

泊発電所3号炉 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災区画	火災を想定する当該火災区画		隣接火災区画				安全停止バス		評価
	火災区画名称	ターゲット	火災区画	火災区画名称	ターゲット	2火災区画機能喪失想定	成功バス		
R/B 6-02	原子炉建屋33.1m通路部	無	A/B 6-01	トラクタアセスエリア	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト	
			R/B 4-02-3	使用済燃料ピット及び新燃料貯蔵庫エリア	無	—	—		
			R/B 5-01-1	原子炉建屋24.8m通路部	無	—	—		
			R/B 7-01	格納容器排気設備設置エリア	無	—	—		
			R/B 7-02	アニュラス空気浄化フィルタユニット室	無	—	—		
			R/B 7-03	倉庫	無	—	—		
			R/B 7-04	原子炉建屋40.3m通路部	無	—	—		
			R/B-B	原子炉建屋Bエレベータ	無	—	—		
			R/B-M	R-B階段室	無	—	—		
			R/B-S	R-C階段室	有	有	B		系統分離対策により安全停止バスを確保可能
R/B 7-01	格納容器排気設備設置エリア	無	A/B 7-01	原子炉補助建屋40.3m通路部	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト	
			R/B 4-02-3	使用済燃料ピット及び新燃料貯蔵庫エリア	無	—	—		
			R/B 6-02	原子炉建屋33.1m通路部	無	—	—		
R/B 7-02	アニュラス空気浄化フィルタユニット室	無	R/B 7-02	アニュラス空気浄化フィルタユニット室	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト	
			R/B 6-02	原子炉建屋33.1m通路部	無	—	—		
			R/B 7-01	原子炉建屋33.1m通路部	無	—	—		
			R/B 7-03	倉庫	無	—	—		
			R/B 6-02	原子炉建屋33.1m通路部	無	—	—		
			R/B 7-02	アニュラス空気浄化フィルタユニット室	無	—	—		
R/B 7-03	倉庫	無	R/B 8-02	原子炉補機冷却水サージタンク室	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト	
			R/B-B	原子炉建屋Bエレベータ	無	—	—		
			R/B-M	R-B階段室	無	—	—		
			R/B-S	R-C階段室	有	有	B		系統分離対策により安全停止バスを確保可能
			R/B 5-01-2	燃料取扱替用水ピット	無	—	—		
R/B 7-04	原子炉建屋40.3m通路部	無	R/B 6-02	原子炉建屋33.1m通路部	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト	
			R/B-M	R-B階段室	無	—	—		
			R/B 8-02	原子炉補機冷却水サージタンク室	無	—	—		
R/B 8-01	原子炉建屋43.6m通路部	無	R/B-B	原子炉建屋Bエレベータ	無	—	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト	
			R/B-M	R-B階段室	無	—	—		
			R/B-S	R-C階段室	有	有	B		系統分離対策により安全停止バスを確保可能

泊発電所3号炉 隣接火災区画に影響を与える火災区画の火災影響評価結果

火災区画	火災を想定する当該火災区画		隣接火災区画				評価
	火災区画名称	ターゲット	火災区画	火災区画名称	ターゲット	安全停止バス 2 火災区画 機能喪失想定	
R/B 8-02	原子炉補機冷却水サージタンク室	無	R/B 7-03	倉庫	無	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			R/B 8-01	原子炉建屋43.6m通路部	無	—	
			R/B-B	原子炉建屋Bエレベータ	無	—	
			R/B-M	R-B階段室	無	—	
R/B-B	原子炉建屋Bエレベータ	無	R/B-S	R-C階段室	有	B	系統分離対策により安全停止バスを確保可能
			R/B 5-01-1	原子炉建屋24.8m通路部	無	—	
			R/B 6-02	原子炉建屋33.1m通路部	無	—	
			R/B 7-03	倉庫	無	—	
			R/B 8-01	原子炉建屋43.6m通路部	無	—	
			R/B 8-02	原子炉補機冷却水サージタンク室	無	—	
R/B-C	R-E階段室	無	R/B-M	R-B階段室	無	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			R/B 5-01-3	補助給水ピット	無	—	
R/B-F	R-A階段室	無	R/B 3-09-4	倉庫	無	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			R/B 4-02-7	原子炉建屋トランクアクセスエリア、定検資材倉庫他エリア	無	—	
R/B-G	原子炉建屋Gエレベータ	無	R/B 5-01-1	原子炉建屋24.8m通路部	無	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			R/B-G	原子炉建屋Gエレベータ	無	—	
			R/B 3-09-4	倉庫	無	—	
			R/B 4-02-7	原子炉建屋トランクアクセスエリア、定検資材倉庫他エリア	無	—	
			R/B 5-01-1	原子炉建屋24.8m通路部	無	—	
			R/B-F	R-A階段室	無	—	
R/B-M	R-B階段室	無	R/B 3-08-3	1次冷却材ポンプ母線計測器室	無	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			R/B 5-01-1	原子炉建屋24.8m通路部	無	—	
			R/B 6-02	原子炉建屋33.1m通路部	無	—	
			R/B 7-03	倉庫	無	—	
			R/B 7-04	原子炉建屋40.3m通路部	無	—	
			R/B 8-01	原子炉建屋43.6m通路部	無	—	
			R/B 8-02	原子炉補機冷却水サージタンク室	無	—	
			R/B-B	原子炉建屋Bエレベータ	無	—	
R/B-R	R-D階段室	無	R/B 4-02-7	原子炉建屋トランクアクセスエリア、定検資材倉庫他エリア	無	—	ターゲットが存在しないことからスクリーンアウト
			R/B 5-01-1	原子炉建屋24.8m通路部	無	—	
R/B-S	R-C階段室	有	A/B 5-04-1	非管理区域空調機器室	有	B	系統分離対策により安全停止バスを確保可能
			R/B 5-01-1	原子炉建屋24.8m通路部	有	B	
			R/B 6-02	原子炉建屋33.1m通路部	有	B	
			R/B 7-03	倉庫	有	B	
R/B 8-01	R-B階段室	有	R/B 8-01	原子炉建屋43.6m通路部	有	B	系統分離対策により安全停止バスを確保可能
			R/B 8-02	原子炉補機冷却水サージタンク室	有	B	

添付資料 6

泊発電所 3号炉における  
火災区画内の火災影響評価結果

泊発電所3号炉 火災区内の火災影響評価結果

火災区画	安全 係数	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒート トヘ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果		確認事項
										高温 停止	低温 停止	
A/B 1-01	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスタンバイアウト
A/B 1-02	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスタンバイアウト
A/B 1-03	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム、CVCS (R) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (B) 4) 非常用交流電源：DG (B) 5) 直流電源系：直流電源 (B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS (B)、AFWS (B)、主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源：DG (B) 3) 直流電源系：直流電源 (B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 1-04	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム、CVCS (A) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (A) 4) 非常用交流電源：DG (A) 5) 直流電源系：直流電源 (A) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS (A)、AFWS (A)、主蒸気逃がし弁 (A) 2) 非常用交流電源：DG (A) 3) 直流電源系：直流電源 (A) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 2-01-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスタンバイアウト

泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒー トシンク へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果		確認事項
										高温 停止	低温 停止	
A/B 2-01-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS(B) 4) 非常用交流電源；DG(B) 5) 直流電源系；直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS(B)、AFWS(B)、主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源；DG(B) 3) 直流電源系；直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 2-01-3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS(B) 4) 非常用交流電源；DG(B) 5) 直流電源系；直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS(B)、AFWS(B)、主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源；DG(B) 3) 直流電源系；直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 2-01-4	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS(B) 4) 非常用交流電源；DG(B) 5) 直流電源系；直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS(B)、AFWS(B)、主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源；DG(B) 3) 直流電源系；直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 2-01-5	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト

泊発電所 3 号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒー トシンク へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果	
										高温 停止	低温 停止
A/B 2-01-6	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 2-01-7	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 2-02	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム, CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS (B) 4) 非常用交流電源；DG (B) 5) 直流電源系；直流電源 (B) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS (B), APWS (B), 主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源；DG (B) 3) 直流電源系；直流電源 (B) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 2-04	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 2-05-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム, CVCS (A) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS (A) 4) 非常用交流電源；DG (A) 5) 直流電源系；直流電源 (A) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS (A), APWS (A), 主蒸気逃がし弁 (A) 2) 非常用交流電源；DG (A) 3) 直流電源系；直流電源 (A) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 2-05-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト

泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒート シンク へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果	
										高温 停止	低温 停止
A/B 3-01-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B), AFWS(B), 主蒸気速がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DG(R) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 3-01-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケ、ブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト  高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B), AFWS(B), 主蒸気速がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DG(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 3-01-3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B), AFWS(B), 主蒸気速がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DG(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 3-03	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B), AFWS(B), 主蒸気速がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DG(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用交流電源系	直流電源系	事故時監視計器	余熱除去系	最終ヒートシンクへ熱を輸送する系統	補助設備	評価結果		
										高温停止	低温停止	確認事項
A/B 3-04	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム, CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS(B) 4) 非常用交流電源；DG(B) 5) 直流電源系；直流電源(A) 6) 補機冷却系, 補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RRHS(B), APWS(B), 主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源；DG(B) 3) 直流電源系；直流電源(B) 4) 補機冷却系, 補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 3-05	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム, CVCS(A) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS(A) 4) 非常用交流電源；DG(A) 5) 直流電源系；直流電源(A) 6) 補機冷却系, 補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RRHS(A), APWS(A), 主蒸気逃がし弁(A) 2) 非常用交流電源；DG(A) 3) 直流電源系；直流電源(A) 4) 補機冷却系, 補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 3-07-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム, CVCS(A) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS(A) 4) 非常用交流電源；DG(A) 5) 直流電源系；直流電源(A) 6) 補機冷却系, 補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RRHS(A), APWS(A), 主蒸気逃がし弁(A) 2) 非常用交流電源；DG(A) 3) 直流電源系；直流電源(A) 4) 補機冷却系, 補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 3-07-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることがからスクリーニングアウト



泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用交流電源系	直流電源系	事故時監視計器	余熱除去系	最終ヒートシンクへ熱を輸送する系統	補助設備	評価結果		確認事項
										高温停止	低温停止	
A/B 3-08	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B), APMS(B), 主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DG(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 3-09	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS(A) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(A) 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(A) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(A), APMS(A), 主蒸気逃がし弁(A) 2) 非常用交流電源：DG(A) 3) 直流電源系：直流電源(A) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 3-10	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B), APMS(B), 主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DG(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

泊発電所 3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒー トシンク へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果	
										高温 停止	低温 停止
A/B 3-11	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	確認事項 高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (A) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (A) 4) 非常用交流電源：DG (A) 5) 直流電源系：直流電源 (A) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS (A), APWS (A), 主蒸気逃がし弁 (A) 2) 非常用交流電源：DG (A) 3) 直流電源系：直流電源 (A) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 3-12	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 3-13	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 4-01-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (B) 4) 非常用交流電源：DG (B) 5) 直流電源系：直流電源 (B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能 低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS (B), APWS (B), 主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源：DG (B) 3) 直流電源系：直流電源 (B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 4-01-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 4-01-3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 4-01-4	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 4-01-5	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト

泊発電所3号炉 火災区内の火災影響評価結果

火災区画	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用交流電源系	直流電源系	事故時監視計器	余熱除去系	最終ヒートシンクへ熱を輸送する系統	補助設備	評価結果	
										高温停止	低温停止
A/B 4-01-6	○	○		○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケープルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 4-01-7	○	○		○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム, CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS(B) 4) 非常用交流電源；DG(B) 5) 直流電源系；直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補機冷却系を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS(B), APWS(B), 主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源；DG(B) 3) 直流電源系；直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補機冷却系を確保可能
A/B 4-01-8	○	○		○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケープルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 4-02-1	○	○		○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム, CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS(B) 4) 非常用交流電源；DG(B) 5) 直流電源系；直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補機冷却系を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS(B), APWS(B), 主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源；DG(B) 3) 直流電源系；直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補機冷却系を確保可能

泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用交流電源系	直流電源系	事故時監視計器	余熱除去系	最終ヒーティングへ熱を輸送する系統	補助設備	評価結果		確認事項
										高温停止	低温停止	
A/B 4-02-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (A) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (A) 4) 非常用交流電源：DG (A) 5) 直流電源系：直流電源 (A) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS (A), APMS (A), 主蒸気逃がし弁 (A) 2) 非常用交流電源：DG (A) 3) 直流電源系：直流電源 (A) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 4-04-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 4-04-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 4-04-3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 4-04-4	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 4-05	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (B) 4) 非常用交流電源：DG (B) 5) 直流電源系：直流電源 (B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS (B), APMS (B), 主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源：DG (B) 3) 直流電源系：直流電源 (B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 4-06	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト

泊発電所 3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒ トシंक へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果	
										高温 停止	低温 停止
A/R 4-07	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B), AFWS(B), 主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DG(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 4-08	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS(A) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(A) 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(A) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようにあることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(A), AFWS(A), 主蒸気逃がし弁(A) 2) 非常用交流電源：DG(A) 3) 直流電源系：直流電源(A) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 4-09	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 4-10	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト

泊発電所 3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用交流電源系	直流電源系	事故時監視計器	余热除去系	最終ヒートシンクへ熱を輸送する系統	補助設備	評価結果	
										高温停止	低温停止
A/B 4-11	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS (B) 4) 非常用交流電源；DG (B) 5) 直流電源系；直流電源 (B) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 5-01	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS (B), APWS (B), 主蒸気速がし弁 (B) 2) 非常用交流電源；DG (B) 3) 直流電源系；直流電源 (B) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
A/B 5-02	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 5-03	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 5-04-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 5-04-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 6-01	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 6-03	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 6-04	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B 7-01	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B-AG	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト
A/B-C	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスクリーンアウト

