 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0.37±0.09MPa[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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /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	ドライウェル水位	-3. 0m, -1. 0m, +1. 0m <sup>※2</sup>	-
	サブプレッション・プール水位 (SA)	-0. 80~5. 50m <sup>※1</sup>	-0. 5~0m <sup>※1</sup>
	ペDESTAL水位	+1. 0m, +1. 2m, +2. 4m, +2. 4m <sup>※3</sup>	-
代替パラメータ	① サブプレッション・プール水位 (SA) (ドライウェル水位の代替)	-0. 80~5. 50m <sup>※1</sup>	-0. 5~0m <sup>※1</sup>
	① 代替注水流量 (常設) (サブプレッション・プール水位 (SA), ペDESTAL水位の代替)	0~300m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	-
	① 格納容器代替スプレイ流量 (サブプレッション・プール水位 (SA), ペDESTAL水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /h	-
	① ペDESTAL代替注水流量 (サブプレッション・プール水位 (SA), ペDESTAL水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	-
	② 代替注水流量 (常設) (ドライウェル水位の代替)	0~300m <sup>3</sup> /h	-
	② 低圧原子炉代替注水流量 (ドライウェル水位の代替)	0~200m <sup>3</sup> /h	-
	② 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) (ドライウェル水位の代替)	0~50m <sup>3</sup> /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[m<sup>3</sup>/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ィ流量（ドライウエル水位の代替）	0～150m <sup>3</sup> /h	—
	② ペDESTAL代替注水流量（ドライウエル水位の代替）	0～150m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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）	0～1500m <sup>3</sup> (0～12542mm)	—
	③ 低圧原子炉代替注水槽水位（ドライウエル水位の代替）	0～1500m <sup>3</sup> (0～12542mm)	—
※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"> <li>・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ィ流量、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。</li> <li>・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ィ流量、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、サブプレッション・</li> </ul>		



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 268 1240 420"> <p>・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90m<sup>2</sup>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</p> </div> <div data-bbox="172 445 1240 596"> <p>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。</p> </div> <div data-bbox="362 613 1199 1104"> </div> <div data-bbox="540 1129 1015 1159"> <p>図 58-8-17 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線</p> </div> <div data-bbox="172 1184 1240 1281"> <p>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。</p> </div> <div data-bbox="320 1306 1121 1369"> <p><math>h1 \approx P_s - P_d + 10.40m</math> h1：格納容器内水位，P<sub>s</sub>：格納容器内圧力（S/C），P<sub>d</sub>：格納容器内圧力（D/W）</p> </div> <div data-bbox="320 1394 658 1423"> <p>推定可能範囲：約 10.40～27.2m</p> </div> <div data-bbox="172 1449 1240 1512"> <p>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。</p> </div> <div data-bbox="172 1516 302 1751"> <p>推定の評価</p> </div> <div data-bbox="320 1516 1240 1751"> <p>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。</p> <p>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。</p> </div>	<div data-bbox="1359 268 2350 449"> <p>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）、<b>格納容器代替スプレイ流量</b>、<b>ペDESTAL代替注水流量</b>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。</p> </div> <div data-bbox="1359 491 2350 533"> <p>推定方法は以下の通りである。</p> </div> <div data-bbox="1359 575 2350 680"> <p>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。</p> </div> <div data-bbox="1359 722 2350 1058"> <p>①②代替注水流量（常設）、<b>低圧原子炉代替注水流量</b>、<b>低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）</b>、<b>格納容器代替スプレイ流量</b>、<b>ペDESTAL代替注水流量</b>、<b>ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）</b> 代替注水流量（常設）、<b>低圧原子炉代替注水流量</b>、<b>低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）</b>、<b>格納容器代替スプレイ流量</b>、<b>ペDESTAL代替注水流量</b>、<b>ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）</b>から注水量を算出し、注入先であるドライウェル水位、サブプレッション・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。</p> </div> <div data-bbox="1359 1100 2350 1260"> <p>・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）</p> </div>	



