第1.15－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1／15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
①原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	※1	4	0～500℃	302℃以下※3	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，500℃まで監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	1	㊴
	原子炉圧力	※2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力（ＳＡ）	※2									
	原子炉水位（広帯域）	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）	※2									
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	※2									
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	※2									
	残留熱除去系熱交換器入口温度	※2	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。								
②原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力		2	0～10.5MPa[gage]	8.62MPa[gage]以下	重大事故等時における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。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源 ※22	弾性圧力検出器	1	㊵
	原子炉圧力（ＳＡ）		2	0～10.5MPa[gage]	8.62MPa[gage]以下		－ (Ss)	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力検出器		㊶
	原子炉水位（広帯域）	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）	※2									
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	※2									
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	※2									
	原子炉圧力容器温度	※2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2／15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
③原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）		2	－3,800～1,500 ㎜ ※4	－3,800～1,400 ㎜ ※4	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（300～1,400㎜※4）及び燃料有効長底部まで監視可能。	－ （Ss）	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源 ※22	差圧式水位検出器	1	㊷
	原子炉水位（燃料域）		2	－3,800～1,300 ㎜ ※5	397～1,300 ㎜ ※5		S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源 ※22	差圧式水位検出器		㊸
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）		1	－3,800～1,500 ㎜ ※4	－3,800～1,400 ㎜ ※4		－ （Ss）	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位検出器		㊹
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）		1	－3,800～1,300 ㎜ ※5	397～1,300 ㎜ ※5		－ （Ss）	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位検出器		㊺
	高圧代替注水系系統流量	※2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	※2									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	※2									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	※2									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	※2									
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2									
	高圧炉心スプレイ系系統流量	※2									
	残留熱除去系系統流量	※2									
	低圧炉心スプレイ系系統流量	※2									
	原子炉圧力	※2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力（ＳＡ）	※2									
	サプレッション・チェンバ圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								

第1.15－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3／15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
④原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	※1	1	0～50L／s	－※6	常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量（38L／s）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	差圧式流量検出器		①
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※1	1	0～50L／s	40L／s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（40L／s）を監視可能。	－ （Ss）	区分Ⅰ 直流電源	差圧式流量検出器	1	④
	高圧炉心スプレイ系系統流量	※1	1	0～500L／s	438L／s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（438L／s）を監視可能。	－ （Ss）	区分Ⅲ 計測用 交流電源	差圧式流量検出器		⑤
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	※1	1	0～500m^3／h※7	－※6	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（378m^3／h）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量検出器	1	②
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	※1	1	0～80m^3／h※7,※9	－※6	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量（75m^3／h）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量検出器		
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	※1	1	0～300m^3／h※8	－※6	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（110m^3／h）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量検出器		
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	※1	1	0～80m^3／h※8,※9	－※6	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量（75m^3／h）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量検出器		
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※1	2	0～150m^3／h	－※6	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（100m^3／h）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	差圧式流量検出器		③
	残留熱除去系系統流量	※1	3	0～600L／s	470L／s	残留熱除去系ポンプの最大注水量（470L／s）を監視可能。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用 交流電源	差圧式流量検出器		⑥
	低圧炉心スプレイ系系統流量	※1	1	0～600L／s	456L／s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（456L／s）を監視可能。	S	区分Ⅰ 計測用 交流電源	差圧式流量検出器		⑦
	代替淡水貯槽水位	※2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位	※2									
	サプレッション・プール水位	※2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（広帯域）	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）	※2									
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	※2									
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	※2									