泊発電所 3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用交流電源系	直流電源系	事故時監視計器	余熱除去系	最終ヒートシンクへ熱を輸送する系統	補助設備	評価結果	
										高温停止	低温停止
A/B-D	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからクリーンアウト
A/B-G	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからクリーンアウト
A/B-I	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからクリーンアウト
A/B-J	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからクリーンアウト
A/B-R	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからクリーンアウト
A/B-T	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからクリーンアウト
A/B-U	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからクリーンアウト
A/B-Y	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからクリーンアウト
C/V 3-01	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム、CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS (B) 4) 非常用交流電源；DC (B) 5) 直流電源系；直流電源 (B) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 崩壊熱除去；NHR (B)、AFWS (B)、主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源；DC (B) 3) 直流電源系；直流電源 (B) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒー トシंक へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果		確認事項
										高温 停止	低温 停止	
C/V 3-02	○	○	○	○	○	○	○	○	○			高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (B) 4) 非常用交流電源：DG (B) 5) 直流電源系：直流電源 (B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RIHRS (B), AFWS (B), 主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源：DG (B) 3) 直流電源系：直流電源 (B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
CWP/B 1-01	○	○	○	○	○	○	○	○	○			高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (B) 4) 非常用交流電源：DG (B) 5) 直流電源系：直流電源 (B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RIHRS (B), AFWS (B), 主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源：DG (B) 3) 直流電源系：直流電源 (B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
CWP/B 1-02-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○			高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (B) 4) 非常用交流電源：DG (B) 5) 直流電源系：直流電源 (B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RIHRS (B), AFWS (B), 主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源：DG (B) 3) 直流電源系：直流電源 (B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能



泊発電所 3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用交流電源系	直流電源系	事故時監視計器	余热除去系	最終ヒートダウンへ熱を輸送する系統	補助設備	評価結果		確認事項
										高温停止	低温停止	
CWP/B 1-02-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS(A) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(A) 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(A) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
CWP/B 1-02-3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(A), AFWS(A), 主蒸気逃がし弁(A) 2) 非常用交流電源：DG(A) 3) 直流電源系：直流電源(A) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
CWP/B 1-02-4	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
CWP/B 1-03	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
CWP/B 1-04	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
DG/B 2-01	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B), AFWS(B), 主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DG(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒート シンク へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果		確認事項
										高温 停止	低温 停止	
DG/B 2-02	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム、CVCS(A) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(A) 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(A) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関する補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(A), AFWs(A), 主蒸気逃がし弁(A) 2) 非常用交流電源：DG(A) 3) 直流電源系：直流電源(A) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関する補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 2-01	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関する補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B), AFWs(B), 主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DG(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関する補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 2-02	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム、CVCS(A) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(A) 4) 非常用交流電源：DG(A) 5) 直流電源系：直流電源(A) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関する補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(A), AFWs(A), 主蒸気逃がし弁(A) 2) 非常用交流電源：DG(A) 3) 直流電源系：直流電源(A) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関する補機冷却系及び補助設備を確保可能

泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒー トシンク へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果	
										高温 停止	低温 停止
R/B 2-03	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。</p> <p>1) 原子炉停止系；スクラム, CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS (R) 4) 非常用交流電源；DG (B) 5) 直流電源系；直流電源 (B) 6) 補機冷却系, 補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能</p> <p>低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。</p> <p>1) 崩壊熱除去；RHRS (B), APWS (B), 主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源；DG (B) 3) 直流電源系；直流電源 (B) 4) 補機冷却系, 補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能</p>
R/B 3-01	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。</p> <p>1) 原子炉停止系；スクラム, CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS (B) 4) 非常用交流電源；DG (B) 5) 直流電源系；直流電源 (B) 6) 補機冷却系, 補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能</p> <p>低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。</p> <p>1) 崩壊熱除去；RHRS (B), APWS (B), 主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源；DG (B) 3) 直流電源系；直流電源 (B) 4) 補機冷却系, 補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能</p>
R/B 3-02	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。</p> <p>1) 原子炉停止系；スクラム, CVCS (A) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS (A) 4) 非常用交流電源；DG (A) 5) 直流電源系；直流電源 (A) 6) 補機冷却系, 補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能</p> <p>低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。</p> <p>1) 崩壊熱除去；RHRS (A), APWS (A), 主蒸気逃がし弁 (A) 2) 非常用交流電源；DG (A) 3) 直流電源系；直流電源 (A) 4) 補機冷却系, 補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能</p>

泊発電所 3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒー トシンク へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果		確認事項
										高温 停止	低温 停止	
R/B 3-03-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS(B) 4) 非常用交流電源；DG(B) 5) 直流電源系；直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS(B)、AFMS(B)、主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源；DG(B) 3) 直流電源系；直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 3-03-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクラムアンアラート  高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS(B) 4) 非常用交流電源；DG(B) 5) 直流電源系；直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS(B)、AFMS(B)、主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源；DG(B) 3) 直流電源系；直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 3-04	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム、CVCS(A) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS(A) 4) 非常用交流電源；DG(A) 5) 直流電源系；直流電源(A) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS(B)、AFMS(B)、主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源；DG(B) 3) 直流電源系；直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 3-05	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム、CVCS(A) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 炉心冷却；SIS(A) 4) 非常用交流電源；DG(A) 5) 直流電源系；直流電源(A) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS(A)、AFMS(A)、主蒸気逃がし弁(A) 2) 非常用交流電源；DG(A) 3) 直流電源系；直流電源(A) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒート ポンプへ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果		確認事項
										高温 停止	低温 停止	
R/B 3-06	○	○	○	○	○	○	○	○	○			高温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (B) 4) 非常用交流電源：DG (B) 5) 直流電源系：直流電源 (B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHR (B), AFWS (B), 主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源：DG (B) 3) 直流電源系：直流電源 (B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 3-07	○	○	○	○	○	○	○	○	○			高温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (A) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (A) 4) 非常用交流電源：DG (A) 5) 直流電源系：直流電源 (A) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHR (A), AFWS (A), 主蒸気逃がし弁 (A) 2) 非常用交流電源：DG (A) 3) 直流電源系：直流電源 (A) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 3-08-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○			高温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (A) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (A) 4) 非常用交流電源：DG (A) 5) 直流電源系：直流電源 (A) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようにあることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHR (A), AFWS (A), 主蒸気逃がし弁 (A) 2) 非常用交流電源：DG (A) 3) 直流電源系：直流電源 (A) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 3-08-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○			火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることから スタレーンアウト

泊発電所3号炉 火災区内の火災影響評価結果

火災区画	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用交流電源系	直流電源系	事故時監視計器	余热除去系	最終ヒートダウンへ熱を輸送する系統	補助設備	評価結果		確認事項
										高温停止	低温停止	
R/B 3-08-3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B 3-08-4	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DC(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B)、AFWS(B)、主蒸気速がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DC(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 3-09-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DC(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B)、AFWS(B)、主蒸気速がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DC(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 3-09-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B 3-09-3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B 3-09-4	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト

泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全保護系	原子炉停止系	工学的安全施設	非常用交流電源系	直流電源系	事故時監視計器	余熱除去系	最終ヒートシンクへ熱を輸送する系統	補助設備	評価結果	
										高温停止	低温停止
R/B 3-10	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。</p> <p>1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS(B)                  2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁                  3) 炉心冷却：SIS(B)                  4) 非常用交流電源：DG(B)                  5) 直流電源系：直流電源(B)                  6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に關わる補機冷却系及び補助設備を確保可能</p> <p>低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。</p> <p>1) 崩壊熱除去：RHRS(B), APWS(B), 主蒸気速がし弁(B)                  2) 非常用交流電源：DG(B)                  3) 直流電源系：直流電源(B)                  4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に關わる補機冷却系及び補助設備を確保可能</p>
R/B 3-11	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。</p> <p>1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS(A)                  2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁                  3) 炉心冷却：SIS(A)                  4) 非常用交流電源：DG(A)                  5) 直流電源系：直流電源(A)                  6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に關わる補機冷却系及び補助設備を確保可能</p> <p>低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。</p> <p>1) 崩壊熱除去：RHRS(A), APWS(A), 主蒸気速がし弁(A)                  2) 非常用交流電源：DG(A)                  3) 直流電源系：直流電源(A)                  4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に關わる補機冷却系及び補助設備を確保可能</p>
R/B 3-14-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。</p> <p>1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS(A)                  2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁                  3) 炉心冷却：SIS(A)                  4) 非常用交流電源：DG(A)                  5) 直流電源系：直流電源(A)                  6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に關わる補機冷却系及び補助設備を確保可能</p> <p>低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。</p> <p>1) 崩壊熱除去：RHRS(A), APWS(A), 主蒸気速がし弁(A)                  2) 非常用交流電源：DG(A)                  3) 直流電源系：直流電源(A)                  4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に關わる補機冷却系及び補助設備を確保可能</p>

泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒート シンク へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果		確認事項
										高温 停止	低温 停止	
R/B 3-14-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 4-01	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B), APWS(B), 主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DG(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 4-02-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスケリーニアウト 高温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 4-02-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	低温停止の安全停止パスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B), APWS(B), 主蒸気逃がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DG(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 4-02-3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスケリーニアウト
R/B 4-02-4	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスケリーニアウト
R/B 4-02-5	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスケリーニアウト
R/B 4-02-6	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止パスが確保されることからスケリーニアウト



泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒー トシンク へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果		確認事項
										高温 停止	低温 停止	
R/B 4-02-7	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B 4-03	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (B) 4) 非常用交流電源：DG (B) 5) 直流電源系：直流電源 (B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 4-04	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS (B), APWS (B), 主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源：DG (B) 3) 直流電源系：直流電源 (B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 4-05	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト 高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム, CVCS (A) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS (A) 4) 非常用交流電源：DG (A) 5) 直流電源系：直流電源 (A) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 4-06	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS (A), APWS (A), 主蒸気逃がし弁 (A) 2) 非常用交流電源：DG (A) 3) 直流電源系：直流電源 (A) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 4-07	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B 5-01-1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B 5-01-2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト

泊発電所3号炉 火災区画内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒー ト へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果		確認事項
										高温 停止	低温 停止	
R/B 5-01-3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B 5-03	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系：スクラム、CVCS(B) 2) 原子炉過圧防止：加圧器安全弁 3) 炉心冷却：SIS(B) 4) 非常用交流電源：DG(B) 5) 直流電源系：直流電源(B) 6) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 6-02	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去：RHRS(B)、APWS(B)、主蒸気速がし弁(B) 2) 非常用交流電源：DG(B) 3) 直流電源系：直流電源(B) 4) 補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能
R/B 7-01	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B 7-02	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B 7-03	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B 7-04	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B 8-01	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B 8-02	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B-B	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B-C	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B-F	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト

泊発電所 3号炉 火災区内の火災影響評価結果

火災区画	安全 保護系	原子炉 停止系	工学的 安全 施設	非常用 交流 電源系	直流 電源系	事故時 監視 計器	余熱 除去系	最終ヒー トシンク へ熱を輸 送する系統	補助 設備	評価結果		確認事項
										高温 停止	低温 停止	
R/B-G	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B-M	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B-R	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置していない区画であり、火災による影響を考慮しても安全停止バスが確保されることからスクリーンアウト
R/B-S	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 原子炉停止系；スクラム、CVCS (B) 2) 原子炉過圧防止；加圧器安全弁 3) 知心冷却；SIS (B) 4) 非常用交流電源；DG (B) 5) 直流電源系；直流電源 (B) 6) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能  低温停止の安全停止バスが以下のようであることを確認した。 1) 崩壊熱除去；RHRS (B)、AFWS (B)、主蒸気逃がし弁 (B) 2) 非常用交流電源；DG (B) 3) 直流電源系；直流電源 (B) 4) 補機冷却系、補助設備；上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能

## 参考資料 1

泊発電所 3号炉における

内部火災により想定される事象の確認結果

## 泊発電所3号炉における 内部火災により想定される事象の確認結果

泊発電所3号炉では、内部火災の影響軽減対策として、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な系統は、内部火災によって同時に機能が喪失しないように系統分離等の対策を講じており、安全停止パスを確保することとしている。

その上で内部火災により原子炉に外乱が及ぶ場合について重畳事象も含め、どのような事象が起こる可能性があるかを分析し、発生する事象に対して単一故障を想定した場合においても収束が可能であるか、また、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持することが可能であるかについて解析的に確認を行った。

以下に、事象の抽出プロセス、解析前提条件及び解析結果を示す。

### 1. 想定される事象の評価プロセス

#### (1) 評価前提

次の事項を前提とし、評価を行うこととする。

- ・内部火災発生時において原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能は、内部火災が発生した場合においても維持される。
- ・原子炉建屋及び原子炉補助建屋（以下「1次系建屋」という）又はタービン建屋（以下「2次系建屋」という）において内部火災の発生を想定した場合、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機器は、その機能が維持されることを確認していることから、これ以外の機器は全て機能喪失すると仮定する。
- ・1次系建屋内において発生した内部火災は、1次系建屋間で影響を及ぼすが、2次系建屋には影響は及ばない。また、2次系建屋において発生した内部火災は、当該の建屋以外に影響は及ばない。
- ・中央制御室における火災については、火災感知器による早期検知、消火設備による初期消火、及び運転員操作によるプラント停止が期待でき、火災の影響は1区分内に限定されるため、中央制御室については、検討対象外とする。\*

※中央制御室において発生した火災については、早期検知、消火が可能であり、過渡事象が発生するような状況まで事象が進展することは考え難い。また、火災によりケーブル等が焼損すれば、電源断となりフェイル・セイフにより原子炉トリップすることが考えられ、原子炉トリップできない事象が発生することは考え難い。