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。

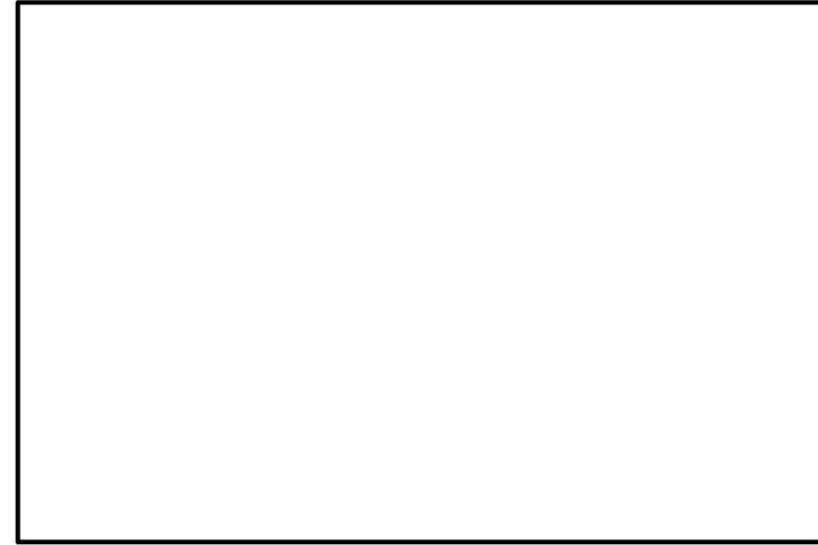
<誤差による影響について>  
原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、ウェットウェルベントを実施する際のサブプレッション・チェンバ・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための格納容器下部への注水量の把握することであり、代替パラメータ（復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

（復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の誤差：約±9m<sup>3</sup>/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 90m<sup>3</sup>/h, 2 時間で水張りを想定すると誤差：約±0.2m<sub>0</sub>）

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 [ ]。）

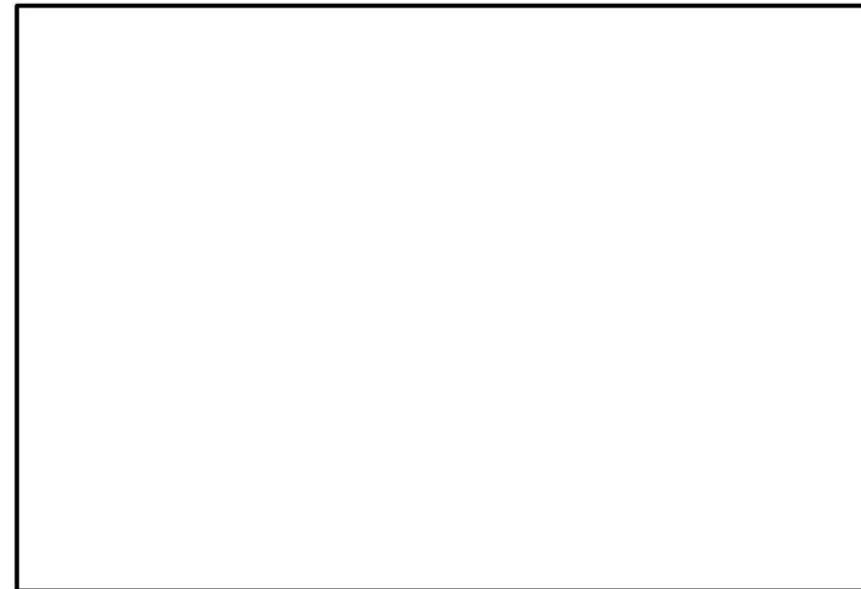
代替パラメータ（格納容器内圧力）による推定では、格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧の関係から推定するため、誤差はほかの推定手段の誤差と比較して大きくなるが、上記の推定手段と併せて原子炉格納容器内の水位の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の最大誤差：約±30.6kPa から、原子炉格納容器内の水位に換算した場合の誤差は約±3.10m<sub>0</sub>）