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4／15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
⑤原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	※1	1	0～500m^3／h※7	－※6	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大注水量（300m^3／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用直流電源 ※22	差圧式流量検出器	1	⑧
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	※1	1	0～500m^3／h※8	－※6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大注水量（130m^3／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用直流電源 ※22	差圧式流量検出器		
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	※1	1	0～200m^3／h	－※6	格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大注水量（80m^3／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用直流電源 ※23	差圧式流量検出器	1	⑨
	代替淡水貯槽水位	※2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位	※2									
	サプレッション・プール水位	※2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器下部水位	※2									
⑥原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度		8	0～300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用直流電源 ※22,※23	熱電対	1	⑯
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度		2	0～200℃	171℃以下		－ (Ss)	緊急用直流電源 ※22,※23	熱電対	1	⑰
	サプレッション・プール水温度		3	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）におけるサプレッション・プール水の飽和温度（約 167℃）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用直流電源 ※22	測温抵抗体	1	⑱
	格納容器下部水温	（水温計兼デブリ落下検知用）	※1	5	0～500℃※10 （ペデスタル床面 0m）※11	－※6	ペデスタル底部にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることを検知することでデブリ落下を検知可能。	－ (Ss)	緊急用直流電源 ※23	測温抵抗体	4	⑲
		（水温計兼デブリ堆積検知用）	※1	5	0～500℃※10 （ペデスタル床面＋0.2m）※11	－※6	ペデスタル床面＋0.2m 以上のデブリ堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接触による指示値ダウンスケールにより検知可能。	－ (Ss)	緊急用直流電源 ※23	測温抵抗体	4	
	ドライウェル圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ圧力	※2									

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5／15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
⑦原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力		1	0～1MPa［abs］	279kPa[gage]以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用直流電源 ※22	弾性圧力検出器	1	㊿
	サプレッション・チェンバ圧力		1	0～1MPa［abs］	279kPa[gage]以下		－ （Ss）	緊急用直流電源 ※22	弾性圧力検出器	1	51
	ドライウェル雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	※2									
⑧原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	※1	1	－1～9m※12 （EL.2,030～12,030mm）	－0.5～0m （EL.2,530～3,030mm）	ウェットウェルベント操作可否判断（ベントライン下端高さ－1.64m：通常水位＋6.5m）を把握できる範囲を監視可能。	－ （Ss）	緊急用直流電源 ※22	差圧式水位検出器	1	52
	格納容器下部水位	（高さ 1m 超検知用）※1	2	＋1.05m※11,※13 （EL.12,856mm）	－※6	炉心損傷後，原子炉圧力容器破損までの間に，ペデスタル床面から＋1m を超える高さまでの事前注水されたことの検知が可能。	－ （Ss）	緊急用直流電源 ※23	電極式水位検出器	1	53
		（高さ 0.5m，1.0m 未満検知用）※1	各 2	＋0.50m，＋0.95m ※11,※14 （EL.12,306mm，12,756mm）	－※6	デブリ落下後，ペデスタル床面＋0.2m 以上のデブリ堆積までの間，ペデスタル床面から＋0.5m～＋1m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	－ （Ss）	緊急用直流電源 ※23	電極式水位検出器		
		（満水管理用）※1	各 2	＋2.25m，＋2.75m ※11,※15 （EL.14,056mm，14,556mm）	－※6	ペデスタル床面＋0.2m 以上のデブリ堆積後，ペデスタル満水近傍のペデスタル床面から＋2.25m～＋2.75m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	－ （Ss）	緊急用直流電源 ※23	電極式水位検出器		
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	※2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	※2									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	※2									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	※2									
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	※2	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	※2									
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	※2									

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6／15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
⑧原子炉格納容器内の水位	代替淡水貯槽水位	※2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位	※2									
	ドライウェル圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ圧力	※2									
⑨原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	※1	1	0～100vol%	約 3.3vol%	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（0～56.6vol%）を監視可能。	－ （Ss）	計器，サンプリング装置：緊急用交流電源	熱伝導式水素検出器	－※24	㊹
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	※2	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	※2									
	ドライウェル圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ圧力	※2									
⑩原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）		2	10^{-2}～10^{5}Sv／h	90Sv／h 未満※16	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 90Sv／h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	－ （Ss）	区分Ⅰ，Ⅱ直流電源緊急用直流電源	イオンチェンバ	－※24	㊻
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）		2	10^{-2}～10^{5}Sv／h	90Sv／h 未満※16	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 90Sv／h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	－ （Ss）	区分Ⅰ，Ⅱ直流電源緊急用直流電源	イオンチェンバ	－※24	㊼