#### (2) 抽出プロセスの考え方

内部火災に起因して様々な機器の故障や誤作動に伴う外乱の発生が想定され、また、いくつかの外乱が同時に発生することも考えられる。

しかしながら、内部火災に対する原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために

必要な機器等以外の常用系等に対しては、網羅的にそれらの配置を整理し、詳細に火災影響を分析する事が困難である事から、1次系建屋及び2次系建屋で内部火災により発生すると考えられる外乱及び故障の抽出を行い、抽出された故障について厳しくなるものを代表事象として選定した。また、代表事象に対して、重畳することも勘案し分析を行った。なお、全ての起回事象の重畳の組合せを定量的に評価することは現実的ではないことから、事象の単独発生時の事象進展の特徴から、重畳した場合の事象進展を定性的に推定し、より厳しい評価結果となり得る組合せについて、収束が可能であるかについて解析的に確認を行った。

以下に想定される事象の抽出プロセス及び各ステップの手順を示す。(第1-1図参照)

#### 【ステップ1】

評価事象を網羅的に抽出するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下「安全評価審査指針」という)の評価事象の選定方法に従い、原子炉に有意な影響を与える要因を抽出する。(第2-1図参照)

#### 【ステップ2】

原子炉に有意な影響を与える要因を誘発する故障を抽出する。(第2-1図参照)

#### 【ステップ3】

ステップ2で抽出した故障が発生し得る内部火災区画を分析する。ここでは、常用系設備等の防護対象設備に該当しない設備は、設置された内部火災区画によらず、火災影響を受ける可能性があるとして仮定する。その際、1次系建屋及び2次系建屋の火災の影響は当該の建屋以外に影響が及ばないとする。(第2-1図参照)

#### 【ステップ4】

ステップ3で分析した結果を踏まえ、各建屋で発生する故障分析の結果から抽出された故障について、圧力上昇等の観点から事象進展が厳しくなるものを代表事象として特定する。(第2-1図参照)

#### 【ステップ5】

各建屋で発生すると特定した代表事象の単独発生時の解析結果を踏まえ、事象の組合せごとに、重畳を考慮した場合にプラントに与える影響が厳しくなるか否かの分析を行い、解析の要否を整理する。(本文3項参照)

#### 【ステップ6】

各建屋ごとに内部火災を想定した場合に動作を期待できる緩和系を確認する。(第4表参照)

#### 【ステップ7】

安全評価審査指針に従い、原子炉停止機能、炉心冷却機能及び放射能閉じ込め機能に単一故障を想定する。(第5-2表参照)

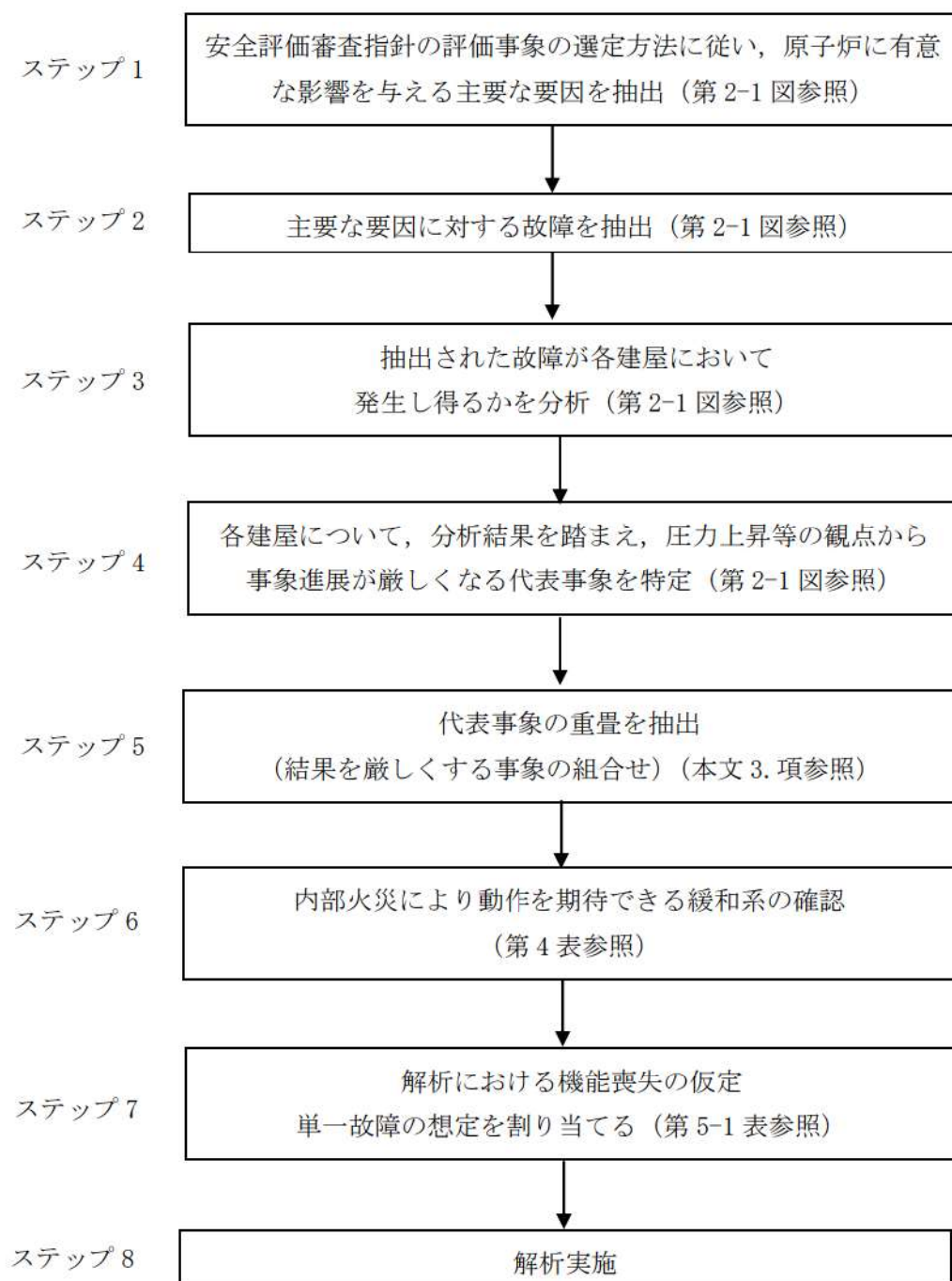
なお、ここでは、内部火災により火災影響を受ける設備\*が機能喪失していることを前提に、火災影響を受けない火災区域にある設備に単一故障を更に重ねる。

※:「資料10 泊発電所3号炉における内部火災影響評価について」にて評価された設備の

機能喪失が発生することを前提としている。

【ステップ 8】

ステップ 7 までの分析結果等を踏まえ、抽出した事象の解析を実施し、抽出した事象の解析を実施し、プラントの高温停止及び低温停止を達成し、維持できるかについて確認する。(本文 6 項参照)



第 1-1 図：評価プロセス

2. 火災により発生が想定される事象の抽出【ステップ 1, 2, 3, 4】

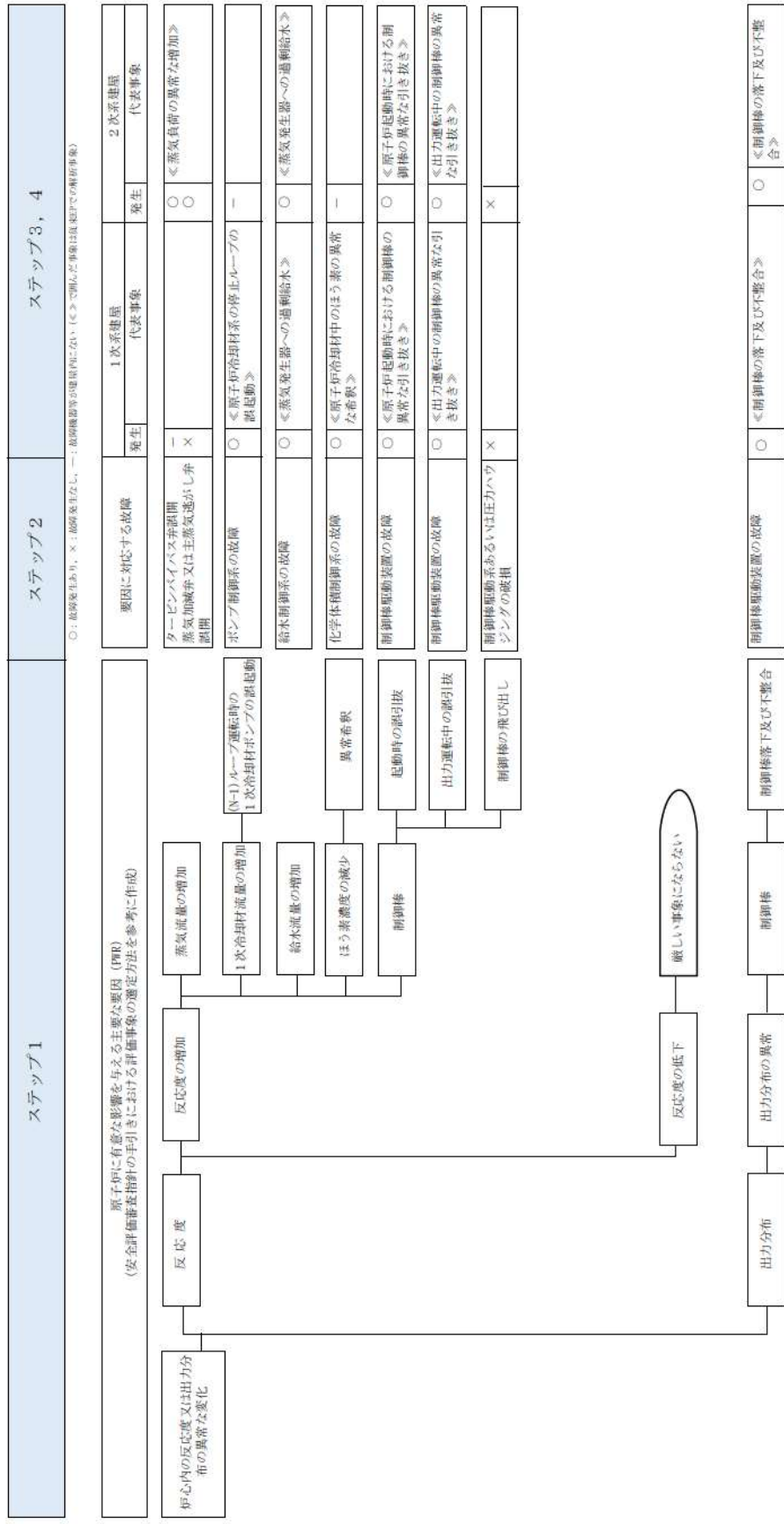
安全評価審査指針の評価事象の選定方法に従い，原子炉に有意な影響を与える主要な要因及びその要因に対する故障の抽出結果を第 2-1 図に示す。また，同図において，抽出した故障が，1 次系建屋及び 2 次系建屋において発生し得るかを分析し，各建屋において抽出した代表事象を示す。

第 2-1 図において抽出された，1 次系建屋及び 2 次系建屋における内部火災により発生する可能性のある代表事象を第 2-1 表に示す。

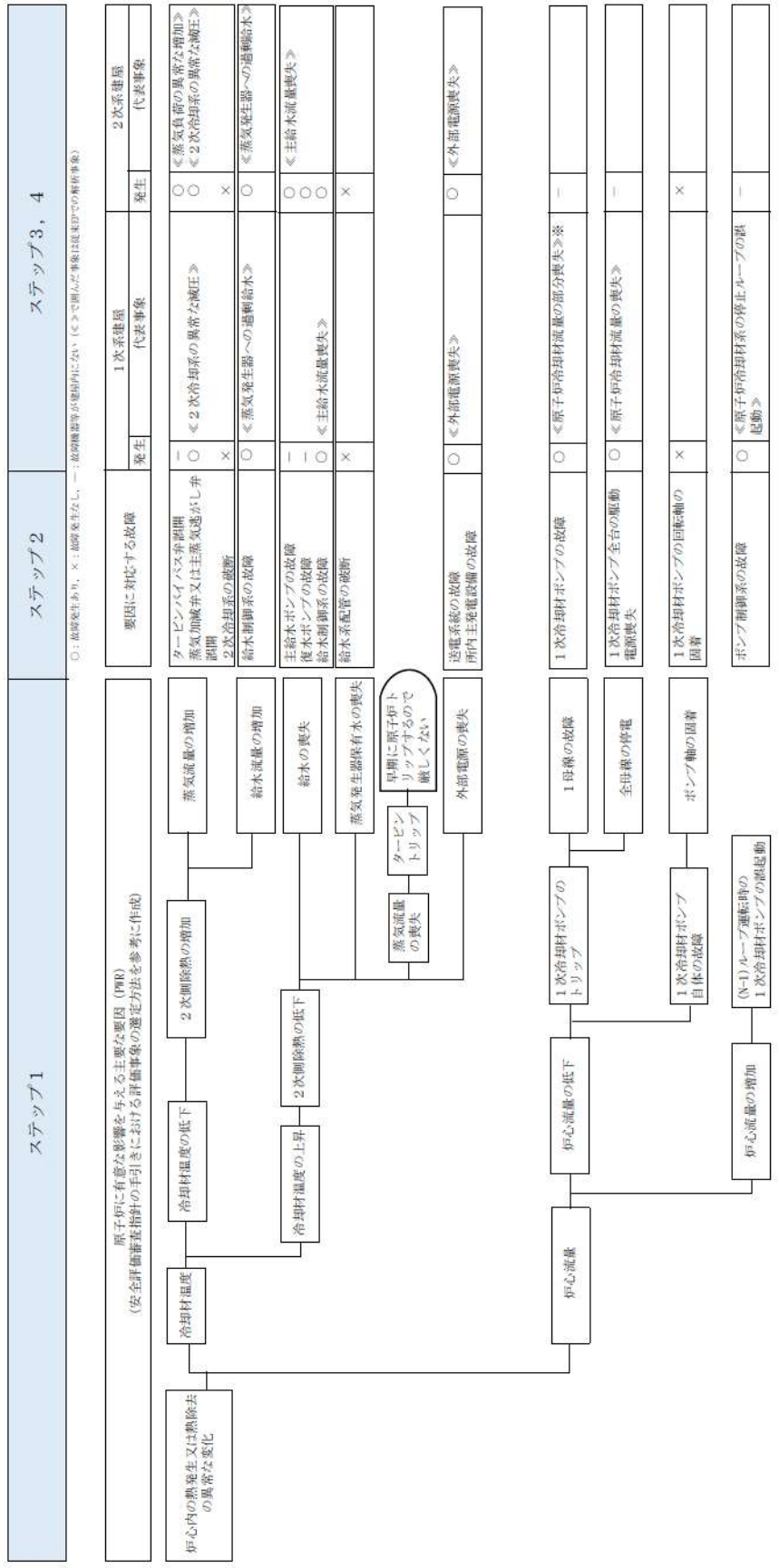
第 2-1 表：抽出された事象

抽出された事象	1 次系建屋	2 次系建屋
蒸気負荷の異常な増加	—	○
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	○	—
蒸気発生器への過剰給水	○	○
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	○	—
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	○	○
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	○
制御棒の落下及び不整合	○	○
2 次冷却系の異常な減圧	—	○
主給水流量喪失	○	○
外部電源喪失	○	○
原子炉冷却材流量の部分喪失	○	—
原子炉冷却材流量の喪失	○	—
負荷の喪失	○	○
原子炉冷却材系の異常な減圧	○	—



