

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

補正に係る指摘事項に対する回答について

平成29年7月

東京電力ホールディングス株式会社

指摘事項 No. 1 を踏まえた修正

抜粋箇所：

- ・添付書類十 10-7-1-269, 279, 285, 292,  
301, 307, 318  
10-7-2-157, 158, 163, 164,  
169, 170

第 7.1.1-1 表 「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	—	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの起動失敗又は各ポンプの系統流量計の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	—	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	高圧・低圧注水機能喪失確認後、低圧代替注水系 (常設) を 2 台運転とし、中央制御室にて逃がし安全弁 8 個を全開し、原子炉急速減圧を実施する。	復水移送ポンプ 逃がし安全弁	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、低圧代替注水系 (常設) の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 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)
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) により原子炉格納容器冷却を実施する。格納容器スプレイ中に原子炉水位が原子炉水位低 (レベル 3) まで低下した場合は、格納容器スプレイを停止し原子炉注水を実施する。原子炉水位高 (レベル 8) まで回復後、原子炉注水を停止し、格納容器スプレイを再開する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 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)
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化バント系	—	格納容器内圧力 (D/W) 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 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧

【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

□: 有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.3.1-1 表 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内蓄電式直流電源設備	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低（レベル 2）信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。	【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽 所内蓄電式直流電源設備 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4kL）	原子炉水位（SA） 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位（SA）
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系を手動起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽 常設代替直流電源設備	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）
直流電源切替え	原子炉隔離時冷却系で使用している直流電源の枯渇を防止するため、蓄電池の切替えを実施し 24 時間にわたって直流電源の供給を行う。	所内蓄電式直流電源設備	—	—
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 所内蓄電式直流電源設備	—	格納容器内圧力（D/W） 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 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、残留熱除去系ポンプを手動起動し、逃がし安全弁 2 個による手動減圧を行う。	常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 【残留熱除去系（低圧注水モード）】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ（4kL, 16kL）	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	原子炉急速減圧により、残留熱除去系の系統圧力を下回ると、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系（低圧注水モード）】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ（4kL, 16kL）	原子炉水位（SA） 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器除熱	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器除熱を実施する。	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ（4kL, 16kL）	【残留熱除去系系統流量】 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位回復後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。	常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4kL, 16kL）	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力 原子炉水位（SA） 原子炉水位 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）  
□：有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.3.2-1 表 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内蓄電式直流電源設備	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
高圧代替注水系による原子炉注水	事象発生後に原子炉隔離時冷却系の自動起動が確認できない場合、高圧代替注水系を手動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後炉心を冠水維持可能な範囲に制御する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽 常設代替直流電源設備 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化バント系 所内蓄電式直流電源設備	-	格納容器内圧力 (D/W) 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 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、残留熱除去系ポンプを手動起動し、逃がし安全弁 2 個による手動減圧を行う。	常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 【残留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4kL, 16kL)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉急速減圧により、残留熱除去系の圧力を下回ると、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4kL, 16kL)	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】
残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器除熱	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器除熱を実施する。	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4kL, 16kL)	【残留熱除去系系統流量】 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気気温度 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
低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉水位回復後、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。	常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL, 16kL)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)

【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第 7.1.3.3-1 表 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉はスクラムするが、直流電源喪失により平均出力領域モニタ等による確認ができない。原子炉圧力の推移及び逃がし安全弁の動作状況等により原子炉の停止状態を推定する。	常設代替直流電源設備 逃がし安全弁	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
高圧代替注水系による原子炉注水	事象発生後に原子炉隔離時冷却系の自動起動が確認できない場合、高圧代替注水系を手動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後炉心を冠水維持可能な範囲に制御する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽 常設代替直流電源設備 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 常設代替直流電源設備	—	格納容器内圧力 (D/W) 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 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、残留熱除去系ポンプを起動し、逃がし安全弁 2 個による手動減圧を行う。	常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 【残留熱除去系（低圧注水モード）】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4kL, 16kL)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	原子炉急速減圧により、残留熱除去系の圧力を下回ると、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系（低圧注水モード）】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4kL, 16kL)	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器除熱	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器除熱を実施する。	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4kL, 16kL)	【残留熱除去系系統流量】 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 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 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位回復後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。	常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL, 16kL)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第 7. 1. 4. 1-1 表 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内蓄電式直流電源設備	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低（レベル 2）信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。	【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽 所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位（SA）
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽 常設代替直流電源設備	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、復水移送ポンプを起動し、逃がし安全弁 2 個による手動減圧を行う。	常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 復水移送ポンプ	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	原子炉急速減圧により、低圧代替注水系（常設）の系統圧力を下回ると、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4kL, 16kL）	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力 原子炉水位（SA） 原子炉水位 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）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	原子炉水位が、原子炉水位高（レベル 8）に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器冷却を実施する。格納容器スプレイ中に原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）まで低下した場合は、格納容器スプレイを停止し原子炉注水を実施する。原子炉水位高（レベル 8）まで回復後、原子炉注水を停止し、格納容器スプレイを再開する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4kL, 16kL）	格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） 原子炉水位（SA） 原子炉水位 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）
残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ（4kL, 16kL）	【残留熱除去系系統流量】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	サブプレッション・チェンバ・プール水位が、真空破壊装置 -1m に到達した場合、低圧代替注水系（常設）による注水を停止し、残留熱除去系の低圧注水モード運転による原子炉注水を開始する。	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系（低圧注水モード）】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ（4kL, 16kL）	サブプレッション・チェンバ・プール水位 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力 原子炉水位（SA） 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

■：有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.4.2-1 表 「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	—	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低（レベル 2）信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。	【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位（SA）
高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）
残留熱除去系機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系の運転によりサブプレッション・チェンバ・プール水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転のための起動操作を実施するが、残留熱除去系故障により起動失敗する。	—	—	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
逃がし安全弁による原子炉減圧	主蒸気隔離弁を手動で全閉し、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施する。	逃がし安全弁	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力
高圧炉心注水系による原子炉注水	原子炉減圧に伴い原子炉隔離時冷却系の流量が低下し原子炉水位が低下する。原子炉水位低（レベル 1.5）にて高圧炉心注水系が自動起動し、原子炉水位は回復する。	【高圧炉心注水系】 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4kL）	原子炉水位（SA） 原子炉水位 【高圧炉心注水系系統流量】 復水貯蔵槽水位（SA）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa [gage] 到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器冷却を実施する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4kL）	格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa [gage] 到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系	—	格納容器内圧力（D/W） 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 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

■：有効性評価上考慮しない操作



第 7.1.6-1 表 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断発生後に外部電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの自動起動失敗又は各ポンプの系統流量計の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	—	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧・低圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	高圧・低圧注水機能喪失確認後、低圧代替注水系 (常設) を 2 台運転とし、中央制御室にて逃がし安全弁を全開し、原子炉急速減圧する。	復水移送ポンプ 逃がし安全弁	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、低圧代替注水系 (常設) の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 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)
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) により原子炉格納容器冷却を実施する。格納容器スプレイ中に原子炉水位が原子炉水位低 (レベル 3) まで低下した場合は、格納容器スプレイを停止し原子炉注水を実施する。原子炉水位高 (レベル 8) まで回復後、原子炉注水を停止し、格納容器スプレイを再開する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 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)
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系	—	格納容器内圧力 (D/W) 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 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧

【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

■: 有効性評価上考慮しない操作

第 7.2.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の

重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）（1/2）

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。	—	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。	—	—	【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系系統流量】 【残留熱除去系系統流量】
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに，全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり，全交流動力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず，非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合，早期の電源回復不可と判断する。これにより，常設代替交流電源設備，代替原子炉補機冷却系，低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。	所内蓄電式直流電源設備	—	—
炉心損傷確認	大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため，原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心損傷が発生すれば，ジルコニウム-水反応により水素ガスが発生することから，原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。	—	—	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） 格納容器内水素濃度（SA）
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。 ドライウェル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し，崩壊熱及び原子炉注水量から推定して把握する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2級） タンクローリ（4kL, 16kL）	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力 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） ドライウェル雰囲気温度

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第 7.2.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の

重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）（2/2）

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が 190℃に到達した場合、推定手段により原子炉水位が破断口高さまで水位回復を確認後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。推定手段により炉心を冠水維持できる範囲で、原子炉注水と代替格納容器スプレイを交互に実施する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4kL, 16kL）	ドライウェル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)
代替循環冷却系による原子炉注水、原子炉格納容器除熱	代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、代替循環冷却系の運転準備のため、低圧代替注水系（常設）の最大流量にて原子炉注水を実施し水位を回復する。崩壊熱及び原子炉注水流量からの原子炉水位推定により破断口高さまで水位回復後、格納容器スプレイに切り替え、最大流量にてスプレイを行うことで原子炉格納容器冷却を実施する。 崩壊熱及び原子炉注水流量からの原子炉水位推定により原子炉水位低（レベル 1）に到達した時点で、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転準備を実施する。復水移送ポンプを停止している期間は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による原子炉への注水を実施し、水位の回復を図る。 代替循環冷却系の運転準備が完了した後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による原子炉注水を停止し、代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。 また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ（4kL, 16kL）	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位 復水補給水系流量 (RHR 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) 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第 7.2.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
（代替循環冷却系を使用しない場合）（1/2）

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。	—	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。	—	—	【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系系統流量】
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに，全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり，全交流動力電源喪失に至る。中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず，非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合，早期の電源回復不可と判断する。これにより，常設代替交流電源設備，代替原子炉補機冷却系，低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。	所内蓄電式直流電源設備	—	—
炉心損傷確認	大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため，原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心損傷が発生すれば，ジルコニウム-水反応により水素ガスが発生することから，原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。	—	—	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） 格納容器内水素濃度（SA）
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。 ドライウェル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し，崩壊熱及び原子炉注水量から推定して把握する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4kL, 16kL）	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力 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） ドライウェル雰囲気温度