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7／15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
⑪未臨界の維持又は監視	起動領域計装	8	10^{-1}～10^{6}cps (1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$) 0～40%又は 0～125% ($1.0\times10^{8}$～$1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の約 19 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお，起動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。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 中性子モニタ用 直流電源	核分裂電離箱	－※24	㊽
	平均出力領域計装	2※17	0～125% (1.0×10^{12}～$1.0\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお，設計基準事故時及び重大事故等時，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期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また，緊急停止失敗時においても再循環系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。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 原子炉保護系 交流電源 区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源	核分裂電離箱	－※24	㊾

1.15－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8／15）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
⑫最終ヒートシンクの確保（1／3）	代替循環冷却系	サプレッション・プール水温度		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		代替循環冷却系ポンプ入口温度		2	0～100℃	－※6	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度（80℃）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱電対	1	⑪
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量		2	0～300m^3／h	－※6	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量（250m^3／h）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	差圧式流量検出器	1	⑩
		代替循環冷却系原子炉注水流量	※2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
		残留熱除去系熱交換器出口温度	※2	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。								
		ドライウェル雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・チェンバ雰囲気温度	※2									

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9／15）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
⑫最終ヒートシンクの確保（2／3）	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位		2	180～5,500mm	－※6	系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲（2,530～2,800mm）及びベント後のフィルタ装置機能維持のための下限水位から上限水位の範囲（1,325～4,800mm）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位検出器	1	㉝
		フィルタ装置圧力	※1	1	0～1MPa［gage］	－※6	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力（0.62MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力検出器	1	㉞
		フィルタ装置スクラビング水温度	※1	1	0～300℃	－※6	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度（200℃）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源 ※22	熱電対	1	㉟
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）		2	10^{-2}～10^{5}Sv／h	－※6	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約 5×10^{1}Sv／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源 ※22	イオンチェンバ	－※24	㊱
				1	10^{-3}～10^{4}mSv／h	－※6	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約 7×10^{0}mSv／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源 ※22		－※24	
		フィルタ装置入口水素濃度		2	0～100vol%	－※6	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視可能。	－ (Ss)	計器，サンプリング装置： 緊急用 交流電源 ※22	熱伝導式水素検出器	－※24	㊲
		ドライウェル圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・チェンバ圧力	※2									
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	※1	2	10^{-2}～10^{5}mSv／h	－※6	耐圧強化ベント系による格納容器ベント実施時に，想定される排気ラインの最大放射線量率（約 9×10^{4}mSv／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源 ※22	イオンチェンバ	－※24	㊳

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10／15）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
⑫最終ヒートシンクの確保（3／3）	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度		2	0～300℃	249℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高使用温度(249℃)を監視可能。	－ (Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用 交流電源	熱電対	1	⑫
		残留熱除去系熱交換器出口温度	※1	2	0～300℃	249℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高使用温度(249℃)を監視可能。	－ (Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用 交流電源	熱電対	1	⑬
		残留熱除去系系統流量	※2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
		残留熱除去系海水系系統流量	※1	1	0～550L／s	493L／s	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系海水系ポンプの最大注水量（493L／s）を監視可能。	－ (Ss)	区分Ⅰ 計測用 交流電源	差圧式流量検出器	1	⑭
				1				S	区分Ⅱ 計測用 交流電源	差圧式流量検出器		⑭
		緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）	※2	1	0～800m^3／h	－※6	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の最大注水量（650m^3／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量検出器		㉔
		緊急用海水系流量 （残留熱除去系補機）	※2	1	0～50m^3／h	－※6	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の最大注水量（40m^3／h）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量検出器		㉕
		原子炉圧力容器温度	※2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・プール水温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	※2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11／15）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
⑬格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）		「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉水位（燃料域）										
		原子炉水位（ＳＡ広帯域）										
		原子炉水位（ＳＡ燃料域）										
		原子炉圧力		「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉圧力（ＳＡ）										
		原子炉圧力容器温度	※2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
		ドライウェル圧力		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
		サプレッション・チェンバ圧力	※2									
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	※2									
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	※3									
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	※1									
		原子炉圧力	※2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
		原子炉圧力（ＳＡ）	※2									