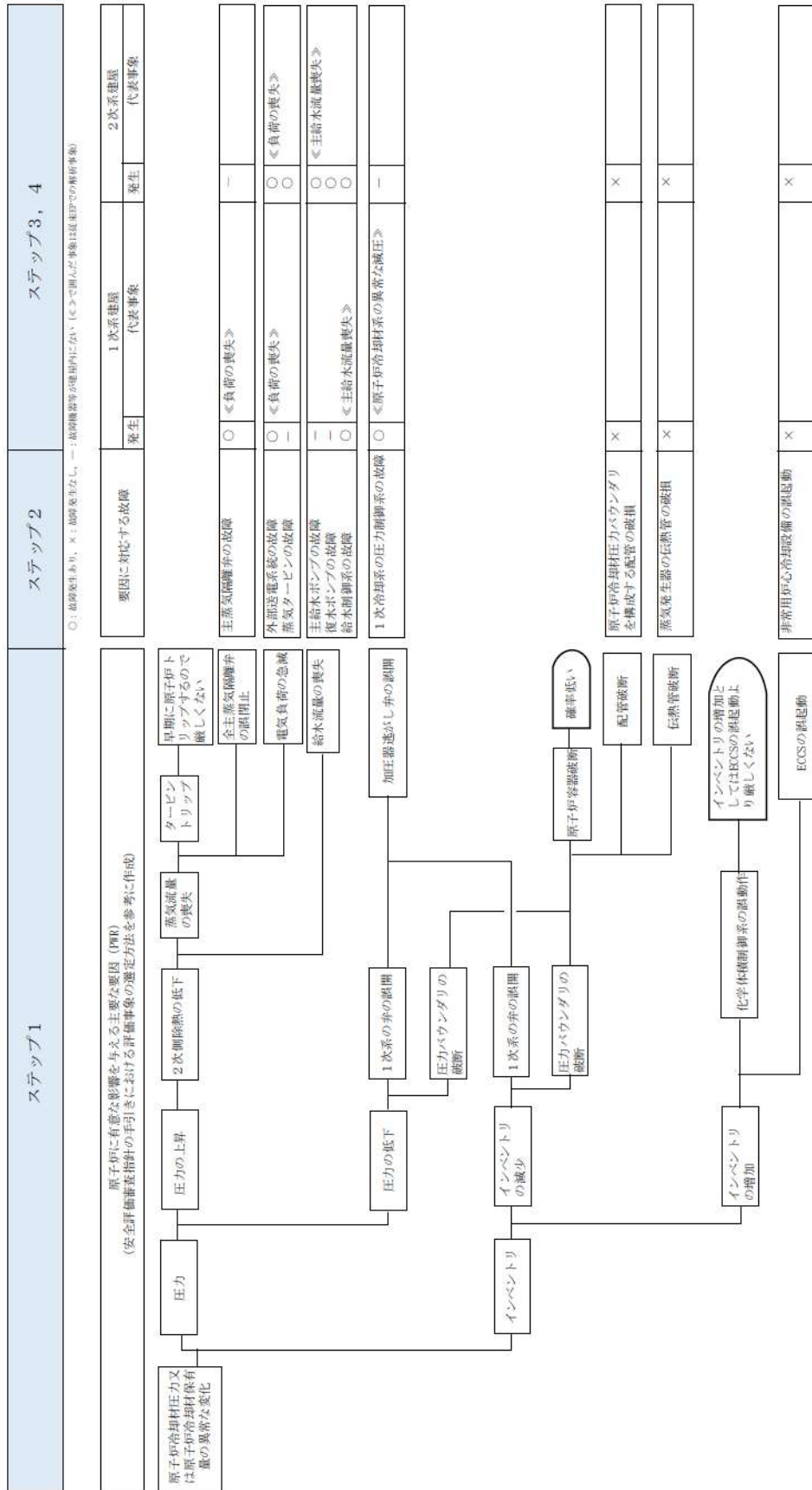


第2-1図：外乱分析図 (1/3)



○：故障発生あり，×：故障発生なし，－：故障発生が範囲外にない（×で囲んだ事象は定期点検での検査対象）

第2-1図：外乱分析図 (2/3)



第 2-1 図：外乱分析図 (3/3)

### 3. 重畳を考慮した内部火災影響評価事象の抽出【ステップ 5】

#### (1) 重畳を考慮すべき事象の分析

2. で抽出した 1 次系建屋及び 2 次系建屋における内部火災により発生する可能性のある代表事象について、重畳を考慮すべき事象を判別した結果を第 3-1 表及び第 3-2 表に示す。

重畳を考慮すべき事象として抽出された代表事象の概要を第 3-3 表に示す。

第 3-1 表：1 次系建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

抽出された事象		重畳	重畳を考慮しない理由
I	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	—	①
II	蒸気発生器への過剰給水	考慮	
III	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	考慮	
IV	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	考慮	
V	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	考慮	
VI	制御棒の落下及び不整合	—	②
VII	主給水流量喪失	考慮	
VIII	外部電源喪失	考慮	
IX	原子炉冷却材流量の部分喪失	考慮	
X	原子炉冷却材流量の喪失	考慮	
XI	負荷の喪失	考慮	
XII	原子炉冷却材系の異常な減圧	考慮	

第 3-2 表：2 次系建屋における抽出事象及び重畳考慮の要否

代表事象		重畳	重畳を考慮しない理由
I	蒸気負荷の異常な増加	考慮	
II	蒸気発生器への過剰給水	考慮	
III	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	考慮	
IV	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	考慮	
V	制御棒の落下及び不整合	—	②
VI	2 次冷却系の異常な減圧	考慮	
VII	主給水流量喪失	考慮	
VIII	外部電源喪失	考慮	
IX	負荷の喪失	考慮	

※ 重畳を考慮しない理由

- ① 計画的な N-1 ループ運転は想定していないため、重畳は考慮しない。
- ② 火災により制御棒の落下が生じる場合、全制御棒が落下する。この場合、原子炉出力は低下するのみであり、重畳は考慮しない。なお、火災により制御棒の不整合は生じない。

第 3-3 表：重畳対象事象（単独事象）の概要

抽出事象	概要
蒸気負荷の異常な増加	原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象。
蒸気発生器への過剰給水	原子炉の出力運転中に給水制御系の故障等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象。
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	原子炉の起動時又は出力運転中に、化学体積制御設備の故障等により、1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象。
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	原子炉の起動時に、制御棒駆動装置の故障等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象。
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象
2次冷却系の異常な減圧	原子炉の高温停止中に、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象。
主給水流量喪失	原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、原子炉からの除熱能力が低下する事象。
外部電源喪失	原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象。
原子炉冷却材流量の部分喪失	原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象。
原子炉冷却材流量の喪失	原子炉の出力運転中に、1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に減少する事象。
負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、外部送電系統又は蒸気タービンの故障等により、蒸気タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象。
原子炉冷却材系の異常な減圧	原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象。

## (2) 抽出事象に対する重畳の分析結果

3. (1) にて抽出した重畳を考慮した場合に事象を厳しくする可能性のある事象について、原子炉トリップのタイミング等について、整理する。これを踏まえ、プラント挙動の観点から、2項で抽出された事象に対し、重畳を考慮した場合に事象を厳しくする可能性の有無について、更なる検討を行う。

この検討においては、2つの事象の組合せについて、重畳を考慮したとしても、どちらか1つの事象で代表させることが可能、重畳を考慮した場合には、厳しい評価となる可能性がある、又は、重畳を考慮しない（単独の事象）方が厳しい評価となるかについて分析を行っている。

重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せが複数考えられる場合には、それらの更なる重畳について検討することが必要となる。

### a. 1次系建屋における代表事象の重畳

第3-1表に抽出した重畳を考慮すべき事象について、原子炉トリップのタイミング等について第3-4表に整理する。この整理した結果を踏まえ、プラント挙動の観点から抽出した事象の重畳考慮の要否について検討を行った。この検討の結果を第3-6表に示す。

以下に第3-6表に記載の分析結果について示す。

「蒸気発生器への過剰給水」は蒸気発生器による除熱が過大となり1次冷却材温度が低下する事象であり、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」は蒸気発生器による除熱が喪失して1次冷却材温度が上昇する事象である。これらの外乱が同時に生じた場合、温度低下又は上昇を緩和する働きをするため、組み合わせない方が結果を厳しくする。「外部電源喪失」、「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」は外乱発生後早期に原子炉トリップする事象であり、他の外乱が同時に生じた場合でも事象進展に大きな影響を受けないため、単独事象で代表できる。

「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」は原子炉起動時を想定している事象であるため、原子炉運転中を想定している他の外乱との組合せは考慮する必要がない。また、外乱発生後早期に原子炉トリップする事象であり、他の外乱が同時に生じた場合でも事象進展に大きな影響を受けないことから他の外乱との組合せは考慮する必要がない。

以上の分析の結果、二つの事象の重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せが複数同定されたため、評価パラメータごとに更なる重畳を検討した結果を第3-8表に示す。

原子炉圧力の観点では、抽出された事象のうち、「負荷の喪失」が単独事象として最も厳しい事象である。ここで、「蒸気発生器への過剰給水」及び「原子炉冷却材系の異常な減圧」は原子炉圧力を低下させる外乱であり、圧力上昇の観点で厳しくならないため、組合せを考慮しない。

「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」及び「主給水流量喪失」は1次冷却材温度の上昇により原子炉圧力上昇をもたらすため、組合せを考慮する。なお、「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」は反応度添加率（約 $2 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$ ）が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」で想定する反応度添加率の範囲（ $\sim 8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ ）に包絡されるため、「出力運転中の制

御棒の異常な引き抜き」に代表される。

DNBR の観点では、抽出された事象のうち、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」が単独事象として最も厳しい事象である。ここで、「負荷の喪失」は原子炉圧力が上昇すること、及び、早期に原子炉トリップすることから、DNBR 低下の観点で厳しくならないため、組合せを考慮しない。なお、「蒸気発生器への過剰給水」の反応度添加率（最大で  $2 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$  程度）、及び、「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」の反応度添加率（約  $2.0 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$ ）は、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」で想定する反応度添加率の範囲（ $\sim 8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ ）に包絡されるため、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」に代表される。

以上より、1次系建屋火災発生時に想定する重畳事象の評価ケースを第3-10表に示す。

#### b. 2次系建屋における代表事象の重畳

第3-2表に抽出した重畳を考慮すべき事象について、原子炉トリップのタイミング等について第3-5表に整理する。この整理した結果を踏まえ、プラント挙動の観点から抽出した事象の重畳考慮の要否について検討を行った。この検討の結果を第3-7表に示す。

以下に第3-7表に記載の分析結果について示す。

「蒸気負荷の異常な増加」及び「蒸気発生器への過剰給水」は蒸気発生器による除熱が過大となり1次冷却材温度が低下する事象であり、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」は蒸気発生器による除熱が喪失して1次冷却材温度が上昇する事象である。これらの外乱が同時に生じた場合、温度低下又は上昇を緩和する働きをするため、組み合わせない方が結果を厳しくする。

「外部電源喪失」は外乱発生後早期に原子炉トリップする事象であり、他の外乱が同時に生じた場合でも事象進展に大きな影響を受けないため、単独事象で代表できる。

「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「2次冷却系の異常な減圧」は原子炉起動時又は停止時を想定している事象であるため、原子炉の出力運転中を想定している他の外乱との組合せは考慮する必要がない。

以上の分析の結果、二つの事象の重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せが複数同定されたため、評価パラメータごとに更なる重畳を検討した結果を第3-9表に示す。

原子炉圧力の観点では、抽出された事象のうち、「負荷の喪失」が単独事象として最も厳しい事象である。ここで、「蒸気負荷の異常な増加」及び「蒸気発生器への過剰給水」は原子炉圧力を低下させる外乱であり、圧力上昇の観点で厳しくならないため、組合せを考慮しない。「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」及び「主給水流量喪失」は1次冷却材温度の上昇により原子炉圧力上昇をもたらすため、組合せを考慮する。

DNBR の観点では、抽出された事象のうち、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」が単独事象として最も厳しい事象である。ここで、「負荷の喪失」は原子炉圧力が上昇すること、及び、早期に原子炉トリップすることから、DNBR 低下の観点で厳しくならないため、組合せを考慮しない。なお、「蒸気負荷の異常な増加」の反応度添加率（最大で  $3 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$  程度）及び「蒸気発生器への過剰給水」による反応度添加率（最大で  $2 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$  程度）は、「出力運