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第 7.2.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
 (代替循環冷却系を使用しない場合) (2/2)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が 190℃に到達した場合、推定手段により原子炉水位が破断口高さまで水位回復を確認後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器冷却を実施する。 推定手段により炉心を冠水維持できる範囲で、原子炉注水と代替格納容器スプレイを交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位上昇を考慮しても、サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを停止する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL, 16kL)	ドライウェル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.62MPa[gage]に接近した場合、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置	—	格納容器内圧力 (D/W) 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 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧

【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第7.2.2-1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時」の重大事故等対策について (1/2)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
高圧・低圧注水機能喪失確認 <sup>※1</sup>	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する。	—	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)
炉心損傷確認 水素濃度監視	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。	—	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁2個を開放し、原子炉を急速減圧する。	逃がし安全弁	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合、格納容器圧力 0.465MPa [gage] 到達を確認した場合又は格納容器温度 190℃到達を確認した場合には原子炉格納容器の雰囲気を冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ2台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa [gage] 到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa [gage] 以下となった時点で停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	原子炉圧力容器温度 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 復水貯蔵槽水位 (SA)

※1 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態。高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心注水系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系による原子炉注水ができない場合。

【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

■: 有効評価上考慮しない操作

第7.2.2-1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱時」の重大事故等対策について (2/2)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉格納容器下部への注水	原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への水張りが目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2m（総注水量 180m <sup>3</sup> ）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	-	原子炉圧力容器温度 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 復水貯蔵槽水位（SA）
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。	-	-	原子炉水位（SA） 原子炉水位 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力 格納容器内圧力（D/W） ドライウエル雰囲気温度
溶融炉心への注水	原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を崩壊熱相当の流量にて継続して行う <sup>※1</sup> 。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク コリウムシールド	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4kL）	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）
代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱 <sup>※2</sup>	代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始し、溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレイに復水補給水流量計を用いることによって流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイする。	復水移送ポンプ 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ（4kL）	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） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウエル雰囲気温度 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・プール水位

※1 原子炉圧力容器破損時の影響により、格納容器下部水位計による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てについての数時間の推移を確認することにより、総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。

- ・原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ・ドライウエルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること

また、サブプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ（通常運転水位+約 1.5m）を超える場合には、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバのプール水の原子炉格納容器下部への流入による溶融炉心の冷却に期待でき、サブプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。

※2 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いた。

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

■：有効評価上考慮しない操作

指摘事項 No. 2 を踏まえた修正

〔 抜粋箇所 :

・ 添付書類十 10-7-1-250, 323

〕



名、運転操作対応を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名である。必要な要員と作業項目について第 7.1.7-5 図に示す。

a. インターフェイスシステム LOCA 発生

原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、インターフェイスシステム LOCA が発生する。破断箇所から原子炉冷却材が流出することにより、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放する。

b. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認

事象発生後に外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。

c. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、原子炉水位低(レベル 2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位、原子炉隔離時冷却系系統流量等である。

d. インターフェイスシステム LOCA 発生確認

原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 事象を確認し、格納容器温度、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉格納容器外での漏えい事象であることを確認し、高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力指示の上昇（破断面積が大きく漏えい量が多い場合は、運転員の対応なしに

第 7.1.7-1 表 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
インターフェイスシステム LOCA 発生	原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで、インターフェイスシステム LOCA が発生する。破断箇所から原子炉冷却材が流出することにより、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放する。	原子炉建屋ブローアウトパネル	—	—
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉注水を開始する。	【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)
インターフェイスシステム LOCA 発生確認	原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 事象を確認し、格納容器温度、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉格納容器外での漏えい事象であることを確認し、高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力指示の上昇（破断面積が大きく漏えい量が多い場合は、運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある）により低圧設計部分が過圧されたことを確認し、インターフェイスシステム LOCA が発生したことを確認する。	—	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 ドライウェル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W) 【高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力】
中央制御室での高圧炉心注水系隔離失敗	中央制御室からの遠隔操作により高圧炉心注水系の隔離操作を実施するが、高圧炉心注入隔離弁の開操作に失敗し、高圧炉心注水系の隔離に失敗する。	—	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	高圧炉心注水系の隔離に失敗するため、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。	逃がし安全弁	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
高圧炉心注水系による原子炉注水	原子炉急速減圧により原子炉水位が低下し、原子炉水位低(レベル1.5)で健全側の高圧炉心注水系が自動起動し原子炉注水を開始する。原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏えい抑制のため高圧炉心注水系ノズル部以下で維持する。	【高圧炉心注水系】 復水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心注水系系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

■：有効性評価上考慮しない操作

指摘事項 No. 3 を踏まえた修正

抜粋箇所：

- ・添付書類十 10-7-3-3, 4, 7, 11～13,  
20, 21, 26, 31, 32,  
34, 35  
10-7-4-8～12, 25～27,  
29, 44

使用済燃料プールの冷却機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）等である。

b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認

使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水の温度上昇による蒸発により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。

使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）等である。

c. 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水

燃料プール代替注水系の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。準備が完了したところで、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位は回復する。その後、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽<sup>※2</sup>を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持する。

燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。

※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故1における原子炉建屋最上階での作業時間及び作業員の退避は1時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。

原子炉建屋最上階での作業は、燃料プール代替注水系（可搬ス

プレイヘッド) を使用する場合、可搬プレイヘッド及びホースの設置が想定される。

必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建屋最上階における線量率を考慮した値である。

この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約2.1m下の位置である。

### 7.3.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

想定事故 1 で想定する事故は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

想定事故 1 では、使用済燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い使用済燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下するが、使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、有効燃料棒頂部は冠水が維持される。

未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故 1 における運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える

a. 事象進展

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した後、使用済燃料プール水温は約 5°C/h で上昇し、事象発生から約 7 時間後に 100°C に到達する。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から 12 時間経過した時点で燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を開始すると、使用済燃料プール水位が回復する。

その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系により、蒸発量に応じた量を使用済燃料プールに注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。

b. 評価項目等

使用済燃料プール水位は、第 7.3.1-4 図に示すとおり、通常水位から約 0.4m 下まで低下するに留まり、有効燃料棒頂部は冠水維持される。使用済燃料プール水温は事象発生約 7 時間で沸騰し、その後 100°C 付近で維持される。

また、第 7.3.1-5 図に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.4m 下の水位になった場合の線量率は、約  $1.0 \times 10^{-3}$  mSv/h 以下であり、必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h<sup>\*2</sup> と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。なお、線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。

使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。

事象発生 12 時間後から燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その後に蒸

の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による使用済燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上（10mSv/h<sup>\*2</sup>の場合、6号及び7号炉は約1.1日）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約3.5日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、使用済燃料プールが通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.3m下<sup>\*4</sup>）とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上（10mSv/h<sup>\*2</sup>の場合、6号及び7号炉は約1.2日）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約3.7日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注

水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、6号及び7号炉の使用済燃料プール水位が原子炉建屋最上階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約1.1日後（10mSv/h<sup>※2</sup>の場合、6号炉では約1.0日後、7号炉では約1.1日後）、通常水位まで回復する時間は事象発生から約1.9日後（6号炉では約1.8日後、7号炉では約1.9日後）となる。また、使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上（6号及び7号炉は約2.2日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

※4 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA広域）の水位低の警報設定値：6号炉通常水位-225mm，7号炉通常水位-267mm

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項



目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から12時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作開始時間を事象発生12時間後として設定しているが、他の操作との重複はないことから、使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり、実態の操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、使用済燃料プール水位の回復を早める可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作については、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から1日以上（10mSv/h<sup>\*2</sup>の場合、6号及び7号炉は約1.4日）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約3.8日）であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約12時間後と設定しているため、準備

b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認

使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。

使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）等である。

c. 使用済燃料プール漏えい箇所の隔離

使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報等により、使用済燃料プールからの漏えいを認知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系配管の手動弁を閉止することで、使用済燃料プールからの漏えい箇所の隔離が完了する。

d. 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水

燃料プール代替注水系の準備は水位低下に伴う異常の認知を起点として冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認し、開始する。準備が完了したところで、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧するとともに、燃料プール代替注水系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽<sup>※2</sup>を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持する。

燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。

※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故2における原子炉建屋最上階での作業時間及び作業員の退避は1時間

以内であり、作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。

原子炉建屋最上階での作業は、燃料プール代替注水系（可搬スプレイヘッド）を使用する場合における可搬スプレイヘッド及びホースの設置、及びサイフォン現象による使用済燃料プール水流出を原子炉建屋最上階で隔離する場合における弁の手動隔離が想定される。

必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建屋最上階における線量率を考慮した値である。

この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約2.1m下の位置である。

### 7.3.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

想定事故2で想定する事故は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故」である。

なお、使用済燃料プールの保有水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない設計としており、また、燃料プール冷却浄化系はスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する水を循環させる設計とするとともに、使用済燃料プールに入る配管には逆止弁を設け、配管からの漏えいがあってもサイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を防止する設計としている。使用済燃料プールに入る配管の逆止弁は動力を必要としない設計であり、信頼性は十分高いと考えられるが、本想定事故では固着を想定する。

る使用済燃料プールへの注水準備を行う。

使用済燃料プールへの冷却機能が喪失した後、使用済燃料プール水温は約 5°C/h で上昇し、事象発生から約 7 時間後に 100°C に達する。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から 12 時間経過した時点で燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を開始すると、使用済燃料プール水位は回復する。

その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系により、蒸発量に応じた量を使用済燃料プールに注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。

#### b. 評価項目等

使用済燃料プール水位は、第 7.3.2-4 図に示すとおり、通常水位から約 1.2m 下まで低下するに留まり、有効燃料棒頂部は冠水維持される。使用済燃料プール水温については約 7 時間で沸騰し、その後 100°C 付近で維持される。