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12／15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
⑭水源の確保（1／2）	サプレッション・プール水位		「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	代替淡水貯槽水位	※1	1	0～20m	－※6	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプ戻りライン配管下端（0～19.8m）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源 ※22,※23	差圧式水位検出器	1	⑮
	西側淡水貯水設備水位	※1	1	0～6.5m	－※6	西側淡水貯水設備の水槽底部＋1m から＋5m（水槽上端）まで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源 ※22,※23	電波式水位検出器	1	⑯
	高圧代替注水系系統流量	※2	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2									
	高圧炉心スプレイ系系統流量	※2									
	残留熱除去系系統流量	※2									
	低圧炉心スプレイ系系統流量	※2									
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	※2	1	0～10MPa［gage］	－※6	常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力検出器	1	⑰
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	※2	1	0～10MPa［gage］	8.96MPa[gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	区分Ⅰ 直流電源	弾性圧力検出器		⑲
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	※2	1	0～10MPa［gage］	8.01MPa[gage]	高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（8.01MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	区分Ⅲ 計測用 交流電源	弾性圧力検出器		⑳
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	※2	2	0～5MPa［gage］	－※6	代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力検出器	1	⑱
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	※2	3	0～4MPa［gage］	3.45MPa[gage]	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用 交流電源	弾性圧力検出器		㉑
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	※2	1	0～4MPa［gage］	3.79MPa[gage]	低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（3.79MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	区分Ⅰ 計測用 交流電源	弾性圧力検出器		㉒
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	※2	2	0～5MPa［gage］	－※6	常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（3.14MPa［gage］）を監視可能。	－ (Ss)	緊急用 直流電源 ※22,※23	弾性圧力検出器		㉓

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13／15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
⑭水源の確保（2／2）	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	※2	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	※2									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	※2									
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	※2									
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	※2									
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	※2									
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	※2									
	原子炉水位（広帯域）	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域）	※2									
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	※2									
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	※2									

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（14／15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
⑮原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	※1	2	0～10vol%	－※6	重大事故等時において，原子炉建屋内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（なお，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する）。	－ （Ss）	緊急用 交流電源	触媒式 水素検出器	－※24	㉛
			3	0～20vol%			－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	－※24	
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	※2	4※18	0～300℃	－※6	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器の作動時に想定される温度を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱電対	2	㉜
⑯原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	※1	1	0～25vol%	約 4.4vol%	重大事故等時において，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～約 4.4vol%）を監視可能。	－ （Ss）	計器，サンプリング装置： 緊急用 交流電源	磁気力式 酸素検出器	－※24	㊺
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	※2	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	※2									
	ドライウェル圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ圧力	※2									

第 1.15－2 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（15／15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器個数	第1.15－3図 No.
⑰使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	1	－4,300～＋7,200mm※19 （EL.35,077～46,577mm）	＋6,818mm （EL.46,195mm）	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック下端（EL.35,097mm）までの範囲にわたり水位を監視可能。	C （Ss）	区分Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドパルス式水位検出器	－※24	㉖
		1※20	0～120℃	66℃以下	重大事故等時に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。			測温抵抗体	1	
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	1※21	0～120℃	－※6	重大事故等時に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。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	熱電対		㉗
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	10^{-2}～10^{5}Sv／h	－※6	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（1.0×10^{-2}～2.4×10^{6}mSv／h）を監視可能。	－ （Ss）	緊急用 直流電源	イオンチェンバ	－※24	㉘
		1	10^{-3}～10^{4}mSv／h							
	使用済燃料プール監視カメラ	1	－	－※6	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	－ （Ss）	カメラ：緊急用直流電源 空冷装置：緊急用交流電源	赤外線カメラ	－※24	㉙ ㉚