転中の制御棒の異常な引き抜き」で想定する反応度添加率の範囲 ( $\sim 8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ ) に包絡されるため、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」に代表される。

以上より、2次系建屋火災発生時に想定する重畳事象の評価ケースを第3-11表に示す。なお、抽出された重畳事象は1次系建屋火災発生時に想定する重畳事象に包絡されるため、評価は不要である。

第3-4表：想定される代表事象（単独事象）の解析結果（1次系建屋火災発生時を想定）

	原子炉トリップタイミング	原子炉圧力 ピーク値	DNBR 最小値	燃料エンタルピー ピーク値
蒸気発生器への過剰給水	約 56 秒後 (蒸気発生器水位異常高によるター ビントリップ)	圧力上昇幅 約 0.2MPa	約 2.03	—
原子炉冷却材中のほう素の異常 な希釈	原子炉トリップしない	—	—	—
原子炉起動時における制御棒の 異常な引き抜き	約 9.5 秒後 (出力領域中性子束高 (低設定))	約 17.4MPa[gage]	—	約 344kJ/kg
出力運転中の制御棒の異常な引 き抜き	約 60 秒後 (過大温度 $\Delta T$ 高)	圧力上昇幅 約 0.8MPa	約 1.56	—
主給水流量喪失	約 27 秒後 (原子炉圧力高)	約 17.3MPa[gage]	—	—
外部電源喪失	「主給水流量喪失」, 「原子炉冷却材流量の喪失」 解析で包含される			
原子炉冷却材流量の部分喪失	約 2.7 秒後 (1次冷却材流量低)	圧力上昇幅 約 0.3MPa	約 1.99	—
原子炉冷却材流量の喪失	約 1.8 秒後 (1次冷却材ポンプ電源電圧低)	圧力上昇幅 約 0.6MPa	約 1.75	—
負荷の喪失	約 8 秒後 (原子炉圧力高)	約 17.8MPa[gage]	約 2.02	—
原子炉冷却材系の異常な減圧	約 64 秒後 (原子炉圧力低)	—	約 1.86	—

第 3-5 表：想定される代表事象（単独事象）の解析結果（2次系建屋火災発生時を想定）

	原子炉トリップタイミング	原子炉圧力 ピーク値	DNBR 最小値
蒸気負荷の異常な増加	原子炉トリップしない	圧力上昇幅 約 0.2MPa	約 1.88
蒸気発生器への過剰給水	約 56 秒後 (蒸気発生器水位異常高によるタービ ントリップ)	圧力上昇幅 約 0.2MPa	約 2.03
原子炉起動時における制御棒の異 常な引き抜き	約 9.5 秒後 (出力領域中性子束高（低設定）)	約 17.4MPa [gage]	—
出力運転中の制御棒の異常な引き 抜き	約 60 秒後 (過大温度 Δ T 高)	圧力上昇幅 約 0.8MPa	約 1.56
2次冷却系の異常な減圧	— (高温停止状態)	—	臨界に至らない
主給水流量喪失	約 27 秒後 (原子炉圧力高)	約 17.3MPa [gage]	—
外部電源喪失	「主給水流量喪失」, 「原子炉冷却材流量の喪失 (第 3-4 表)」 解析で包含される		
負荷の喪失	約 8 秒後 (原子炉圧力高)	約 17.8MPa [gage]	約 2.02

第3-6表：重畳事象の分析（1次系建屋火災発生時）（1/5）

	①蒸気発生器への過剰給水	②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤主給水流量喪失	⑥外部電源喪失	⑦原子炉冷却材流量の部分喪失	⑧原子炉冷却材流量の喪失	⑨負荷の喪失	⑩原子炉冷却材系の異常な減圧
①蒸気発生器への過剰給水	○	○	×	○	×	×	×	×	×	○
②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	—	—	×	○	○	×	×	○	○	○
①蒸気発生器への過剰給水	○	○	×	○	×	×	×	×	×	○
②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	—	—	×	○	○	×	×	○	○	○

第3-6表：重畳事象の分析（1次系建屋火災発生時）（2/5）

①蒸気発生器への過剰給水	②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤主給水流量喪失	⑥外部電源喪失	⑦原子炉冷却材流量の部分喪失	⑧原子炉冷却材流量の喪失	⑨負荷の喪失	⑩原子炉冷却材系の異常な減圧
③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	—	—	—	×	×	×	×	×	×
④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	—	—	—	○	×	×	×	○	○

第3-6表：重畳事象の分析（1次系建屋火災発生時）（3/5）

	①蒸気発生器への過剰給水	②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤主給水流量喪失	⑥外部電源喪失	⑦原子炉冷却材流量の部分喪失	⑧原子炉冷却材流量の喪失	⑨負荷の喪失	⑩原子炉冷却材系の異常な減圧
⑤主給水流量喪失	—	—	—	—	△	△は⑤の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重畳事象は⑥により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑥で代表できる。 【抽出事象：⑥】	△は⑤の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重畳事象は⑥により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑥で代表できる。 【抽出事象：⑥】	△は⑤の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重畳事象は⑥により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑥で代表できる。 【抽出事象：⑥】	△は⑤の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重畳事象は⑥により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑥で代表できる。 【抽出事象：⑥】	△によるDNBR低下の観点では⑩が厳しいが、蒸気発生器における除熱喪失による圧力上昇の観点では⑤が厳しい。両事象はお互いの外乱による影響を相殺するため、重畳は考慮しない 【抽出事象：—】
⑥外部電源喪失	—	—	—	—	△	△は⑦の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重畳事象は⑥により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑥で代表できる。 【抽出事象：⑥】	△は⑧の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重畳事象は⑥により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑥で代表できる。 【抽出事象：⑥】	△は⑧の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重畳事象は⑥により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑥で代表できる。 【抽出事象：⑥】	△は⑨の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重畳事象は⑥により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑥で代表できる。 【抽出事象：⑥】	△は⑩の外乱を包絡しており、⑩がDNBR低下の観点で厳しいが、⑥は圧力上昇の観点で厳しくプラント挙動としては影響が大きい。重畳事象は⑥により直ちに原子炉トリップする影響が大きい。重畳事象は⑥により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑥で代表できる。 【抽出事象：⑥】

第3-6表：重畳事象の分析（1次系建屋火災発生時）（4/5）

	①蒸気発生器への過剰給水	②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤主給水流量喪失	⑥外部電源喪失	⑦原子炉冷却材流量の部分喪失	⑧原子炉冷却材流量の喪失	⑨負荷の喪失	⑩原子炉冷却材系の異常な減圧
⑦原子炉冷却材流量の部分喪失	—	—	—	—	—	—	<p>×</p> <p>⑧は⑦の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。</p> <p>重畳事象は⑧により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。</p> <p>【抽出事象：⑧】</p>	<p>×</p> <p>原子炉トリップのタイミミングが遅い⑨が圧力上昇の観点で厳しいが、⑦はDNEBR低下の観点で厳しくプラント挙動としては影響が大きい。</p> <p>重畳事象は⑦により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑦で代表できる。</p> <p>【抽出事象：⑦】</p>	<p>×</p> <p>DNEBR低下の観点で⑧が厳しい。</p> <p>重畳事象は⑧により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。</p> <p>【抽出事象：⑧】</p>	
⑧原子炉冷却材流量の喪失	—	—	—	—	—	—	<p>×</p> <p>原子炉トリップのタイミミングが遅い⑨が圧力上昇の観点で厳しいが、⑧はDNEBR低下の観点で厳しくプラント挙動としては影響が大きい。</p> <p>重畳事象は⑧により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。</p> <p>【抽出事象：⑧】</p>	<p>×</p> <p>原子炉トリップのタイミミングが遅い⑨が圧力上昇の観点で厳しいが、⑧はDNEBR低下の観点で厳しくプラント挙動としては影響が大きい。</p> <p>重畳事象は⑧により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。</p> <p>【抽出事象：⑧】</p>	<p>×</p> <p>DNEBR低下の観点で⑧が厳しい。</p> <p>重畳事象は⑧により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。</p> <p>【抽出事象：⑧】</p>	

第3-6表：重畳事象の分析（1次系建屋火災発生時）（5/5）

	①蒸気発生器への過剰給水	②原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤主給水流量喪失	⑥外部電源喪失	⑦原子炉冷却材流量の部分喪失	⑧原子炉冷却材流量の喪失	⑨負荷の喪失	⑩原子炉冷却材系の異常な減圧
⑨負荷の喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	○	×
⑩原子炉冷却材系の異常な減圧	—	—	—	—	—	—	—	—	○	×

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象が厳しい

×  
減圧による  
DNBR 低下の観点では⑩が厳しいが、負荷の喪失による圧力上昇の観点では⑨が厳しい。  
両事象はお互いの外乱による影響を相殺するため、重量は考慮しない  
【抽出事象：—】



第3-7表：重畳事象の分析（2次系建屋火災発生時）（1/4）

	①蒸気負荷の異常な増加	②蒸気発生器への過剰給水	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤2次冷却系の異常な減圧	⑥主給水流量喪失	⑦外部電源喪失	⑧負荷の喪失
①蒸気負荷の異常な増加	<p>○</p> <p>蒸気負荷の増加により正の反応度が添加される①の方がDNBR低下の観点で厳しい。重畳事象は過冷却による正の反応度添加の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：①+②】</p>	<p>○</p> <p>蒸気負荷の増加により正の反応度が添加される①の方がDNBR低下の観点で厳しい。重畳事象は過冷却による正の反応度添加の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：①+②】</p>	<p>×</p> <p>①は出力運転時を想定としており、想定するプラント状態が③と異なるため、重畳は考慮しない。 【抽出事象：－】</p>	<p>○</p> <p>制御棒の引き抜きにより正の反応度が添加される④の方がDNBR低下の観点で厳しい。重畳事象は過冷却による正の反応度添加の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：①+④】</p>	<p>×</p> <p>①は出力運転時を想定としており、想定するプラント状態が⑤と異なるため、重畳は考慮しない。 【抽出事象：－】</p>	<p>×</p> <p>過冷却に伴う出力上昇によるDNBR低下の観点では①が厳しいが、除熱喪失による圧力上昇の観点では⑥が厳しい。両事象はお互いの外乱による影響を相殺するため、重畳は考慮しない。 【抽出事象：－】</p>	<p>×</p> <p>DNBR低下の観点で⑦が厳しい。重畳事象は⑦により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑦で代表できる。 【抽出事象：⑦】</p>	<p>×</p> <p>過冷却に伴う出力上昇によるDNBR低下の観点では①が厳しいが、負荷喪失による圧力上昇の観点では⑧が厳しい。両事象はお互いの外乱による影響を相殺するため、重畳は考慮しない。 【抽出事象：－】</p>
②蒸気発生器への過剰給水	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>×</p> <p>②は出力運転時を想定としており、想定するプラント状態が③と異なるため、重畳は考慮しない。 【抽出事象：－】</p>	<p>○</p> <p>制御棒の引き抜きにより正の反応度が添加される④の方がDNBR低下の観点で厳しい。重畳事象は過冷却による正の反応度添加の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：②+④】</p>	<p>×</p> <p>②は出力運転時を想定としており、想定するプラント状態が⑤と異なるため、重畳は考慮しない。 【抽出事象：－】</p>	<p>×</p> <p>過冷却に伴う出力上昇によるDNBR低下の観点では②が厳しいが、主給水喪失による圧力上昇の観点では⑥が厳しい。両事象はお互いの外乱による影響を相殺するため、重畳は考慮しない。 【抽出事象：－】</p>	<p>×</p> <p>DNBR低下の観点で⑦が厳しい。重畳事象は⑦により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑦で代表できる。 【抽出事象：⑦】</p>	<p>×</p> <p>過冷却に伴う出力上昇によるDNBR低下の観点では②が厳しいが、負荷喪失による圧力上昇の観点では⑧が厳しい。両事象はお互いの外乱による影響を相殺するため、重畳は考慮しない。 【抽出事象：－】</p>

第3-7表：重畳事象の分析（2次系建屋火災発生時）（2/4）

	①蒸気負荷の異常な増加	②蒸気発生器への過剰給水	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤2次冷却系の異常な減圧	⑥主給水流量喪失	⑦外部電源喪失	⑧負荷の喪失
③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	-	-	<p>×</p> <p>③は起動時を想定しており、想定するプラント状態が④と異なるため、重量は考慮しない。 【抽出事象：一】</p>	<p>×</p> <p>制御棒の引き抜きにより正の反応度が追加される③が燃料エンタルピの観点で厳しい。重量事象は③により早期に原子炉トリップするため、単独事象である③で代表できる。 【抽出事象：③】</p>	<p>×</p> <p>③は起動時を想定しており、想定するプラント状態が⑥と異なるため、重量は考慮しない。 【抽出事象：一】</p>	<p>×</p> <p>正の反応度添加による燃料エンタルピ上昇の観点で③が厳しい。重量事象は⑦により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である③で代表できる。 【抽出事象：③】</p>	<p>×</p> <p>③は起動時を想定しており、想定するプラント状態が④と異なるため、重量は考慮しない。 【抽出事象：一】</p>	
④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	-	-	<p>×</p> <p>④は出力運転中を想定しており、想定するプラント状態が⑤と異なるため、重量は考慮しない。 【抽出事象：一】</p>	<p>○</p> <p>制御棒の引き抜きにより正の反応度が追加される④の観点でDnbr低下の観点で厳しい。重量事象は主給水喪失による除熱悪化の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：④+⑥】</p>	<p>×</p> <p>④は出力運転中を想定しており、想定するプラント状態が⑤と異なるため、重量は考慮しない。 【抽出事象：一】</p>	<p>○</p> <p>原子炉トリップのタイムラグが遅い④がDnbrの観点で厳しいが、⑦は圧力上昇の観点で厳しくプラント挙動としては影響が大きい。重量事象は⑦により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑦で代表できる。 【抽出事象：⑦】</p>	<p>○</p> <p>負荷の喪失により除熱が悪化する④の方が圧力上昇の観点で厳しい。重量事象は正の反応度添加による出力上昇の観点でより厳しい事象となる。 【抽出事象：④+⑧】</p>	