また、第 7.3.2-5 図に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約 1.2m 下の水位となった場合の線量率は約  $1.0 \times 10^{-1}$  mSv/h 以下であり、必要な遮蔽の目安と考える 10mSv/h<sup>\*2</sup> と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。

使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。

事象発生 12 時間後から燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その後に蒸

始すると想定した場合であっても、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から16時間以上（10mSv/h<sup>※2</sup>の場合、6号及び7号炉は約16時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約3.1日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.3m下）<sup>※5</sup>とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約20時間（10mSv/h<sup>※2</sup>の場合、6号及び7号炉は約20時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から約3日以上（6号及び7号炉は約3.3日）あり、事象発生12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難である。ただし、このような使用済燃料プール水位の低下に対してもサイフォンブレイク孔による使用済燃料プール水の漏えいの停止、原子炉建屋最上階以外での漏えいの隔離操作及び屋外から燃料プール代替注水系（常設スプレイ

ヘッド) による使用済燃料プールへの注水操作が実施可能であることから、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、6号及び7号炉の使用済燃料プール水位が原子炉建屋最上階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約1.1日後(10mSv/h<sup>\*2</sup>の場合、6号炉では約1.0日後、7号炉では約1.1日後)、通常水位まで回復する時間は事象発生から約1.9日後(6号炉では約1.8日後、7号炉では約1.9日後)となる。また、使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上(6号及び7号炉は約2.2日)あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

配管損傷の想定及びサイフォン現象による漏えい量は、損傷面積及び弁の開口面積が評価条件より大きな場合、使用済燃料プールの保有水の漏えい量が多くなり、通常水位から有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は短くなる。配管の全周破断及び逆止弁の全開固着が発生して漏えいが継続する場合、使用済燃料プールの水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの時間は約2時間の時間余裕となり、漏



与える影響はない。

操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から 12 時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作開始時間は事象発生 12 時間後を設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プール水位の低下による異常の認知後に冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認した時点で注水準備に着手可能であり、評価上の操作開始時間に対し、実態の操作開始時間は早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

#### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の漏えい箇所の隔離操作及び燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間余裕は、漏えい箇所の隔離操作に対して約7時間（ $10\text{mSv/h}^{*2}$ の場合、6号及び7号炉は約7時間）、注水操作に対して約23時間（ $10\text{mSv/h}^{*2}$ の場合、6号及び7号炉は約23時間）と操作に対して十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

#### (2) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の漏えい箇所の隔離操作は、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約7時間（ $10\text{mSv/h}^{*2}$ の場合、6号及び7号炉は

約7時間) , 使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は約23時間 (6号炉では約23時間, 7号炉では約24時間) であり, 事故を検知して漏えい箇所の隔離操作の実施が完了するまでの時間は事象発生から約150分であることから, 時間余裕がある。

操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は, 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が約23時間 (10mSv/h<sup>\*2</sup>の場合, 6号及び7号炉は約23時間) , 使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が3日以上 (6号及び7号炉は約3.4日) であり, 事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約12時間後と設定していることから, 時間余裕がある。

### (3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果, 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。

## 7.3.2.4 必要な要員及び資源の評価

### (1) 必要な要員の評価

想定事故2において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における必要な要員は, 「7.3.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり22名である。「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」で説明している運転員, 緊急時対策要員等の64名で対処可能である。



こととなり、残留熱除去系の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。そのため、原子炉圧力が大気圧で維持されているとした評価は保守的な条件となる。

b. 評価項目等

原子炉水位は、第 7.4.1-5 図に示すとおり、有効燃料棒頂部の約 3.3m 上まで低下するに留まり、燃料は冠水維持される。

原子炉圧力容器は未開放であり、第 7.4.1-6 図に示すとおり、必要な遮蔽<sup>※4</sup>が維持される水位である有効燃料棒頂部の約 2.0m 上を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による除熱を継続することで、長期的に安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※4 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。崩壊熱除去機能喪失における原子炉建屋最上階での作業時間及び作業員の退避は1時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建屋最上階での操作を必ず必要な作業としていないが、燃料プール代替注水系（可搬スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水について仮に考慮し、可搬スプレイヘッド及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での

原子炉建屋最上階における線量率を考慮した値である。

この線量率となる水位は有効燃料棒頂部の約2.0m上（通常水位から約2.4m下）の位置である。

#### 7.4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作とする。

##### (1) 評価条件の不確かさの影響評価

###### a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.4.1-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられらるる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

###### (a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 22.4MW に対して最確条件は約 22MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されるが、注

水操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 40℃～約 53℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h<sup>\*4</sup>が維持される水位）である有効燃料棒頂部の約 2.0m 上の高さに到達するまでの時間は約 2 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃、原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが、注水操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、

運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約22.4MWに対して最確条件は約22MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。仮に、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水までの時間余裕が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした $10\text{mSv/h}$ <sup>\*4</sup>が維持される水位）である有効燃料棒頂部の約2.0m上の高さに到達するまでの時間は約2時間、有効燃料棒頂部到達まで約3時間となることから、評価条件である原子炉停止1

日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の52℃に対して最確条件は約40℃～約53℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が100℃かつ原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/h<sup>\*4</sup>が維持される水位）である有効燃料棒頂部の約2.0m上の高さに到達するまでの時間は約2時間となることから、評価条件である原子炉水温が52℃かつ原子炉停止から1日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、原子炉水位の

持することができる。

事象発生から 20 時間経過した時点で、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉除熱を開始することによって、原子炉水温は低下する。

b. 評価項目等

原子炉水位は、第 7.4.2-5 図に示すとおり、有効燃料棒頂部の約 2.9m 上まで低下するに留まり、燃料は冠水を維持する。

原子炉圧力容器は未開放であり、第 7.4.2-6 図に示すとおり、必要な遮蔽<sup>※2</sup>を確保できる水位である有効燃料棒頂部の約 2.0m 上を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

なお、事象発生前に現場にいた作業員の退避における放射線影響については現場環境が悪化する前に退避が可能であるため、影響はない。

事象発生 145 分後から、常設代替交流電源設備により電源を供給された低圧代替注水系（常設）の安定した原子炉注水を継続することから、長期的に原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の安定状態を継続できる。

本評価では、「6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。全交流動力電源喪失における原子炉建屋最上階での作業時間及び作業員の退避は1時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建屋最上階での操作を必要な作業としていないが、燃料プール代替注水系（可

搬スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水について仮に考慮し、可搬スプレイヘッド及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建屋最上階における線量率を考慮した値である。

この線量率となる水位は有効燃料棒頂部の約2.0m上（通常水位から約2.4m下）の位置である。

#### 7.4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、常設代替交流電源設備による受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作とする。

##### (1) 評価条件の不確かさの影響評価

###### a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.4.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。



(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約22.4MWに対して最確条件は約22MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の52℃に対して最確条件は約40℃～約53℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が100℃かつ原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/h<sup>\*2</sup>が維持される水位）である有効燃料棒頂部の約2.0m上の高さに到達するまでの時間は約2時間となることから、評価条件である原子炉水温が52℃、原子炉停止から1日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水位に応じた対応をとるもので



なる。原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽を確保できる水位（必要な遮蔽の目安とした $10\text{mSv/h}^{*2}$ が確保される水位）である有効燃料棒頂部の約2.0m上の高さに到達するまでの時間は約2時間、有効燃料棒頂部到達まで約3時間となることから、評価条件である原子炉停止1日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、本時間に対して作業員が現場から退避するまでの時間及び原子炉注水までの時間は確保されているため放射線の遮蔽は維持され、原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の $52^{\circ}\text{C}$ に対して最確条件は約 $40^{\circ}\text{C}$ ～約 $53^{\circ}\text{C}$ であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が $100^{\circ}\text{C}$ かつ原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした $10\text{mSv/h}^{*2}$ が維持される水位）である有効燃料棒頂部の約2.0m上の高さに到達するまでの時間は約2時間となることから、評価条件である原子炉水温が $52^{\circ}\text{C}$ かつ原子炉停止から1日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなる。

ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高く

維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。

また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による原子炉圧力容器除熱を行うことで、安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※3 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。原子炉冷却材流出における原子炉建屋最上階での作業時間及び作業員の退避は1時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建屋最上階での操作を必要な作業としていないが、燃料プール代替注水系（可搬スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水について仮に考慮し、可搬スプレーヘッド及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建屋最上階における線量率を考慮した値である。

この線量率となる水位は有効燃料棒頂部の約3.0m上（原子炉ウエル満水から約14m下）の位置である。

#### 7.4.3.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価

指摘事項 No. 4 を踏まえた修正

〔 抜粋箇所：

・ 添付書類八 8-1-578～619

〕

「第 1.3-1 表 安全上の機能別重要度分類」，「第 1.3-2 表 本発電用原子炉施設の安全上の機能別重要度分類」及び「第 1.4.1-1 表 クラス別施設」を以下のとおり変更する。

「第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等」，「第 1.4.1-2 表 設定した解放基盤表面の位置」，「第 1.4.2-1 表 重大事故等対処設備の設備分類等」，「第 1.5-1 表 入力津波高さ一覧表」，「第 1.5-2 表 許容津波高さの設定において考慮する地盤沈下条件」，「第 1.5-3 表 津波防護対策の設備分類と設置目的」，「第 1.5-4 表 流入経路特定結果」，「第 1.5-5 表 各経路からの流入評価結果」，「第 1.5-6 表 浸水想定範囲と防水区画化するエリア」，「第 1.5-7 表 重大事故等対処設備の津波防護対象設備を内包する建屋・区画の分類」，「第 1.7-1 表 溢水から防護すべき系統設備」，「第 1.7-2 表 溢水防護対象設備の機能喪失高さの考え方（例示）」，「第 1.8.2-1 表 柏崎刈羽原子力発電所における設計飛来物」，「第 1.8.8-1 表 評価対象施設」，「第 1.8.10-1 表 外部火災にて想定する火災」，「第 1.8.10-2 表 外部事象防護対象施設」，「第 1.8.10-3 表 危険物製造所等許可施設一覧」，「第 1.8.10-4 表 落下事故のカテゴリと対象航空機」，「第 1.8.10-5 表 ばい煙による影響評価」，「第 1.8.10-6 表 自衛消防隊編成（現地指揮本部）」を以下のとおり追加する。