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 ドライウェルの水位容量曲線

・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）

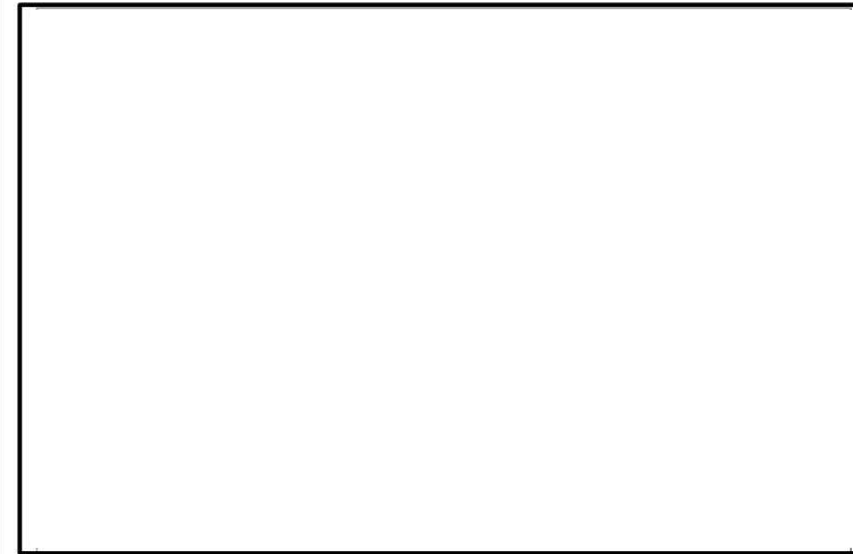


第58-8-15図 サプレッション・プールの水位容量曲線

・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
	<div data-bbox="1359 260 2347 1759" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p style="text-align: center;">推定の 評価</p> <p>①サプレッション・プール水位 (SA) サプレッション・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プレッション・チェンバに流入し、サプレッション・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) 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 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。 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>&lt;誤差による影響について&gt; 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、サプレッション・プール水位の確認及び熔融炉心・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。 サプレッション・プール水位 (SA) による推定は、サプレッション・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。(サプレッション・プール水位 (SA) の計器誤差: ±0.05m) 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。 (代替注水流量 (常設) の誤差: ±6.0m<sup>3</sup>/hから、サプレッション・</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>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200m<sup>3</sup>/h, 約1.3時間で水張りを想定すると誤差: [ ]</p> <p>(格納容器代替スプレイ流量の誤差: ±3.0m<sup>3</sup>/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: ±3.0m<sup>3</sup>/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120m<sup>3</sup>/h, 約0.6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: ±4.0m<sup>3</sup>/h, 低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)の誤差: ±1.0m<sup>3</sup>/h, ペDESTAL代替注水流量(狭帯域用)の誤差: ±1.0m<sup>3</sup>/h)</p> <p>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±12m<sup>3</sup>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 [ ] )</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>	

(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）

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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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>&lt;誤差による影響について&gt; 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>		

(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）

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	0~5vol%/ 0~100vol%	0~2.0vol%
代替パラメータ	格納容器水素濃度 ① (格納容器水素濃度 (SA) の代替)	0~5vol%/ 0~100vol%	0~2.0vol%
	① 格納容器水素濃度 (SA) (格納容器水素濃度の代替)	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 (格納容器水素濃度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。</p> <p>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 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により推定する。</p> <p>格納容器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 格納容器水素濃度 (SA) 又は格納容器水素濃度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>		

・設備の相違



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="1311 262 2398 772" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p>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）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。</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> </div>	

(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 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	10Sv/h 未満
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	10Sv/h 未満
	①[エリア放射線モニタ]※	10 <sup>-4</sup> ~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>&lt;推定方法&gt; 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 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> 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）	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	10Sv/h 未満
代替パラメータ	① [エリア放射線モニタ]※	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>1</sup> 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（サブプレッション・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>&lt;推定方法&gt; 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。