第3-7表：重畳事象の分析（2次系建屋火災発生時）（3/4）

	①蒸気負荷の異常な増加	②蒸気発生器への過剰給水	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤2次冷却系の異常な減圧	⑥主給水流量喪失	⑦外部電源喪失	⑧負荷の喪失
⑤2次冷却系の異常な減圧	—	—	—	—	×	×	×	×
⑥主給水流量喪失	—	—	—	—	—	×	×	×
⑦外部電源喪失	—	—	—	—	—	—	×	×

⑤は停止時を想定しており、想定するプラント状態が⑥と異なるため、重量は考慮しない。  
【抽出事象：—】

⑦により1次冷却材ポンプがトリップすると、⑤による過冷却は緩和されるため、単独事象である⑤で代表できる。  
【抽出事象：⑤】

⑧は停止時を想定しており、想定するプラント状態が⑥と異なるため、重量は考慮しない。  
【抽出事象：—】

⑧は⑥の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重量事象は⑧により早期に原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。  
【抽出事象：⑧】

⑦は⑥の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重量事象は⑦により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑦で代表できる。  
【抽出事象：⑦】

⑦は⑧の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重量事象は⑧により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。  
【抽出事象：⑧】

⑦は⑧の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重量事象は⑧により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。  
【抽出事象：⑧】

⑦は⑧の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重量事象は⑧により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。  
【抽出事象：⑧】

⑦は⑧の外乱を包絡しており、プラント挙動として影響が大きい。重量事象は⑧により直ちに原子炉トリップするため、単独事象である⑧で代表できる。  
【抽出事象：⑧】

第3-7表：重畳事象の分析（2次系建屋火災発生時）（4/4）

	①蒸気負荷の異常な増加	②蒸気発生器への過剰給水	③原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	④出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	⑤2次冷却系の異常な減圧	⑥主給水流量喪失	⑦外部電源喪失	⑧負荷の喪失
⑧負荷の喪失	○	○	○	○	○	○	○	○

○：重畳事象が厳しい ×：単独事象が厳しい

第3-8表：重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せ（1次系建屋火災発生時）

組合せを考慮する事象	圧力	DNBR
蒸気発生器への過剰給水	—	—※1
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	—※1	—※1
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	◎
主給水流量喪失	○	○
負荷の喪失	◎	—
原子炉冷却材系の異常な減圧	—	○

※1：反応度添加率の観点で「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」に代表される

◎：評価パラメータの観点で最も厳しい事象

○：重畳を考慮した場合に評価パラメータを厳しくする事象

—：重畳を考慮しない事象

第3-9表：重畳を考慮した場合に厳しくなる事象の組合せ（2次系建屋火災発生時）

組合せを考慮する事象	圧力	DNBR
蒸気負荷の異常な増加	—	—※1
蒸気発生器への過剰給水	—	—※1
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	◎
主給水流量喪失	○	○
負荷の喪失	◎	—

※1：反応度添加率の観点で「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」に代表される

◎：評価パラメータの観点で最も厳しい事象

○：重畳を考慮した場合に評価パラメータを厳しくする事象

—：重畳を考慮しない事象

第3-10表：抽出された重畳事象（1次系建屋火災発生時）

重畳事象	評価項目	備考
<u>ケース：1次系建屋-I</u> 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 主給水流量喪失 負荷の喪失	圧力	
<u>ケース：1次系建屋-II</u> 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 主給水流量喪失 原子炉冷却材系の異常な減圧	DNBR	

第 3-11 表：抽出された重畳事象（2次系建屋火災発生時）

重畳事象	評価項目	備考
<u>ケース：2次系建屋-I</u> 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 負荷の喪失 主給水流量喪失	圧力	1次系建屋-Iと同条件となる。
<u>ケース：2次系建屋-II</u> 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 主給水流量喪失	DNBR	1次系の減圧によるDNBR悪化の観点で1次系建屋-IIに包絡される（1次系建屋-IIのケースで代表する）。

4. 内部火災発生時に期待できる緩和系の整理【ステップ6】

1次系建屋又は2次系建屋における内部火災において、動作を期待できる緩和機能を第4-1表に示す。

第 4-1 表：内部火災発生時に期待できる緩和系

分類		機能	系統及び機器 (すべて1次系建屋に設置)
MS-1	原子炉停止機能	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動装置（トリップ機能）
		未臨界維持機能	制御棒 非常用炉心冷却設備（高圧注入系）
		工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	炉心冷却機能	原子炉停止後の除熱機能	補助給水設備 主蒸気安全弁
	その他	原子炉冷却材圧力バウンダリの加圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）

## 5. 解析における機能喪失の仮定

### (1) 内部火災による機能喪失の仮定

火災影響による解析において事象収束に期待する緩和系は、4. で示すとおり健全であり、緩和系の機能喪失を考慮する必要はない。

### (2) 単一故障の仮定【ステップ7】

安全評価審査指針に従い、想定した事象の解析を行うに際して、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を厳しくする機器の単一故障を仮定する。具体的な単一故障の仮定と解析への影響を第5-1表に示す。

なお、火災を想定しても原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持できるように系統分離対策を講じている。この詳細については、「泊発電所3号炉 火災防護について」資料7に示している。

第5-1表：単一故障の仮定と解析への影響

単一故障を仮定する機能	解析への影響
原子炉停止機能	・安全保護系に単一故障を仮定 (多重化されているため影響なし)
炉心冷却機能	・補助給水に単一故障を仮定する
放射能閉じ込め機能	・評価事象において燃料は破損しない

## 6. 解析の実施

### (1) 主要な解析条件

解析に当たっては、第6-1表に示すとおり、設置許可申請解析において使用しているプラント動特性解析コード(MARVEL)を使用している。また、解析条件については、プラントの初期状態等を設計基準事象である過渡事象における前提条件を踏襲する。主な解析条件を第6-2表に示す。

第6-1表：解析コード

解析項目	コード名
プラント動特性挙動 ・中性子束 ・1次冷却材温度 ・原子炉圧力	MARVEL

第 6-2 表：主な解析条件

項目		解析条件	
		DNBR 評価	圧力評価
初期条件	原子炉出力	2660MWt (100%)	2660MWt (100%) +2%
	1 次冷却材平均温度	306.6℃	306.6℃+2.2℃
	原子炉圧力	15.41MPa [gage]	15.41MPa [gage] -0.21MPa
外乱条件	制御棒の異常な引き抜き	8.6×10 <sup>-4</sup> (Δk/k)/s を最大反応度添加率とし、結果が最も厳しくなる値を考慮	同左
	原子炉冷却材系の異常な減圧	加圧器逃がし弁 1 弁誤開	—
	主給水流量喪失	すべての蒸気発生器への給水停止	同左
	負荷の喪失	—	蒸気タービンへの蒸気流量がゼロ
	外部電源	あり	あり

(2) 判断基準

内部火災を起因として発生する可能性のある過渡的な事象に対して、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象は収束し、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持できることを確認する。

(3) 解析結果

解析を実施する事象について、解析結果を第 6-3 表～第 6-4 表及び第 6-1 図、第 6-3 図に、事象の推移を第 6-2 図及び第 6-4 図に示す。

a. 1 次系建屋での内部火災に起因する事象

1 次系建屋での内部火災に起因する事象の解析結果について以下に示す。

(a) 圧力評価 (負荷の喪失+出力運転中の制御棒の異常な引き抜き+主給水流量喪失)

i. 原子炉停止状態

制御棒の引き抜きにより原子炉出力が上昇し、主給水流量喪失及び負荷の喪失による 2 次側除熱の悪化も相まって、1 次冷却材温度、原子炉圧力も上昇する。原子炉圧力が上昇し、「原子炉圧力高」の設定値に到達して原子炉トリップする。



ii. 炉心冷却状態

原子炉トリップにより原子炉出力が低下し、主蒸気安全弁作動による2次側除熱促進により1次冷却材温度、原子炉圧力は低下に転じる。解析上は仮定していないが、その後補助給水ポンプが起動し、炉心崩壊熱を除熱し炉心冷却を継続する。

iii. 安全停止状態

原子炉トリップ及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

(b) DNBR 評価（出力運転中の制御棒の異常な引き抜き＋主給水流量喪失＋原子炉冷却材系の異常な減圧）

i. 原子炉停止状態

制御棒の引き抜きにより原子炉出力が上昇し、主給水流量喪失による2次側除熱の悪化も相まって、1次冷却材温度も上昇する。また、原子炉冷却材系の異常な減圧により、1次冷却材温度上昇による圧力上昇効果を打ち消して、原子炉圧力は低下する。原子炉出力及び1次冷却材温度が上昇し、「過大温度 $\Delta T$ 高」の設定値に到達すると原子炉トリップする。

ii. 炉心冷却状態

原子炉トリップにより原子炉出力が低下し、1次冷却材温度は低下に転じる。解析上は仮定していないが、その後補助給水ポンプが起動し、炉心崩壊熱を除熱し炉心冷却を継続する。

(c) 安全停止状態

原子炉トリップ及び炉心冷却により原子炉の安全停止の維持は可能である。

b. 2次系建屋での内部火災に起因する事象

2次系建屋での内部火災に起因する事象は1次系建屋での内部火災に起因する事象で代表できる。

以上より、内部火災を起因として発生する可能性のある過渡的な事象に対して、プラントパラメータの悪化を顕著にする傾向があるものの、パラメータ悪化を検知して影響緩和系が自動動作し、単一故障を想定しても、影響緩和系により事象は収束し、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持できることを確認した。

第6-3表：解析結果まとめ表（1次系建屋／2次系建屋共通 圧力評価）

重畳事象	項目	解析結果 ( )内は判断目安
負荷の喪失 +出力運転中の制御棒の異常な引き抜き +主給水流量喪失	原子炉圧力 (MPa[gage])	17.91 (20.592)

事象発生	時刻 (秒)
負荷の喪失 制御棒引き抜き <sup>※1</sup> 主給水流量喪失	0
「原子炉圧力高」原子炉トリップ限界値到達	5.3
加圧器安全弁作動	6.5
「出力領域中性子束高」原子炉トリップ限界値到達	6.9
制御棒クラスタ落下開始	7.3
原子炉出力最大 (約118%)	7.3
主蒸気安全弁作動	8.4
原子炉圧力最大 (約17.91MPa[gage])	8.6
1次冷却材平均温度最大 (約317.2℃)	10.2

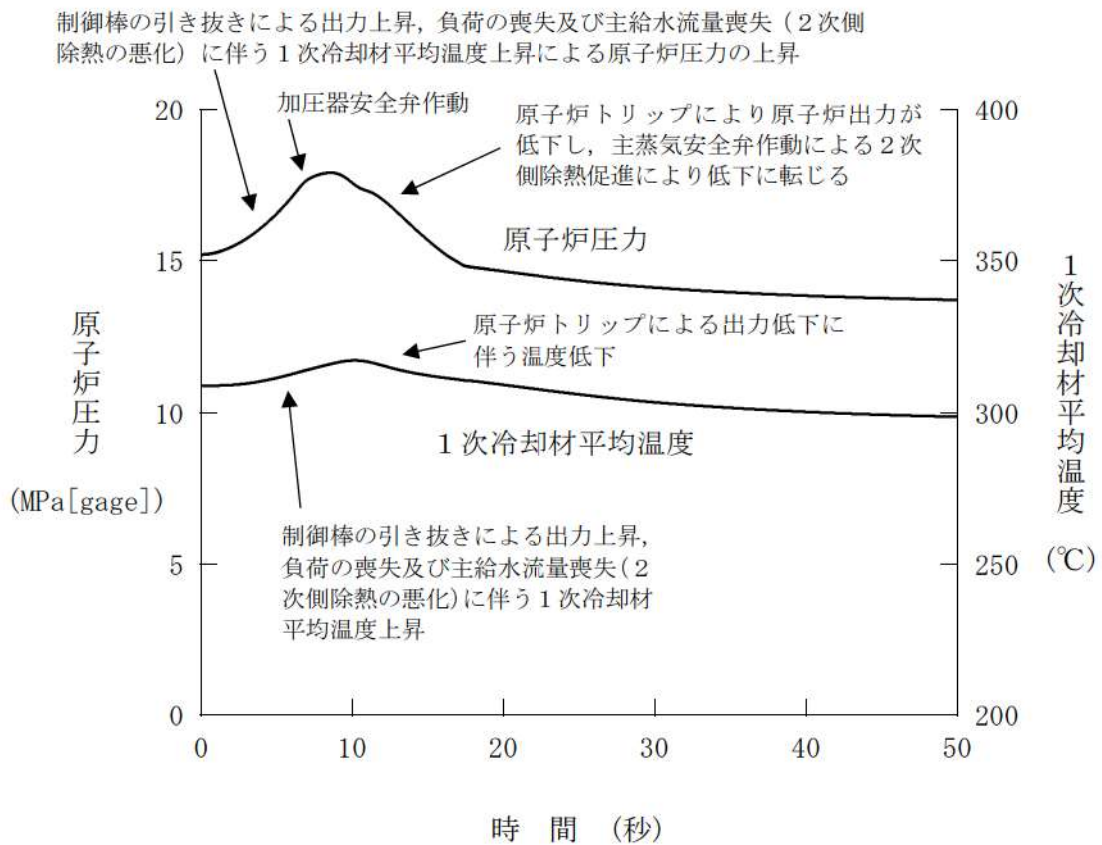
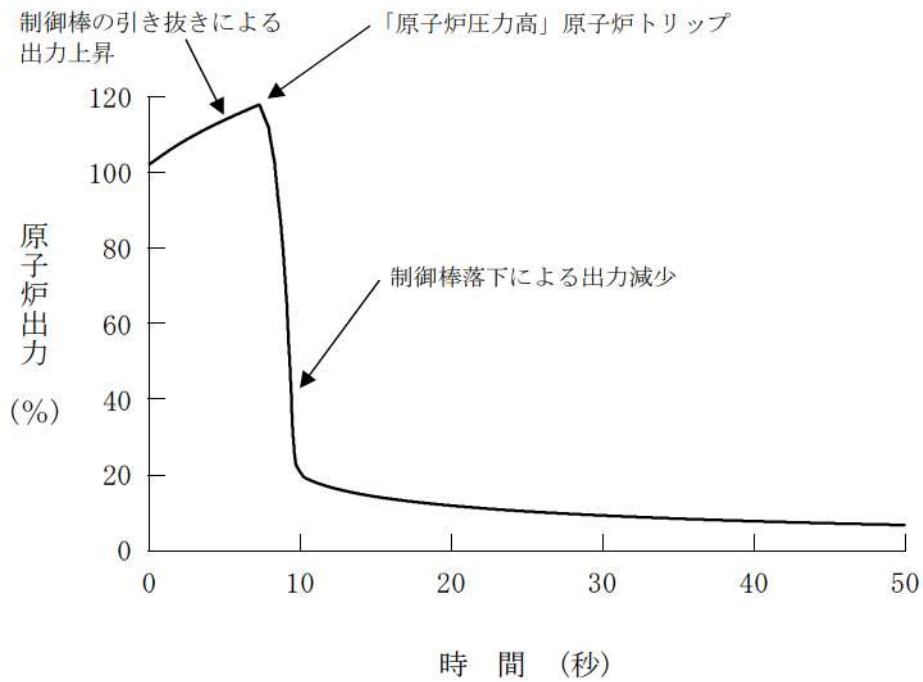
※1 反応度添加率： $2.2 \times 10^{-4} (\Delta k/k) / s$