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (1/41)  
 第 43 条 重大事故等対処設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
アクセスルート確保	ホイールローダ	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (2/41)  
 第 44 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※1	原子炉緊急停止系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) ※1	原子炉緊急停止系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	ほう酸水注入系貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
出力急上昇の防止	自動減圧系の起動阻止スイッチ	46 条に記載				

※1 手動・自動両方を含む

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (3/41)  
 第 45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
高圧代替注水系による 原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ	高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	復水貯蔵槽 [水源]	56 条に記載 (うち, 重大事故防止設備)				
原子炉隔離時冷却系に よる原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心注水系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	復水貯蔵槽 [水源]	56 条に記載				
	サブプレッション・チェンバ [水 源]	56 条に記載				
高圧炉心注水系による 原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ	(高圧炉心注水系) 原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	復水貯蔵槽 [水源]	56 条に記載				
	サブプレッション・チェンバ [水 源]	56 条に記載				



第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (4/41)  
 第 46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
逃がし安全弁	逃がし安全弁 [操作対象弁]	(逃がし安全弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	逃がし弁機能用アキュムレータ	(アキュムレータ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	自動減圧機能用アキュムレータ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉減圧の自動化 ※自動減圧機能付き逃 がし安全弁のみ	代替自動減圧ロジック (代替自 動減圧機能)	自動減圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	自動減圧系の起動阻止スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
可搬型直流電源設備に よる減圧	可搬型直流電源設備	57 条に記載 (うち, 重大事故防止設備)				
	AM 用切替装置 (SRV)	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄 電池 A-2, 直流 125V 蓄電池 B	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
逃がし安全弁用可搬型 蓄電池による減圧	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄 電池 A-2, 直流 125V 蓄電池 B	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	—
高圧窒素ガス供給系に よる作動窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンペ	(アキュムレータ)	(S)	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
インターフェイスシス テム LOCA 隔離弁	高圧炉心注水系注入隔離弁	(高圧炉心注水系注入隔離弁)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※1	SA-2
ブローアウトパネル	原子炉建屋ブローアウトパネル	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—

※1 減圧を行う設備ではないが、インターフェイスシステム LOCA 発生時に現場での手動操作により隔離し、漏えい抑制のための減圧を不要とするための設備

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (5/41)  
 第 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却	復水移送ポンプ	残留熱除去系（低圧注水モード） —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	復水貯蔵槽 [水源]	56 条に記載 <del>（うち、重大事故防止設備）</del>				
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	残留熱除去系（低圧注水モード） —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
低圧注水	残留熱除去系ポンプ	（残留熱除去系（低圧注水モード））	(S)	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56 条に記載				
原子炉停止時冷却	残留熱除去系ポンプ	（残留熱除去系 （原子炉停止時冷却モード））	(S)	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却水ポンプ	48 条に記載				
※水源は海を使用	原子炉補機冷却海水ポンプ					
	原子炉補機冷却水系熱交換器					

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (6/41)  
 第 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
非常用取水設備	海水貯留堰	その他の設備に記載  (ただし、本条文においては、海水貯留堰、スクリーン室、取水路は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）である補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽に海水を供給するための流路)				
	スクリーン室					
	取水路					
	補機冷却用海水取水路					
	補機冷却用海水取水槽					

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (7/41)  
 第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
代替原子炉補機冷却系による除熱  ※水源は海を使用	熱交換器ユニット※1※2	原子炉補機冷却系	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	大容量送水車（熱交換器ユニット用）※1※2			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	海水貯留堰	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）				
	スクリーン室					
	取水路					
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベント系	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク	50 条に記載（うち、重大事故防止設備） 代替する機能を有する設計基準対象施設は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系であり、耐震重要度分類はいずれも S				
原子炉停止時冷却	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	47 条に記載				
格納容器スプレイ冷却	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	49 条に記載				
サプレッション・チェンバ・プール水冷却	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）					

※1 50 条（代替循環冷却系）と兼用

※2 54 条（燃料プール冷却浄化系）と兼用

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (8/41)

第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重 要度分 類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉補機冷却系  ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	(原子炉補機冷却系)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	原子炉補機冷却海水ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	原子炉補機冷却水系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※1	SA-2
非常用取水設備	海水貯留堰	その他の設備に記載				
	スクリーン室					
	取水路					
	補機冷却用海水取水路					
	補機冷却用海水取水槽					

※1 一部は、常設耐震重要重大事故防止設備 兼 常設重大事故緩和設備

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (9/41)  
49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
代替格納容器スプレイ 冷却系（常設）による 原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	残留熱除去系（格納容器スプレイ 冷却モード） —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備常 設重大事故緩和設備	SA-2
	復水貯蔵槽 [水源]	56 条に記載				
代替格納容器スプレイ 冷却系（可搬型）による 原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	残留熱除去系（格納容器スプレイ 冷却モード） —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
格納容器スプレイ冷却 系による原子炉格納容 器内の冷却	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系（格納容器スプレ イ冷却モード）)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	サブプレッション・チェンバ [水 源]	56 条に記載				
サブプレッション・チェ ンバ・プール水の冷却	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系（サブプレッショ ン・チェンバ・プール水冷却モー ド）)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	サブプレッション・チェンバ [水 源]	56 条に記載				
原子炉補機冷却系  ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	48 条に記載				
	原子炉補機冷却水系熱交換器					
	原子炉補機冷却海水ポンプ					

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (10/41)  
 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
非常用取水設備	海水貯留堰	その他の設備に記載  (ただし、本条文においては、海水貯留堰、スクリーン室、取水路は常設重大事故防止設備（設計基準 拡張）である補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽に海水を供給するための流路)				
	スクリーン室					
	取水路					
	補機冷却用海水取水路					
	補機冷却用海水取水槽					



第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (11/41)

50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	よう素フィルタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	ラプチャーディスク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	復水移送ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	熱交換器ユニット※1※2			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	大容量送水車（熱交換器ユニット用）※1※2	※水源は海を使用		可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	サプレッション・チェンバ [水源]	56 条に記載				
	海水貯留堰	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）				
	スクリーン室					
取水路						

※1 48 条（代替原子炉補機冷却系）と兼用

※2 54 条（燃料プール冷却浄化系）と兼用

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (12/41)  
 51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
格納容器下部注水系 (常設) による原子炉 格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	コリウムシールド			常設	常設重大事故緩和設備	—
	復水貯蔵槽 [水源]	56 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備)				
格納容器下部注水系 (可搬型) による原子 炉格納容器下部への注 水	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	コリウムシールド			常設	常設重大事故緩和設備	—
溶融炉心の落下遅延及 び防止	高压代替注水系	45 条に記載				
	ほう酸水注入系	44 条に記載				
	低压代替注水系 (常設)	47 条に記載				
	低压代替注水系 (可搬型)					

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (13/41)  
52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	(不活性ガス系)	—	—	常設	(設計基準対象施設)	—
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	フィルタ装置	50 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備) (なお, 重大事故緩和設備であるが, 代替する機能を有する設計基準対象施設として, 可燃性ガス濃度制御系がある (耐震重要度分類は S))				
	よう素フィルタ					
	ラブチャーディスク					
	フィルタ装置出口放射線モニタ ※1	58 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備)				
	フィルタ装置水素濃度※1					
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	可搬型窒素供給装置	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	サプレッション・チェンバ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	耐圧強化ベント系放射線モニタ ※1	58 条に記載 (うち, 重大事故緩和設備)				
	フィルタ装置水素濃度※1					
水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度 (SA) ※1	格納容器内水素濃度	S	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内水素濃度※1	(格納容器内水素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内酸素濃度※1	(格納容器内酸素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (14/41)  
 53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置			常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度 <sup>※1</sup>			常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (15/41)  
54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
燃料プール代替注水系 <del>(可搬型)</del> による常設 スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール 注水及びスプレイ	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給)	S	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	燃料プール冷却浄化系	B	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	常設スプレイヘッド			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料プール代替注水系 <del>(可搬型)</del> による可搬 型スプレイヘッドを使用 した使用済燃料プー ル注水及びスプレイ	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給)	S	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	燃料プール冷却浄化系	B	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	可搬型スプレイヘッド			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
大気への放射性物質の 拡散抑制 ※水源は海を使用	大容量送水車 (原子炉建屋放水 設備用)	55 条に記載				
	放水砲					

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (16/41)

54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ※1	使用済燃料貯蔵プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口 温度	C C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ※1	使用済燃料貯蔵プール温度	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1	燃料貯蔵プールエリア 放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	C S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
重大事故等時における 使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) (燃料プール冷却浄化系)	S (B)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	燃料プール冷却浄化系熱交換器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	熱交換器ユニット ※2※3		可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	
	大容量送水車 (熱交換器ユニット用) ※2※3	※水源は海を使用	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	
	海水貯留堰	その他の設備に記載 (うち, 重大事故防止設備)				
	スクリーン室					
	取水路					

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 50 条 (代替循環冷却系) と兼用

※3 48 条 (代替原子炉補機冷却系と兼用)

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (17/41)  
 55 条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
大気への放射性物質の 拡散抑制 ※水源は海を使用	大容量送水車（原子炉建屋放水 設備用）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	放水砲			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
海洋への放射性物質の 拡散抑制	放射性物質吸着材	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	汚濁防止膜			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	小型船舶（汚濁防止膜設置用）			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
航空機燃料火災への泡 消火 ※水源は海を使用	大容量送水車（原子炉建屋放水 設備用）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	放水砲			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	泡原液搬送車			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	泡原液混合装置			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—