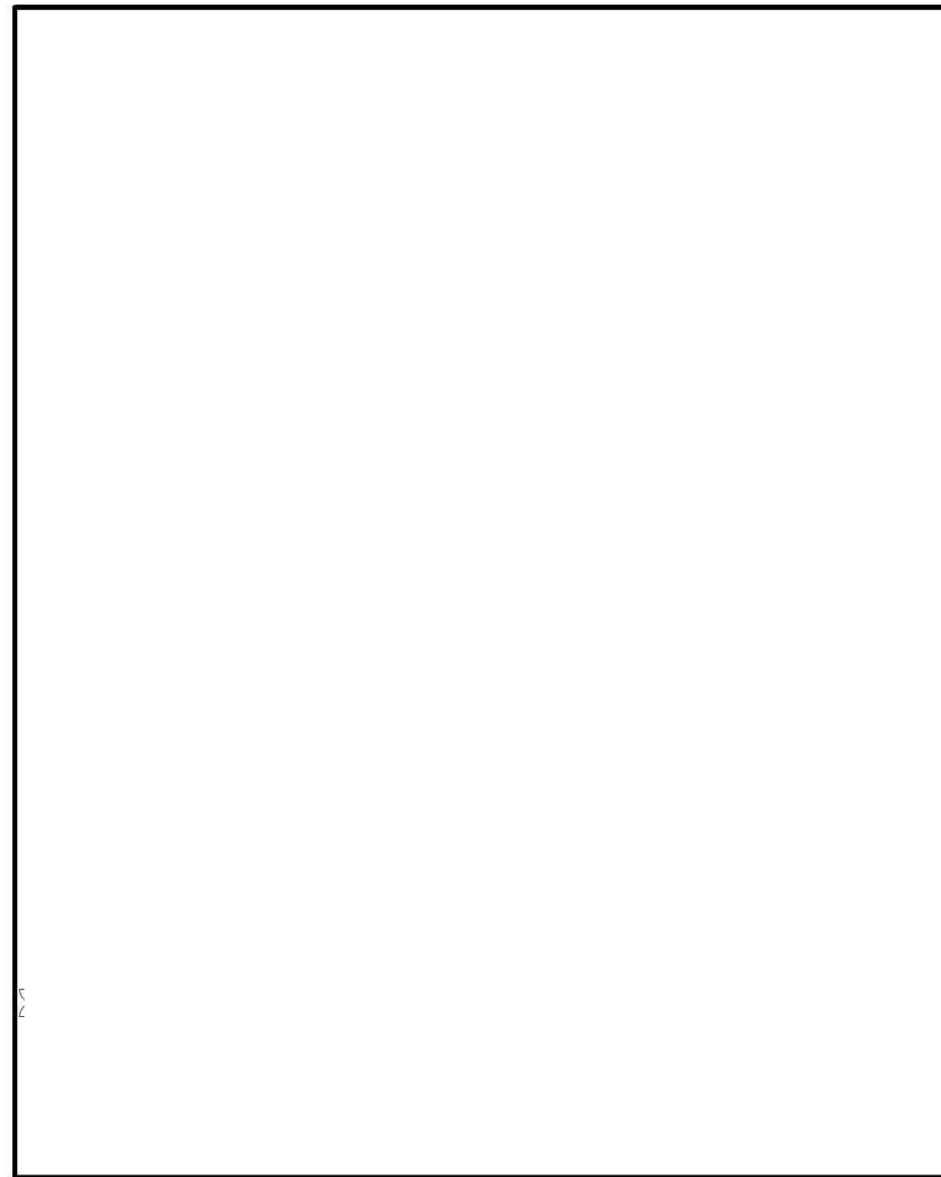
図 58-8-18 6号炉エリア放射線モニタ No. 22 の位置と放射線量率評価値