第 6-4 表：解析結果まとめ表（1 次系建屋／2 次系建屋共通 DNBR 評価）

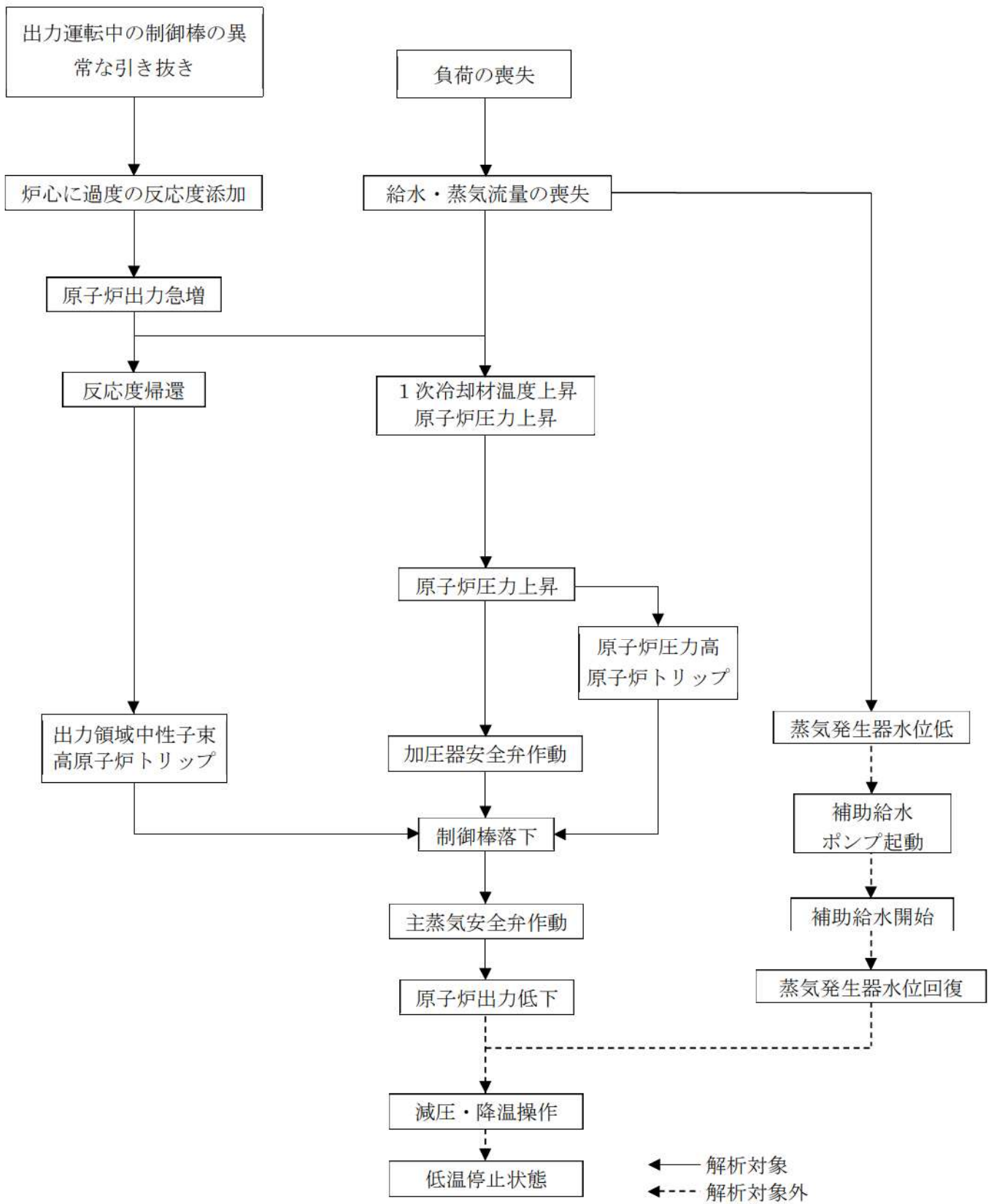
重畳事象	項目	解析結果 ( ) 内は判断目安
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き + 原子炉冷却材系の異常な減圧 + 主給水流量喪失	最小 DNBR	1.53 (1.42)

事象発生	時刻 (秒)
制御棒引き抜き <sup>※2</sup> 主給水流量喪失 加圧器逃がし弁 1 個全開	0
「過大温度 Δ T 高」原子炉トリップ限界値到達	18.6
原子炉出力最大 (約 118%)	24.6
制御棒クラスタ落下開始	24.6
DNBR 最小 (約 1.53)	24.7
1 次冷却材平均温度最大 (約 313.2℃)	26.9

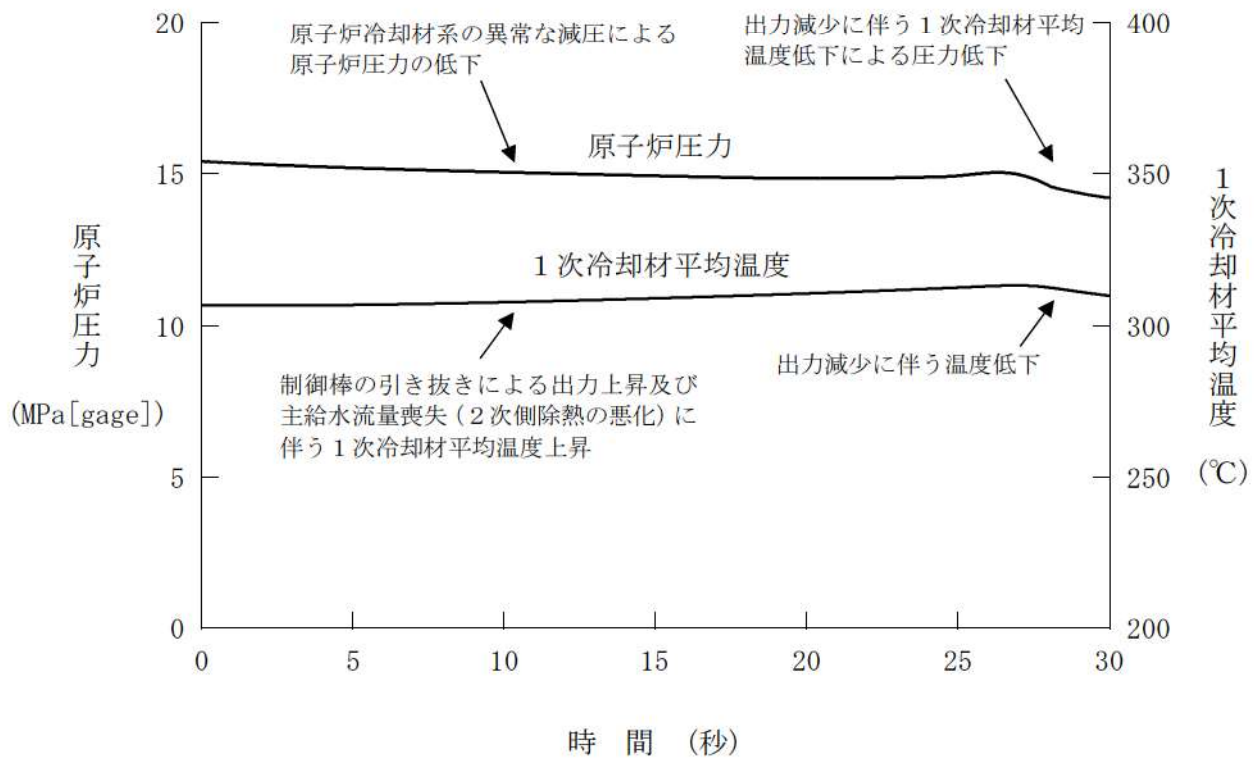
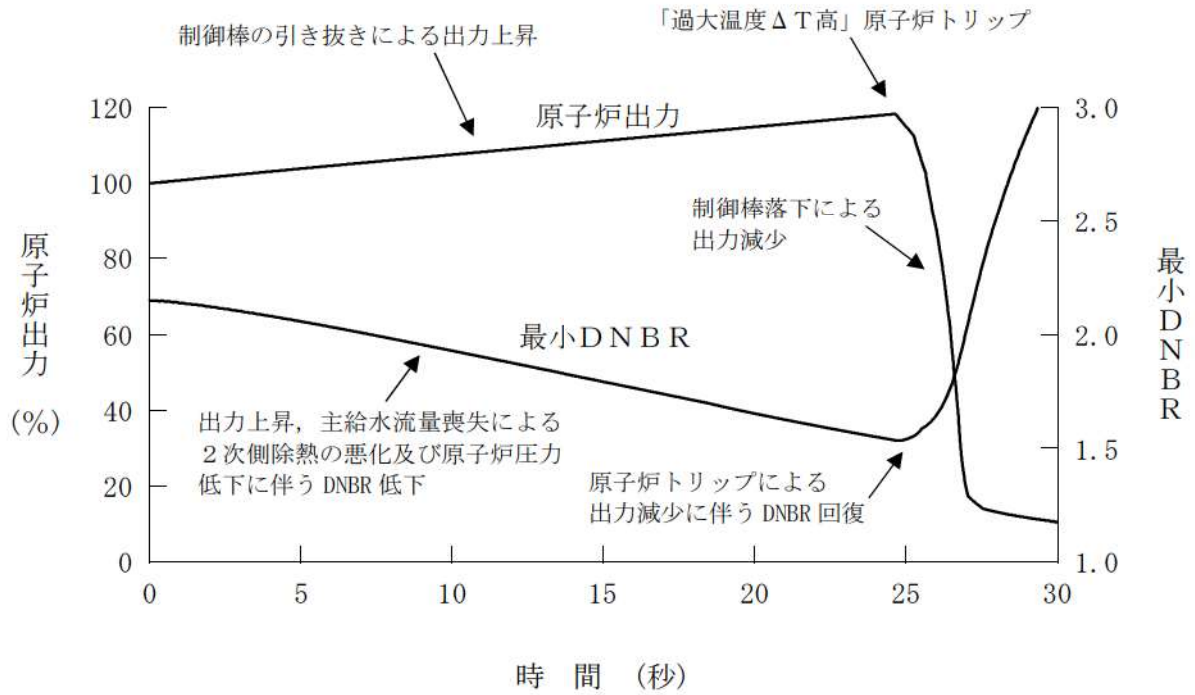
※2 反応度添加率： $5.4 \times 10^{-5} (\Delta k/k) / s$