第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (18/41)  
 56 条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
重大事故等収束のため の水源	復水貯蔵槽	(サブプレッション・チェンバ) (復水貯蔵槽)	(S) (B)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	サブプレッション・チェンバ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	44 条に記載				
水の供給	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	大容量送水車 (海水取水用)	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	海水貯留堰	その他の設備に記載				
	スクリーン室					
	取水路					

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (19/41)

57 条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機	非常用交流電源設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	軽油タンク			常設		
	タンクローリ (16kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	第一ガスタービン発電機用燃料タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ			常設		
可搬型代替交流電源設備による給電	電源車	非常用交流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	タンクローリ (4kL)			可搬		
可搬型代替交流電源設備による代替原子炉補機冷却系への給電	電源車	非常用交流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
号炉間電力融通ケーブルによる給電	号炉間電力融通ケーブル (常設)	非常用所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	号炉間電力融通ケーブル (可搬型)			可搬		

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (20/41)

57 条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
所内蓄電式直流電源設備 による給電	直流 125V 蓄電池 A	非常用直流電源設備 (B 系, C 系 及び D 系) —	S  —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 蓄電池 A-2			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用直流 125V 蓄電池			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 充電器 A			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 充電器 A-2			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用直流 125V 充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
常設代替直流電源設備に よる給電	AM 用直流 125V 蓄電池	非常用直流電源設備	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用直流 125V 充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
可搬型直流電源設備によ る給電	電源車	非常用直流電源設備 —	S  —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	AM 用直流 125V 充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	タンクローリ (4kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (21/41)

57 条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
代替所内電気設備による 給電	緊急用断路器	非常用所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急用電源切替箱断路器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急用電源切替箱接続装置			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用動力変圧器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用 MCC			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用操作盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用切替盤	非常用所内電気設備 (E 系) —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用高圧母線 C 系			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
非常用高圧母線 D 系	常設			常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機	(非常用ディーゼル発電機)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—
	燃料移送ポンプ	(燃料移送ポンプ)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—
	軽油タンク	(軽油タンク) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	燃料ディタンク	(燃料ディタンク)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (22/41)

57 条 電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
非常用直流電源設備	直流 125V 蓄電池 A	直流 125V 蓄電池 B, 直流 125V 蓄電池 C, 直流 125V 蓄電池 D	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 蓄電池 A-2					
	直流 125V 蓄電池 B	(直流 125V 蓄電池 B)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 蓄電池 C	(直流 125V 蓄電池 C)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—
	直流 125V 蓄電池 D	(直流 125V 蓄電池 D)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—
	直流 125V 充電器 A	直流 125V 充電器 B, 直流 125V 充電器 C, 直流 125V 充電器 D	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 充電器 A-2					
	直流 125V 充電器 B	(直流 125V 充電器 B)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 充電器 C	(直流 125V 充電器 C)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—
	直流 125V 充電器 D	(直流 125V 充電器 D)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—
燃料補給設備	軽油タンク	(軽油タンク) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	タンクローリ (4kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (23/41)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉圧力	S			
		原子炉圧力 (SA)	—			
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (SA)	—			
残留熱除去系熱交換器入口温度	C					
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉圧力 (SA)	—			
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (SA)	—			
	原子炉圧力容器温度	—				
原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
原子炉水位 (広帯域)	S					
原子炉水位 (燃料域)	S					
原子炉水位 (SA)	—					
原子炉圧力容器温度	—					

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (24/41)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA) 高压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 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	S — — — — S S S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高压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 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	S S — — — S S S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (25/41)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2	設備 種別	設備分類	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2	設備 種別
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (SA)	—			
	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)	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	— S S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉隔離時冷却系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	— S S —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	
高圧炉心注水系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	— S S —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	
残留熱除去系系統流量	サプレッション・チェンバ・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	— S S —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ



第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (26/41)  
58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉格納容器への注水量	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) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	— — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器下部水位	— — — —	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	— — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	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・プール水温度 格納容器内圧力 (S/C)	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ気体温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (D/W) サブプレッション・チェンバ気体温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (27/41)  
58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2	設備 種別	設備分類	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2	設備 種別
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プ ール水位	復水補給水系流量 (RHR B系代替 注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	— — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)	— — —	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の水素 濃度	格納容器内水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内水素濃度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度	— S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の放射 線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域モニタ	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	平均出力領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 起動領域モニタ	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (28/41)  
58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	サプレッション・チェンバ・プ ール水温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ気体 温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	復水補給水系温度 (代替循環冷 却)	サプレッション・チェンバ・プ ール水温度	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	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 (RHR A 系代 替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プ ール水位 サプレッション・チェンバ・プ ール水温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体 温度	— — — — — — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	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) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プ ール水位 格納容器下部水位	— — — — —	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (29/41)  
58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類
最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)	フィルタ装置水位	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置入口圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置スクラバ水 pH	フィルタ装置水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化ベント系)	耐圧強化ベント系放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サプレッション・チェンバ・プ ール水温度	— —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却 水流量	C C C	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	B	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (30/41)

## 58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
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) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA)	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (燃料域)	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 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) 原子炉圧力容器温度	S — S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	S S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力 (D/W)	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器バイパスの監視 (原子炉建屋内の状態)	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	S —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	S —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (31/41)  
58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類
水源の確保	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 復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力	— — — S S — S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	サプレッション・チェンバ・プ ール水位	復水補給水系流量 (RHR 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) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力	— — S — B	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器 動作監 視装置	— —	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の酸素濃 度	格納容器内酸素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	S S S — —	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (32/41)  
58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	—			
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—			
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	C			
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—			
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	C			
		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	—			
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	—			
		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	—			
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	C			
発電所内の通信連絡	安全パラメータ表示システム (SPDS)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
温度、圧力、水位、注水量の計測・監視	可搬型計測器	各計器	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (33/41)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類
その他※3	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンペ出口圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	RCW サージタンク水位	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	ドレンタンク水位	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	M/C C 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	M/C D 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	第一 GTG 発電機電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機電力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機周波数	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	非常用 D/G 発電機電力 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

※3 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ



第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (34/41)  
58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
その他※3 (つづき)	P/C C-1 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	P/C D-1 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	P/C C-1 電圧 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	P/C D-1 電圧 (他号炉)	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	第一 GTG 発電機周波数	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	電源車電圧	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	電源車周波数	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	M/C E 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—
	P/C E-1 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	直流 125V 主母線盤 C 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※2 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

※3 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (35/41)

59 条 原子炉制御室

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—
	中央制御室待避室遮蔽 (常設)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避室遮蔽 (可搬型)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室可搬型陽圧化空調機	中央制御室換気空調系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンプ)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	無線連絡設備 (常設)	62 条に記載				
	衛星電話設備 (常設)					
	データ表示装置 (待避室)	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	差圧計 <sup>※2</sup>	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計 <sup>※2</sup>	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
照明の確保	可搬型蓄電池内蔵型照明	中央制御室照明	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (36/41)

60 条 監視測定設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類
放射線量の代替測定	可搬型モニタリングポスト	モニタリング・ポスト	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
放射能観測車の代替測定 装置	可搬型ダスト・よう素サンプ ラ※1	放射能観測車	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	NaI シンチレーションサーベイ メータ※1			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	GM 汚染サーベイメータ※1			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
気象観測設備の代替測定	可搬型気象観測装置	気象観測設備	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	電離箱サーベイメータ※1	—		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	小型船舶 (海上モニタリング 用)	—		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
放射性物質濃度 (空気 中・水中・土壌中) 及び 海上モニタリング	可搬型ダスト・よう素サンプ ラ※1	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	NaI シンチレーションサーベイ メータ※1	—		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	GM 汚染サーベイメータ※1	—		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	ZnS シンチレーションサーベイ メータ※1	—		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	小型船舶 (海上モニタリング 用)	—		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
モニタリング・ポストの 代替交流電源からの給電	モニタリング・ポスト用発電機	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

※1 計測器本体を示すため計器名を記載

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (37/41)

61 条 緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
居住性の確保 (対策本部)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 高気密室	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備 <sup>※2</sup>	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送 風機	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備 <sup>※3</sup>	—
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気 ポンプ)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備 <sup>※3</sup>	SA-3
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—
	酸素濃度計 (対策本部) <sup>※4</sup>	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	二酸化炭素濃度計 (対策本部) <sup>※4</sup>	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	差圧計 (対策本部) <sup>※4</sup>	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	可搬型エリアモニタ (対策本 部)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備 <sup>※3</sup>	—
	5号炉屋外緊急連絡用インターフ ォン	62条に記載				
	可搬型モニタリングポスト	60条に記載				

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※2 常設重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※3 常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する可搬型設備であるため、本分類とする。

※4 計測器本体を示すため計器名を記載。

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (38/41)

61 条 緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保 (待機場 所)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策 所 (待機場所) 遮蔽	-	-	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	-
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策 所 (待機場所) 室内遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	-
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策 所 (待機場所) 可搬型陽圧化 空調機			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備※2	-
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策 所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンプ)			可搬	可搬型重大事故緩和設備※3	SA-3
	酸素濃度計 (待機場所) ※4			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
	二酸化炭素濃度計 (待機場 所) ※4			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
	差圧計 (待機場所) ※4			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	-
	可搬型エリアモニタ (待機場 所)			可搬	可搬型重大事故緩和設備※3	-

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※2 常設重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類とする。

※3 常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する可搬型設備であるため、本分類とする。

※4 計測器本体を示すため計器名を記載。

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (39/41)