※1　分類のうち，重要監視パラメータとしてのみ使用する。
※2　分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
※3　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※4　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm）。
※5　基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 920cm）。
※6　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※7　常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。
※8　可搬型設備による対応時に使用。
※9　狭帯域流量。
※10　ＲＰＶ破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m，0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）。
※11　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※12　基準点は通常運転水位 EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）。
※13　ＲＰＶ破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）。
※14　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）（高さ 0.5m，1.0m 未満水位計）。
※15　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）（満水管理水位計）。
※16　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※17　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※18　2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置。
※19　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 EL.39,377mm(使用済燃料プール底部より 4,688mm)。
※20　検出点 2 箇所。
※21　検出点 8 箇所。
※22　「設置許可基準規則」第 47 条，48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ることとしており，電源については，非常用所内電気設備と独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。詳細については，「3.14 電源設備（「設置許可基準規則」第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57－9」参照。なお，各条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料 58－10 に整理している。
※23　「設置許可基準規則」第 51 条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており，低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電源設備を経由して電源を受電できる設計とするとともに，可搬型計測器による計測が可能な設計としており，多様性を有している。詳細については，「3.14 電源設備（「設置許可基準規則」第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57－9」参照。なお，各条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料 58－10 に整理している。
※24　可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「－」で示す。全交流動力電源喪失時は，水素・酸素濃度監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（ＳＡ広域），監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（1／19）

【推定ケース】

ケース 1　：　同一物理量（温度，圧力，水位，放射線量率，水素濃度及び中性子束）により推定する。
ケース 2　：　水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定する。
ケース 3　：　流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定する。
ケース 4　：　除熱状態を温度，圧力，流量等の傾向監視により推定する。
ケース 5　：　原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（Ｓ／Ｃ）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する。
ケース 6　：　圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。
ケース 7　：　水素燃焼するおそれのある状態であるかを推定する。
ケース 8　：　原子炉格納容器内の水位をドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定する。
ケース 9　：　未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
ケース 10　：　水素濃度を装置の作動状況により推定する。
ケース 11　：　エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
ケース 12　：　酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
ケース 13　：　原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力より推定する。
ケース 14　：　使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
ケース 15　：　デブリの冠水状態を温度により推定する。