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



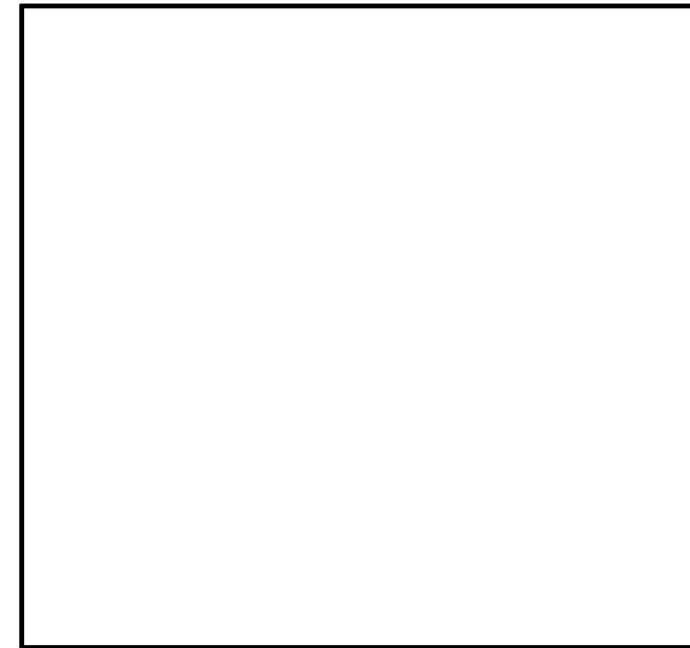
図 58-8-20 7号炉エリア放射線モニタ No. 10 の位置と放射線量率評価値



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（ドライウェル）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]</p> <p>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	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。 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。 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。		

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	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ $(1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1})$	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）	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ $(1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1})$	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	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。 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。		

柏崎刈羽原子力発電所 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="172 277 1240 1024"> <tr> <td data-bbox="172 277 320 1024">推定の評価</td> <td data-bbox="320 277 1240 1024"> <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>&lt;誤差による影響について&gt; 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：<math>7.24 \times 10^{n-1} \sim 1.38 \times 10^n s^{-1}</math>，N:-1～6 又は<math>\pm 2.5\%</math>，平均出力領域モニタの誤差：<math>\pm 2.5\%</math>）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> </td> </tr> </table>	推定の評価	<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>&lt;誤差による影響について&gt; 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：<math>7.24 \times 10^{n-1} \sim 1.38 \times 10^n s^{-1}</math>，N:-1～6 又は<math>\pm 2.5\%</math>，平均出力領域モニタの誤差：<math>\pm 2.5\%</math>）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>	<table border="1" data-bbox="1329 268 2380 1663"> <tr> <td data-bbox="1329 268 1489 550"></td> <td data-bbox="1489 268 2380 550"> <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> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1329 550 1489 1663">推定の評価</td> <td data-bbox="1489 550 2380 1663"> <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>&lt;誤差による影響について&gt; 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：<math>7.07 \times 10^{n-1} \sim 1.42 \times 10^n cps</math>，N:-1～6，平均出力領域計装の誤差：<math>\pm 2.5\%</math>）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> </td> </tr> </table>		<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>	推定の評価	<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>&lt;誤差による影響について&gt; 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：<math>7.07 \times 10^{n-1} \sim 1.42 \times 10^n cps</math>，N:-1～6，平均出力領域計装の誤差：<math>\pm 2.5\%</math>）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>	
推定の評価	<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>&lt;誤差による影響について&gt; 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：<math>7.24 \times 10^{n-1} \sim 1.38 \times 10^n s^{-1}</math>，N:-1～6 又は<math>\pm 2.5\%</math>，平均出力領域モニタの誤差：<math>\pm 2.5\%</math>）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>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>							
推定の評価	<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>&lt;誤差による影響について&gt; 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：<math>7.07 \times 10^{n-1} \sim 1.42 \times 10^n cps</math>，N:-1～6，平均出力領域計装の誤差：<math>\pm 2.5\%</math>）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>							