61 条 緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス	
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム (SPDS)	62 条に記載					
通信連絡 (5 号炉原子炉 建屋内緊急時対策所)	無線連絡設備 (常設)	62 条に記載					
	無線連絡設備 (可搬型)						
	携帯型音声呼出電話設備						
	衛星電話設備 (常設)						
	衛星電話設備 (可搬型)						
電源の確保 (5 号炉原子 炉建屋内緊急時対策所)	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策 所用可搬型電源設備	非常用所内電源設備	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	
	可搬ケーブル			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	
	負荷変圧器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
	交流分電盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
	軽油タンク	57 条に記載					
	タンクローリ (4kL)						

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (40/41)  
62 条 通信連絡を行うために必要な設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
発電所内の通信連絡	携帯型音声呼出電話設備	送受話器, 電力保安通信用電話設備 —	C —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	無線連絡設備 (常設)	—	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	無線連絡設備 (可搬型)	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	衛星電話設備 (常設)	—	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	衛星電話設備 (可搬型)	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	5 号炉屋外緊急連絡用インター フォン	—	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	安全パラメータ表示システム (SPDS)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
発電所外の通信連絡	衛星電話設備 (常設)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	衛星電話設備 (可搬型)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	統合原子力防災ネットワーク を用いた通信連絡設備	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ伝送設備	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (41/41)

その他の設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
重大事故等時に対処するための流路, 注水先, 注入先, 排出元等	原子炉圧力容器	(原子炉圧力容器)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	原子炉格納容器	(原子炉格納容器)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	使用済燃料プール	(使用済燃料プール)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	原子炉建屋原子炉区域	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
非常用取水設備	海水貯留堰	(海水貯留堰)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	スクリーン室	(スクリーン室)	(C(Ss))	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	取水路	(取水路)	(C(Ss))	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	補機冷却用海水取水路	(補機冷却用海水取水路)	(C(Ss))	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
	補機冷却用海水取水槽	(補機冷却用海水取水槽)	(C(Ss))	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—



指摘事項 No. 5 を踏まえた修正

抜粋箇所：

- ・ 本文 113～114
- ・ 添付書類八 8-1-486, 487  
8-5-41～43

準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧代替注水系を設ける。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失し全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させる。

(a-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(a-1-1) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。また、高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、**高圧注水が必要な期間にわたって運転原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策**

の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。これらのなお、人力による措置は容易に行える設計とする。

(a-2) サポート系故障時に用いる設備

(a-2-1) 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させて使用する。

原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで~~発電用原子炉を冷却~~原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。また、~~原子炉隔離時冷却系は、高圧注水が必要な期間にわたって発電用原子炉を冷却できるよう、人力による原子炉隔離時冷却系運転時に発生するドレンを排水する。これらの人力による措置は容易に行える設計とする。~~

(a-2-2) 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧

(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧代替注水系を設ける。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失し全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させる。

#### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

##### a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。また、高圧代替注

水系は、常設代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、~~高圧注水が必要な期間にわたって~~運転原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。~~これらの~~なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させて使用する。

原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで~~発電用原子炉を冷却~~原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。~~また、原子炉隔離時冷却系は、高圧注水が必要な期間にわたって発電用原子炉を冷却できるよう、人力による原子炉隔離時冷却系運転時に発生するドレンを排水する。これらの人力による措置は容易に行える設計とする。~~

b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧

全交流動力電源喪失により、原子炉隔離時冷却系が起動できない場

#### 5.4.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧代替注水系を設ける。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失し全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させる。

##### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

###### a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧代替注水系を使用する。

高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。また、高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、高圧注水が必要な期間にわたって運転原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。これらのなお、人力による措置は容易に行える設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽 (5.7 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備)
- ・ 常設代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)

本系統の流路として、高圧代替注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系、復水補給水系、主蒸気系及び残留熱除去系 (7 号炉のみ) の配管及び弁並びに給水系の配管、弁及びスパーージャを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

## (2) サポート系故障時に用いる設備

### a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させて使用する。

原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで~~発電用原子炉を冷却~~原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、~~発電用原子炉の冷却を継続~~できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。また、~~原子炉隔離時冷却系は、高圧注水が必要な期間にわたって発電用原子炉を冷却できるよう、人力による原子炉隔離時冷却系運転時に発生するドレ~~

~~ンを排水する。これらの人力による措置は容易に行える設計とする。~~

なお、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧

全交流動力電源喪失により、原子炉隔離時冷却系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、代替電源設備を使用し、原子炉隔離時冷却系を復旧する。

原子炉隔離時冷却系は、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の給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(3) 監視及び制御に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位（SA）



指摘事項 No. 6 を踏まえた修正

抜粋箇所：

- 本文 116, 117, 156, 157, 159
- 添付書類八 8-1-483, 489, 490,  
8-5-52  
8-6-32, 43

全揚程 約900m以上

ほう酸水注入系

ほう酸水注入系ポンプ

(へ, (4)他と兼用)

ほう酸水注入系貯蔵タンク

(へ, (4)他と兼用)

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として逃がし安全弁を設ける。

(b-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(b-1-1) 原子炉減圧の自動化

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計

とする。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより~~自動起動~~自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

#### (b-1-2) 手動による原子炉減圧

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、逃がし弁機能用アキュムレータ又は自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

#### (b-2) サポート系故障時に用いる設備

##### (b-2-1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。

##### (b-2-1-1) 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備は、逃がし安全弁の作

る。本システムにより圧縮空気を供給される機器は、空気作動の弁、流量制御器等である。計装用圧縮空気系の圧縮機が故障した場合でも、所内用圧縮空気系の圧縮機によって、計装用圧縮空気系に圧縮空気を供給できる設計とする。

(xi) 所内用圧縮空気系

所内用圧縮空気系は、圧縮機、空気だめ等で構成する。空気だめを経て供給される圧縮空気は、ろ過装置の逆洗、ほう酸水注入系貯蔵タンクの攪拌等に用いる。

(xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

運転時の異常な過渡変化時において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においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止するための設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて、~~自動~~起動により自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機

能)による自動減圧を阻止する。自動減圧系の起動阻止スイッチについては、(5), (xiii)原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備に記載する。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。

(b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し、原子炉水位低（レベル 2）の信号により冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を制御できる設計とする。

また、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機

炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）及び高圧窒素ガス供給系を設ける。

逃がし安全弁については、ホ, (3), (ii), b. (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備に記載する。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 原子炉減圧の自動化

自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。18 個の逃がし安全弁のうち、4 個がこの機能を有している。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動起動自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、高圧窒素ガス供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁

(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)

第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において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においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

運転時の異常な過渡変化時において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においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止するための設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて、~~自動起動により自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。~~自動減圧系の起動阻止スイッチについては、「第四十六条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として逃がし安全弁、逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）及び高圧窒素ガス供給系を設ける。

#### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

##### a. 原子炉減圧の自動化

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮



させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を開放させる設計とする。18 個の逃がし安全弁のうち、4 個がこの機能を有している。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより [自動起動自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）](#) による自動減圧を阻止する。

b. 手動による原子炉減圧

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、逃がし弁機能用アキュムレータ又は自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。

## 5.5.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として逃がし安全弁を設ける。

### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

#### a. 原子炉減圧の自動化

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により作動させ使用する。

逃がし安全弁は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動起動自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 逃がし安全弁
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチ（6.8 原子炉冷却材圧力バウン

## 6.7.2 設計方針

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止するための設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて、~~自動起動により自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。~~自動減圧系の起動阻止スイッチについては、「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

#### a. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用する。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。

## 6.8.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）及び高圧窒素ガス供給系を設ける。

逃がし安全弁については、「5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

#### a. 原子炉減圧の自動化

自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を使用する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。18 個の逃がし安全弁のうち、4 個がこの機能を有している。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより ~~自動起動自動減圧系~~ 及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）
- ・自動減圧系の起動阻止スイッチ

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事

指摘事項 No. 7 を踏まえた修正

抜粋箇所：

- ・ 添付書類八 8-5-62, 63  
8-9-11, 12

制御室で可能な設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉区域と屋外との境界に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

#### 5.5.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁、逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

逃がし安全弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続操作により速やかに切り替えられる設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。

AM用切替装置（SRV）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

AM用切替装置（SRV）は、中央制御室にて操作が可能な設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉区域内と外気との差圧により自動的に開放する設備とし，~~操作不要な~~設計とする。

### 9.1.2.3 原子炉建屋原子炉区域

#### 9.1.2.3.1 概要

原子炉区域は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉区域の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態の維持又は開放時に再閉止が可能な設計とする。

また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外での配管破断事故時に原子炉区域の圧力が上昇し、原子炉建屋ブローアウトパネルの開放設定圧力に到達した場合に開放する機能を有する設計とする。



### 9.1.2.3.2 設計方針

#### 9.1.2.3.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉区域は，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，原子炉建屋ブローアウトパネルは，誤開放しない設計又は開放した場合においても速やかに閉止できる設計とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 9.1.2.3.2.2 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉区域は，想定される重大事故等時における原子炉区域内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

#### 9.1.2.3.2.3 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，遠隔又は現場において，手動で閉止できる設計とする。

指摘事項 No. 8 を踏まえた修正

抜粋箇所：

- ・添付書類十 10-5-29, 30

- e. 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく特定事象に至るおそれがある事象）においては原子力警戒態勢を、また、特定事象又は原子力災害対策特別措置法第 15 条第 1 項に該当する事象が発生した場合においては緊急時態勢を発令し、緊急時対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し、重大事故等対策を実施する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも、速やかに対策を行えるよう、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員を常時確保する。

非常召集する緊急時対策要員への連絡については、自動呼出・安否確認システム又は電話を活用する。なお、地震の影響による通信障害等が発生し、自動呼出・安否確認システム又は電話を用いて非常召集連絡ができない場合においても、新潟県内で震度 6 弱以上の地震の発生により、発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため、6 号及び 7 号炉の重大事故等に対処する要員として、発電所内に緊急時対策要員 44 名、運転員 18 名、火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊 10 名の合計 72 名を確保する。また、参集する緊急時対策要員として、被災後 6 時間を目途に 40 名程度、被災後 10 時間以内に 106 名を確保する。