なお，代替パラメータによる推定に当たっては，代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は，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，原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また，スクラム後，原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③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推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 6	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（2／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（ＳＡ）	ケース 1	①原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力（ＳＡ）により推定する。 ③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より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	ケース 6	
	原子炉圧力（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力	ケース 1	①原子炉圧力（ＳＡ）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力により推定する。 ③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より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	ケース 6	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（3／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位（1／2）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 1	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）により推定する。 ③高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③高圧代替注水系系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレイ系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ③低圧炉心スプレイ系系統流量	ケース 2	
		④原子炉圧力 ④原子炉圧力（ＳＡ） ④サプレッション・チェンバ圧力	ケース 5	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（4／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位（2／2）	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	ケース 1	①原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位（広帯域）又は原子炉水位（燃料域）を優先する。
		②高圧代替注水系系統流量 ②低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレイ系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレイ系系統流量	ケース 2	
		③原子炉圧力 ③原子炉圧力（ＳＡ） ③サプレッション・チェンバ圧力	ケース 5	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（5／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量（1／2）	高圧代替注水系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（6／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量（2／2）	高圧炉心スプレイ系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
	残留熱除去系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 3	①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（7／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サプレッション・プール水位	ケース 3	①低圧代替注水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，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のサプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	ケース 3	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度（1／2）	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①ドライウェル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル圧力によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 ③サプレッション・チェンバ圧力により，上記②と同様にドライウェル雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②ドライウェル圧力 ③サプレッション・チェンバ圧力	ケース 6	
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・プール水温度	ケース 1	①サプレッション・チェンバ雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③サプレッション・チェンバ圧力	ケース 6	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（8／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度（2／2）	サプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 1	①サプレッション・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器下部水温の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ＜ＲＰＶ破損判断基準＞ デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し，ＲＰＶ破損の早期判断の観点から，2 個以上が上昇傾向（デブリ落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に，ＲＰＶ破損を判断する。 ＜ペデスタル満水注水判断基準＞ デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し，十分な量のデブリ堆積検知の観点から，3 個以上がオーバースケール（デブリの接触による温度上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に，ペデスタル満水注水を判断する。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	①サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1	①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度によりドライウェル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウェル圧力（常用代替監視パラメータ）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，ベント管を介して均圧されるサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		②ドライウェル雰囲気温度	ケース 6	
		③［ドライウェル圧力］※2	ケース 1	
	サプレッション・チェンバ圧力	①ドライウェル圧力	ケース 1	①サプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用代替監視パラメータ）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，ベント管を介して均圧されるドライウェル圧力を優先する。
		②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 6	
		③［サプレッション・チェンバ圧力］※2	ケース 1	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（9／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②代替淡水貯槽水位 ②西側淡水貯水設備水位	ケース 2	①サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により，サプレッション・プール水位を推定する。 ②水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により，サプレッション・プール水位を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ＜ベント判断基準＞ サプレッション・プール水位不明時は，上記①又は②の推定方法により，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プレッション・プールへ移行する場合を想定しており，サプレッション・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価となり問題ないことから，推定した値からベント実施判断基準であるサプレッション・プール通常水位＋6.5m（ベントライン下端から－1.64m）の到達確認をもって，ベントを実施する。 ③ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサプレッション・プール水位を推定する。 推定は，注水先に近い低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量を優先する。
		③ドライウェル圧力 ③サプレッション・チェンバ圧力	ケース 8	
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器下部水位の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により，格納容器下部水位を推定する。 ③水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により，格納容器下部水位を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ＜0.2m），デブリが冠水されていることを格納容器下部雰囲気温度により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替淡水貯槽水位 ③西側淡水貯水設備水位	ケース 2	
		④［格納容器下部雰囲気温度］※2	ケース 15	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（10／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） ①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ） ①ドライウェル圧力 ①サプレッション・チェンバ圧力	ケース７	①格納容器内水素濃度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と保守的なＧ値を入力とした評価結果（解析結果）により格納容器内水素濃度（ＳＡ）を推定する。
		②［格納容器内水素濃度］※2	ケース１	①ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用代替監視パラメータ）により，水素濃度を推定する。 推定は，重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ），格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ），ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	ケース１	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	ケース１	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（11／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装	ケース 1	①起動領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②起動領域計装の監視が不可能となった場合は，平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③［制御棒操作監視系］※2	ケース 9	
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装	ケース 1	①平均出力領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は，起動領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③［制御棒操作監視系］※2	ケース 9	
	［制御棒操作監視系］	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	ケース 9	①制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合は，起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は，低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（12／19）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保（1／2）	代替循環冷却系	サプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース1	①サプレッション・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	①残留熱除去系熱交換器出口温度	ケース1	①代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①代替循環冷却系原子炉注水流量	ケース3	①代替循環冷却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，ポンプ容量と原子炉注水流量から格納容器スプレイ流量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，代替循環冷却系原子炉注水流量を優先する。