なお、6 号及び 7 号炉のうち、1 プラント運転中、1 プラント運

転停止中<sup>\*</sup>においては、運転員を13名とし、また2プラント運転停止中<sup>\*</sup>においては、運転員を10名とする。

※発電用原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間

重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集し、要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、重大事故等に対処する要員を確保する。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な緊急時対策要員を非常召集できるように、定期的に連絡訓練を実施する。

- f. 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班並びに当直（運転員）の機能は、上記 b. 項及び d. 項のとおり明確にするとともに、責任者として配下の各班の監督責任を有する統括、対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する。

指摘事項 No. 9 を踏まえた修正

抜粋箇所：

- ・添付書類十 追補 1 1.9-21, 22
- ・本文 399, 400

⑫<sup>b</sup>D/W ベントの場合

中央制御室運転員 A 及び B は，一次隔離弁（ドライウエル側）操作用空気供給弁を全開とすることで駆動空気を確保し，一次隔離弁（ドライウエル側）の全開操作により，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。また，中央制御室からの操作以外の手段として，遠隔手動弁操作設備による操作にて一次隔離弁（ドライウエル側）を全開する手段がある。更に一次隔離弁（ドライウエル側）逆操作用空気排気側止め弁を全開，一次隔離弁（ドライウエル側）操作用空気供給弁及び一次隔離弁（ドライウエル側）操作用空気排気側止め弁を全開することで電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し，一次隔離弁（ドライウエル側）を全開する手段がある。

⑬中央制御室運転員 A 及び B は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを，格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値の低下，フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し，当直副長に報告する。また，当直長は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑭中央制御室運転員 A 及び B は，格納容器ベント開始後，フィルタ装置水素濃度による水素濃度の監視及びフィルタ装置出口放射線モニタによる放射線量率の監視を行う。また，緊急時対策要員は，フィルタ装置出口放射線モニタから得た放射線量率及び事前にフィルタ装置出口

配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数を用いて放射性物質濃度を推定する。

- ⑮ 中央制御室運転員 A 及び B は、FCVS 制御盤にてフィルタ装置水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。
- ⑯ 中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値の低下傾向が確認できない状態となった場合、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）の全閉、その後に二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。再度原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇する場合は、格納容器圧力逃がし装置を使用し格納容器ベントを実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出開始まで約 40 分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (9/19)

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	
方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。</p>
対応手段	<p style="text-align: center;">原子炉格納容器内の不活性化</p> <p>原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素ガス）で置換することにより不活性化した状態とする。</p>
	<p style="text-align: center;">格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</p> <p>原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを以下の手段により大気に排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力逃がし装置により排出する。</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により排出する。</li> </ul>
	<p style="text-align: center;">水素濃度及び酸素濃度の監視</p> <p>原子炉格納容器内の</p> <p>原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を格納容器内水素濃度(SA)、格納容器内水素濃度、格納容器内酸素濃度を用いて測定し、監視する。</p> <p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度(SA)を用いて測定し、監視する。</p>



	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する。格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p> <p>耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路のみを使用する。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出時の留意事項</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を使用する場合は、フィルタ装置水素濃度にて水素濃度を監視する。また、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置出口放射線モニタの放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。耐圧強化ベント系を使用する場合は、耐圧強化ベント系放射線モニタの放射線量率及び事前に耐圧強化ベント系配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを原子炉建屋内の原子炉区域外に設置する。</p> <p>作業員の放射線防護を考慮して、フィルタ装置、よう素フィルタの周囲及び配管等の周辺に遮蔽体を設ける。</p> <p>また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備して作業を行う。</p> <p>耐圧強化ベント系を使用する場合は、原子炉格納容器内の圧力が規定値以下であることを確認する。</p>
	<p>作業性</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。</p>
	<p>電源確保</p>	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に必要な電動弁、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度へ給電する。</p>

指摘事項 No. 10 を踏まえた修正

〔 抜粋箇所 :

・ 添付書類十 追補 1 別添-1~11

〕

## 別添

### 自主対策設備の悪影響防止について

#### 1. はじめに

自主対策設備として使用するものについて、他の設備への悪影響防止について記載する。

#### 2. 想定される悪影響について

重大事故等時においては、重大事故等対処設備として配備している機器の他に、事故対応の運用性の向上のために配置・配備している自主対策設備を用いる場合がある。この場合には、自主対策設備を使用することにより、他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼすことがないように考慮する必要がある。

この場合に想定される悪影響については、自主対策設備の使用時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する必要がある。また、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する必要がある。

これらの自主対策設備を使用することの影響について類型化すると、以下の示す2種類の影響について考慮する必要がある。

- ・自主対策設備を使用することによって生じる直接的な影響
- ・自主対策設備を使用することによって生じる間接的な影響

直接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備を使用する際、接続する他の設備の設計条件を上回る条件で使用する場合の影響、薬品の使用による腐食や化学反応による影響、他の設備との干渉により使用条件

が限定されることによる影響等が挙げられる。

一方、間接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備の損傷により生じる波及的影響、自主対策設備を使用することにより他の機器の環境条件を悪化させる影響等が挙げられる。

さらに、これらの影響とは別に、自主対策設備を使用する場合に、発電所構内に予め確保されている水源や燃料、人員等の運用リソースを必要とする場合がある。

これらの影響により、他の設備の機能に悪影響を及ぼすことがないように、自主対策設備を使用する場合には、運用において以下のとおり考慮する。

#### (1) 直接的な影響に対する考慮

自主対策設備を使用することにより、接続される他の設備の設計条件を超える場合には、事前に健全性を確認した上で使用する。

自主対策設備において薬品や海水を使用することにより、他の設備に腐食等の影響が懸念される自主対策設備については、事前にその影響や使用時間等を考慮して使用する。また、電気設備の短絡等により生じる電氣的影響については、保護継電装置等により、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

重大事故等対処設備の配管にホースを接続する等により、他の設備の機能を喪失させる自主対策設備については、当該設備を使用すべき状況になった場合に自主対策設備の使用を中止することで、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

#### (2) 間接的な影響に対する考慮

自主対策設備が損傷し溢水等が生じることによる波及的影響について考慮し、耐震性を確保することや、溢水経路を確認すること、必要な強

度を有していることを確認すること等により，他の設備に波及的影響を及ぼさないよう考慮する。

高温箇所への注水により水蒸気が発生する場合等，自主対策設備の使用により安全機能を有する施設の周辺環境が悪化する場合には，環境悪化による他の設備の機能への影響を評価した上で使用する。また，自主対策設備の内部を高放射線量の流体が流れることにより，当該機器の周辺へのアクセスが困難になることが想定される場合には，必要に応じて遮蔽体を設置する等の被ばく低減対策を講じる。

大型設備を運搬して使用する場合や，通路にホース等を敷設して使用する場合等，現場でのアクセス性を阻害する自主対策設備については，予め通路を確保するよう配置することや，他の設備を使用する場合には移動することにより，他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

### (3) 発電所における運用リソースに対する考慮

注水に淡水を用いる場合，駆動源の燃料として軽油を使用する場合，又は，操作に人員を要する場合等，発電所構内の運用リソースを必要とする自主対策設備については，他の安全機能を有する施設の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

これらの影響を考慮する主要な自主対策設備について，次項に示す。

## 3. 主要な自主対策設備の状況

### 3.1 格納容器 pH 制御設備

#### (1) 設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際，原子炉格納容器内が酸性化する

ることを防止し、サプレッション・チェンバのプール水中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するための設備として、格納容器 pH 制御設備を設ける。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサプレッション・チェンバのプール水へ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故等時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サプレッション・チェンバのプール水が酸性化する可能性がある。サプレッション・チェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見がある。そこで、サプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つため、pH 制御として水酸化ナトリウムをサプレッション・チェンバに注入する。サプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

本系統は、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを注入させ、ドライウェルスプレイの配管、サプレッション・チェンバスプレイの配管、格納容器下部注水系の配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

本系統は、廃棄物処理建屋に設置している薬液タンク隔離弁（2 弁）を中央制御室からの遠隔操作又は現場での操作により開操作することで、復水移送ポンプの吸込配管に薬液を混入させる。

## (2) 他の設備への悪影響について

格納容器 pH 制御設備では、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原

子炉格納容器へ注入する。このため、格納容器 pH 制御設備を使用することで、他設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

- ・直接的影響：アルカリ薬液による原子炉格納容器バウンダリの腐食  
アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチングとの反応による水素発生による圧力上昇  
アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチングとの反応による水素発生による燃焼リスク

- ・間接的影響：薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えい

これらの影響について、以下のとおり確認した。

原子炉格納容器バウンダリの腐食については、pH 制御したサブプレッション・チェンバのプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に、原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良 EPDM を使用することから、原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。

また、水素ガスの発生については、原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、水酸化ナトリウムと反応することで水素ガスが発生する。しかしながら、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素ガスが発生すると仮定しても、ジルコニウム－水反応で発生する水素量に比べて十分少ないため、原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じない。さらに、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生がないことから、水素ガスの燃焼も発生しない。

一方、薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えいについては、タンクを十分な強度を有する設計とするとともに、タンク周囲に堰を設け、悪影響を及ぼさないよう考慮する。

なお、運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。また、電源を必要とするが、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源を確保できる場合にのみ使用する。

### 3.2 格納容器頂部注水系

#### (1) 設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素ガス漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、格納容器頂部注水系を設ける。

格納容器頂部注水系は、原子炉ウェルに水を注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。格納容器頂部注水系は、可搬型代替注水ポンプ、接続口等で構成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水源の水又は海水を原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素ガス漏えいを抑制する設計とする。

したがって、事故時に速やかに原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込んだ注水量とする。また、格納容器頂部注水系は、必要注水量を注水開始から速やかに達成できる



設計とし、格納容器頂部注水系のポンプは可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を採用する。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を接続する接続口は、位置的に分散して複数箇所に設置する。

(2) 他の設備への悪影響について

格納容器頂部注水系を使用することで、原子炉ウェルに水が注水される。このため、格納容器頂部注水系を使用することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

- ・ 直接的影響：原子炉格納容器頂部が急冷され、鋼材部が熱収縮することによる原子炉格納容器の閉じ込め機能への影響
  - ・ 間接的影響：原子炉格納容器頂部を冷却することにより、原子炉格納容器内の水素漏えいが低減されることによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響
- 原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉建屋に水蒸気が発生することによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響
- 原子炉格納容器頂部が急冷され、原子炉格納容器が除熱されることによる格納容器負圧破損の影響

これらの影響について、以下のとおり確認した。

このうち、原子炉格納容器頂部を急冷することによる原子炉格納容器閉じ込め機能への影響については、原子炉格納容器頂部締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。

また、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを防ぐことによる、原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、水

素ガスの漏えい箇所を原子炉建屋下層階（地上 2 階，地下 1 階，地下 2 階）のみとして原子炉建屋内の水素ガス挙動を評価した結果，原子炉建屋下層階において可燃限界に至ることはなく，かつ原子炉建屋最上階においても静的触媒式水素再結合器により可燃限界に至らないことが確認できているため，原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については，燃料取替床に水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建屋内の水素ガス挙動を評価し，可燃限界に至ることはないことが確認できているため，原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉格納容器の負圧破損に対する影響については，原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいため，原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

なお，運用リソースに関する影響については，必要な人員を想定した手順を準備しており，手順に基づいた対応を行うため，悪影響はない。また，淡水，電源又は燃料を必要とするが，淡水の使用量は水源である淡水貯水池が保有する水量に比べて十分小さく，悪影響はない。また，電源又は燃料については，他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源又は燃料を確保できる場合にのみ使用する。

### 3.3 第二代替交流電源設備

#### (1) 設備概要

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に，第二代替交流電源設備を使用する。

第二代替交流電源設備は、第二ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機用燃料タンク、第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、軽油タンク、タンクローリ（16kL）、電路、計測制御装置等で構成し、第二ガスタービン発電機を設置場所での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系、又は AM 用 MCC へ接続することで電力を供給できる設計とする。

第二ガスタービン発電機の燃料は、第二ガスタービン発電機用燃料タンクより第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。また、第二ガスタービン発電機用燃料タンクの燃料は、軽油タンクよりタンクローリ（16kL）を用いて補給できる設計とする。

第二代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

## (2) 他の設備への悪影響について

第二代替交流電源設備を使用することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

- ・直接的影響：第二代替交流電源設備の異常による電氣的波及影響
- ・間接的影響：第二ガスタービン発電機の破損による飛散

これについては、第二代替交流電源設備、荒浜側緊急用高圧母線及び大湊側緊急用高圧母線の供給先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止する設計としている。

また、第二ガスタービン発電機は高速回転機器であるが、構造部材が飛散物にならないよう設計する。

なお、運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。

また、燃料を必要とするが、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な燃料を確保できる場合にのみ使用する。

### 3.4 バックアップシール材

#### (1) 設備概要

バックアップシール材は、原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び機器搬入用ハッチ類のフランジにおいて、改良 EPDM シール材のバックアップとしてフランジ面に塗布することにより、高温環境下においてもシール性能を維持し、原子炉格納容器からの放射性物質の漏えいの発生を防止するために設けるものである。バックアップシール材は、耐高温性、耐蒸気性、耐放射線性が確認され、重大事故環境下においてもシール機能を発揮できるものを用いる。

#### (2) 他の設備への悪影響について

バックアップシール材は、原子炉格納容器トップヘッド及び機器ハッチのフランジ面に塗布される。このため、バックアップシール材を使用することで、他設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

直接的影響：フランジ面における開口を考慮したシール材の押込み量

内圧及びシール材反力に対するフランジ強度

シール材との化学的作用による反応や劣化等の影響

これらの影響について、以下のとおり確認した。

フランジ面において、開口を考慮した適切な押込み量を確保できることを確認するため、試験体を用いてバックアップシール材の有無によるフランジ締め付け時の開口量を確認した。その結果、バックアップシール材適用による押込み深さの変化量やフランジ開口量への影響は無視で

きる程度であり，悪影響はない。

また，バックアップシール材の塗布後においても，適切なフランジ強度を有していることを確認するために，バックアップシール材からの荷重の評価を行った。その結果，バックアップシール材の荷重は内圧による荷重と比較して2桁以上小さくなることを確認した。このことから，フランジ部へ発生する応力の影響は内圧が支配的であり，バックアップシール材の有無によりフランジ部へ加わる発生応力はほとんど変化しないことから，フランジ強度への悪影響はない。

バックアップシール材の塗布により，本来のシール材である改良 EPDM に対する化学影響がないことについては，長期熱劣化影響確認試験で改良 EPDM とバックアップシール材を組み合わせたフランジで劣化後の気密性を確認していることから，悪影響はない。

指摘事項 No. 11 を踏まえた修正

〔 抜粋箇所 :

・ 添付書類八 8-1-282

〕

「摩耗」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物を含む海水が流路に接触することにより配管等を摩耗させる「水循環系の内部における摩耗」、並びに降下火砕物を含む空気が動的機器の摺動部に侵入し摩耗させる「換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響（摩耗）」である。

(d) 腐食

「腐食」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物に付着した腐食性のガスにより屋外設備及び建屋の外表面を腐食させる「構造物への化学的影響（腐食）」、換気系、電気系及び計測制御系において降下火砕物を含む空気の流路等を腐食させる「換気系、電気系及び計測制御系の化学的影響（腐食）」、並びに海水に溶出した腐食性成分により海水管等を腐食させる「水循環系の化学的影響（腐食）」である。

(e) 大気汚染

「大気汚染」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が運転員の常駐する中央制御室内に侵入することによる居住性の劣化、降下火砕物の除去、屋外設備の点検等、屋外における作業環境を劣化させる「発電所周辺の大気汚染」である。

(f) 水質汚染

「水質汚染」については、外部から供給される水源である、市水道水に降下火砕物が混入することによる汚染が考えられるが、~~降下火砕物襲来時に外部事象防護対象施設へ供給等する必要がないため、~~柏崎刈羽原子力発電所では給水処理設備により水処理した給水を使用しており、また水質管理を行っていることから、安全施設の

指摘事項 No. 12 を踏まえた修正

抜粋箇所：

- ・ 添付書類八 8-1-111, 112



g. 屋外タンクの損傷による溢水等の事象想定

屋外の溢水については、別途実施する「1.7 溢水防護に関する基本方針」の影響評価において、地震時の屋外タンクの溢水により建屋周囲が浸水することを想定し、建屋外周部における貫通部止水処置等により建屋内への流入を防止する設計としているため、屋外の溢水による浸水防護重点化範囲への影響はない。

h. 施設・設備施工上生じうる隙間部等についての考慮

津波及び溢水により浸水を想定する建屋地下部において、施工上生じうる建屋間の隙間部には、止水処置を行い、浸水防護重点化範囲への浸水を防止する設計とする。

1.5.1.6 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響防止

(1) 非常用海水冷却系の取水性

基準津波による水位の低下に対して、非常用海水冷却系の海水ポンプである原子炉補機冷却海水ポンプが機能保持でき、かつ同系による冷却に必要な海水が確保できる設計とするため、以下の a. 及び b. を実施する。

~~a. 取水路の特性を考慮した管路解析の実施~~

~~基準津波による水位の低下に伴う取水路の特性を考慮した原子炉補機冷却海水ポンプの位置における評価水位を適切に算定するため、「1.5.1.1(3)d. 取水路、放水路等の経路からの流入に伴う入力津波」に示した管路解析を実施する。~~

~~b. 水位低下に対する耐性の確保~~

~~管路解析にて得られた補機取水槽内の基準津波による下降側の津波高さは、原子炉補機冷却海水ポンプの設計取水可能水位（6号炉）~~

~~T.M.S.L. -5.24m, 7号炉：T.M.S.L. -4.92m)を一時的に下回る。~~

したがって、設計取水可能水位を下回る時間具体的には、引き波による水位低下時においても、原子炉補機冷却海水ポンプの継続運転が十分可能なよう、6号及び7号炉の取水口前面に海水を貯水する海水貯留堰を設置する。

海水貯留堰は天端高さをT.M.S.L. -3.5mとし、この場合における基準津波による水位の低下に伴う原子炉補機冷却海水ポンプの位置での津波高さを、取水路の特性を考慮して適切に算定するため、「1.5.1.1(3)d. 取水路、放水路等の経路からの流入に伴う入力津波」に示した管路解析を実施する。これにより算出された補機取水槽の津波高さが、海水貯留堰の天端高さを下回る時間として想定される時間のうち、最大の約16分間にわたり原子炉補機冷却海水ポンプが全台（6台）運転を継続した場合においても、必要な水量である約2,880m<sup>3</sup>を十分に確保できる設計とする。

なお、取水路は循環水系と非常用海水冷却系で併用されているため、発電所を含む地域に大津波警報が発令された際には、補機取水槽の水位を中央制御室にて監視し、引き波による水位低下を確認した場合、非常用海水冷却系の取水量を確保するため、常用系海水ポンプ（循環水ポンプ及びタービン補機冷却海水ポンプ）を停止する運用を整備する。

## (2) 津波の二次的な影響による非常用海水冷却系の機能保持確認

基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積及び漂流物に対して、6号及び7号炉の取水口及び取水路の通水性が確保できる設計とする。

また、基準津波による水位変動に伴う浮遊砂等の混入に対して原子炉