			②サプレッション・プール水温度 ②ドライウェル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース4	
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置圧力	①ドライウェル圧力 ①サプレッション・チェンバ圧力	ケース1	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。
			②フィルタ装置スクラビング水温度	ケース6	
		フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力	ケース6	①飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータ（フィルタ装置出口放射線モニタ）の他チャンネル	ケース1	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度（ＳＡ）	ケース1	①フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（ＳＡ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（13／19）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保（2／2）	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①耐圧強化ベント系放射線モニタの 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・プール水温度	ケース 1	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系海水系系統流量又は緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機））により，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
			②残留熱除去系海水系系統流量 ②緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ②緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	ケース 4	
		残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース 4	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（14／19）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視（1／2）	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ケース 1	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	ケース 1	①原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。
		原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（ＳＡ）	ケース 1	①原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力（ＳＡ）により推定する。 ③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より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
			③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	ケース 6	
		原子炉圧力（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力	ケース 1	①原子炉圧力（ＳＡ）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力により推定する。 ③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より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
			③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ広帯域） ③原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③原子炉圧力容器温度	ケース 6	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（15／19）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視（２／２）	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①ドライウェル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル圧力によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
			②ドライウェル圧力	ケース 6	
		ドライウェル圧力	①サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1	①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度によりドライウェル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウェル圧力（常用代替監視パラメータ）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，ベント管を介して均圧されるサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
			②ドライウェル雰囲気温度	ケース 6	
			③［ドライウェル圧力］※2	ケース 1	
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ）	ケース 1	①高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
			②［エリア放射線モニタ］※2	ケース 11	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ）	ケース 1	①原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
			②［エリア放射線モニタ］※2	ケース 11	
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ）	ケース 1	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
			②［エリア放射線モニタ］※2	ケース 11	
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ）	ケース 1	①低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
			②［エリア放射線モニタ］※2	ケース 11	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（16／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保（1／3）	サプレッション・プール水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ①高圧代替注水系系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 2	①サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，原子炉格納容器へ注水する低圧代替注水系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。また，サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，サプレッション・プールから原子炉圧力容器へ注水する系統の流量と経過時間かより算出した注水量から推定する。 ②サプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 ＜ポンプ停止基準＞ サプレッション・プール水位不明時は，上記①又は②の推定方法により，水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に，ＥＣＣＳ系の配管破断などによりサプレッション・プール水が流出し，ポンプの必要ＮＰＳＨが得られず，吐出圧力の異常（圧力低下，ハンチングなど）が確認された場合に，ポンプを停止する。 推定は，サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（17／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保（2／3）	代替淡水貯槽水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ②サプレッション・プール水位 ③常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	ケース 2	①代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は，代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる各注水先への流量から，代替淡水貯槽水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお，代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から，ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は，代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
水源の確保（3／3）	西側淡水貯水設備水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ②サプレッション・プール水位	ケース 2	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は，西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプによる各注水先への流量から，西側淡水貯水設備水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお，西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は，西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（18／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は，静的触媒式水素再結合器動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の差温度により水素濃度を推定）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②静的触媒式水素再結合器動作監視装置	ケース 10	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） ①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	ケース 12	①格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と保守的なＧ値を入力とした評価結果（解析結果）により原子炉格納容器内の酸素濃度を推定する。 ①ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。 ②監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用代替監視パラメータ）により，酸素濃度を推定する。 推定は，重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ），格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ），ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		①ドライウェル圧力 ①サプレッション・チェンバ圧力	ケース 13	
		②［格納容器内酸素濃度］※2	ケース 1	

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（19／19）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	①使用済燃料プール温度（ＳＡ） ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール温度（ＳＡ）により使用済燃料プールの温度を推定する。 ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて，水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，温度の場合は同じ仕様である使用済燃料プール温度（ＳＡ）を，水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を優先する。
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ③使用済燃料プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料プール温度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）により温度を推定する。 ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により，使用済燃料プールの状態を監視する。 ③使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を優先する。
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ②使用済燃料プール温度（ＳＡ） ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて，水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度（ＳＡ）及び使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ①使用済燃料プール温度（ＳＡ） ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	ケース 14	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて，使用済燃料プールの状態を推定する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。