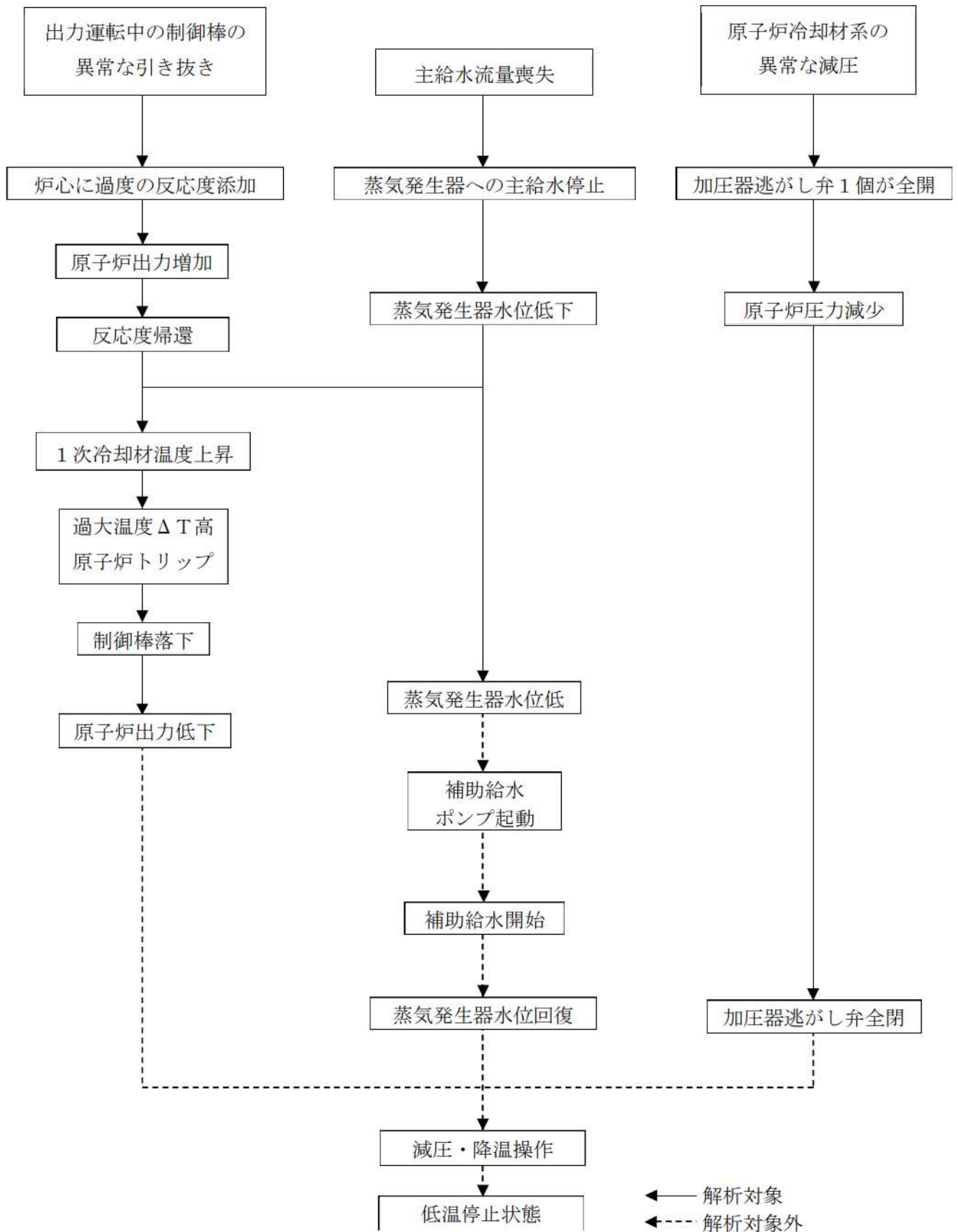
第6-1図：1次系建屋／2次系建屋における火災による事象変化（圧力評価）



第 6-2 図：1 次系建屋／2 次系建屋における事象推移のフローチャート（圧力評価）



第 6-3 図：1 次系建屋 / 2 次系建屋における火災による事象変化 (DNBR 評価)



第 6-4 図：1 次系建屋／2 次系建屋における事象推移のフローチャート（DNBR 評価）

## 泊発電所 3 号炉

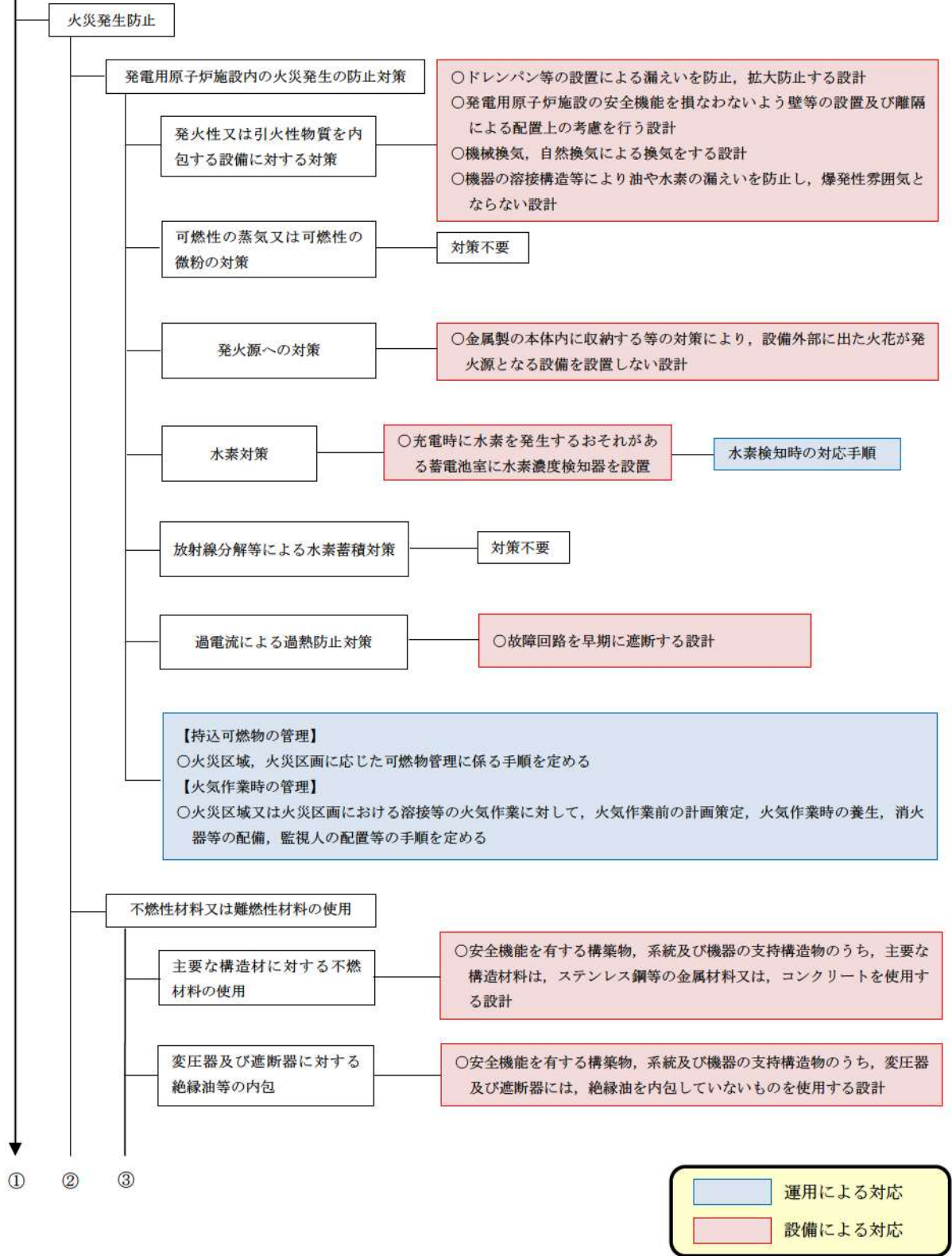
運用，手順説明資料  
火災による損傷の防止

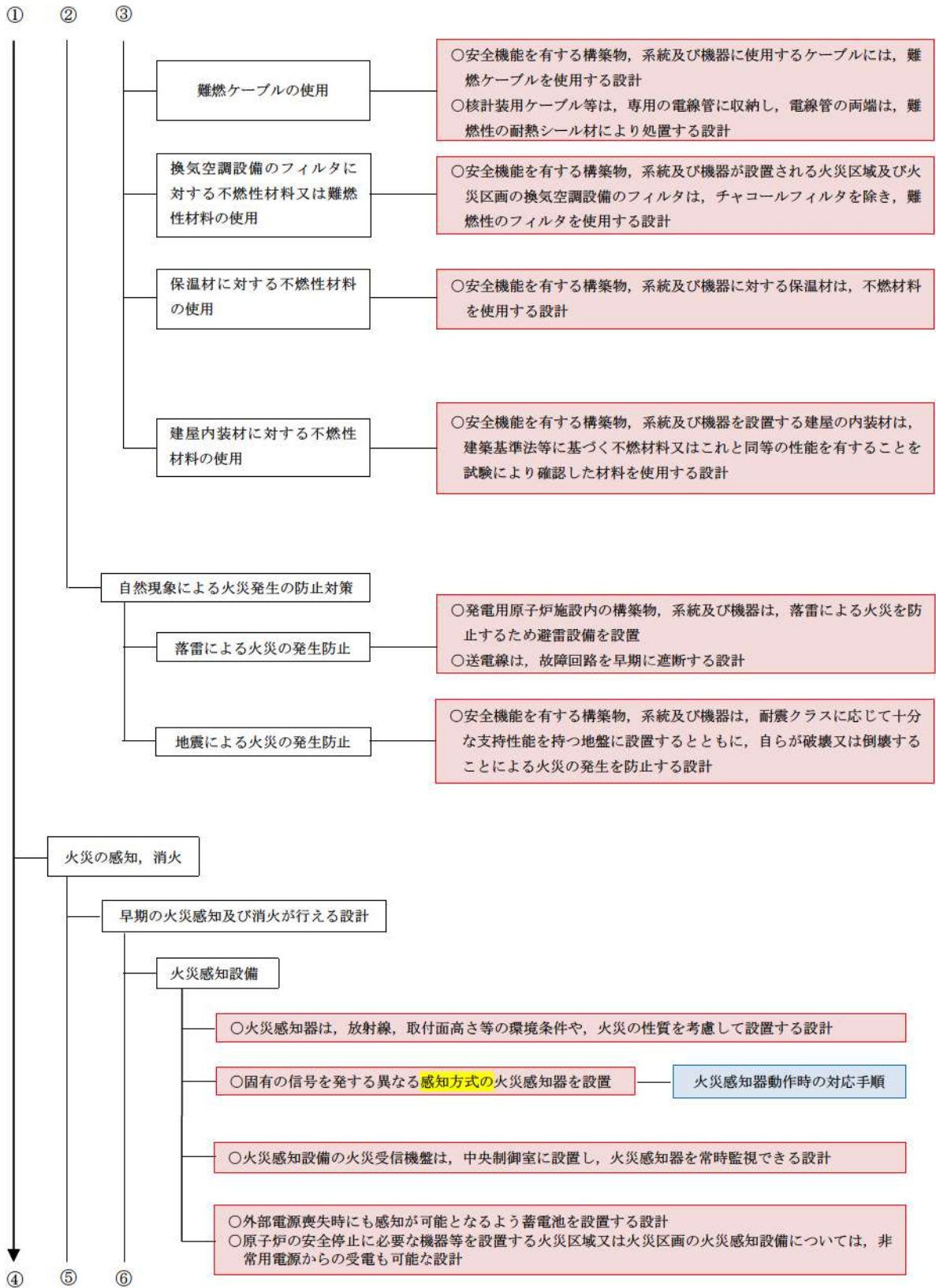


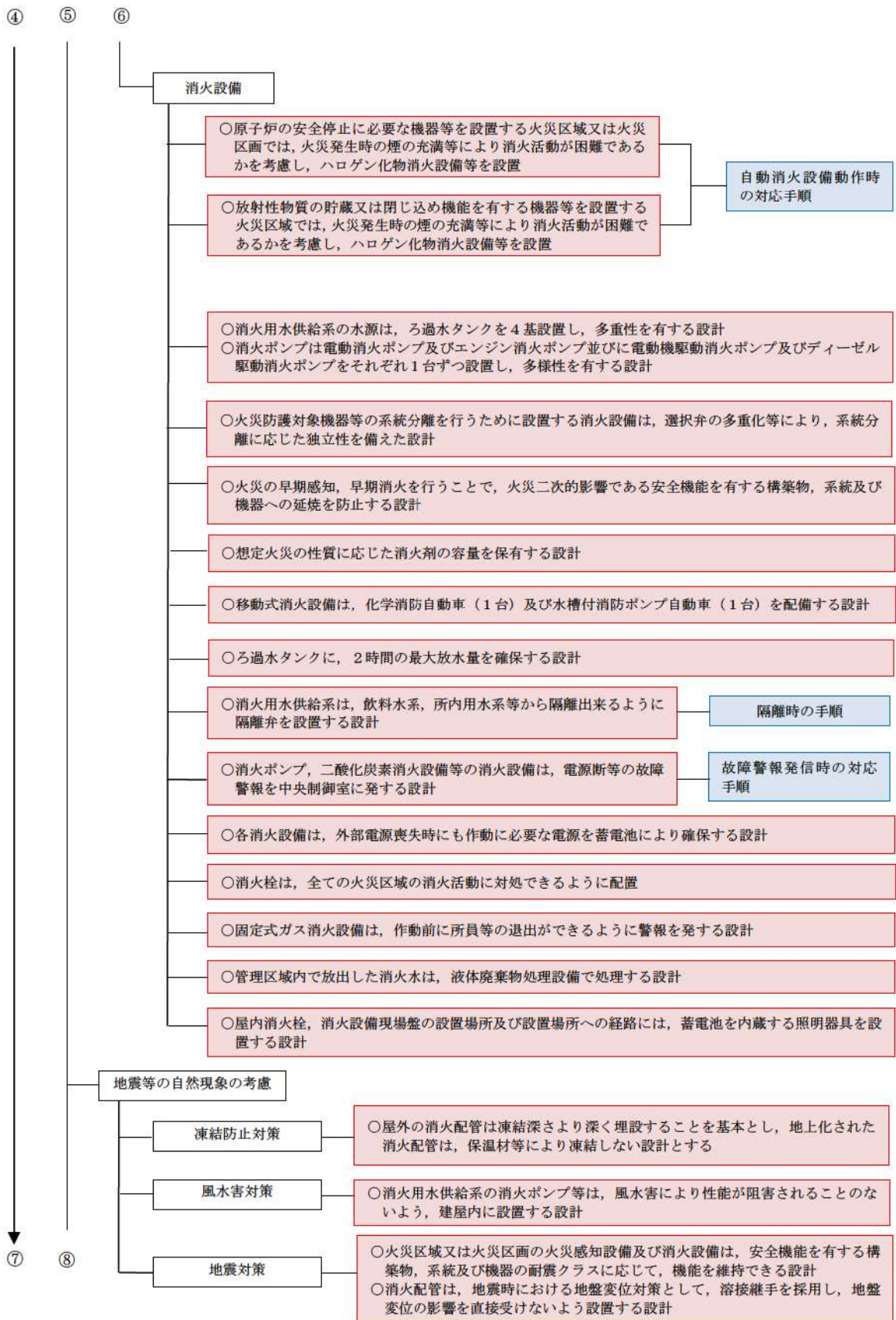
## 8条 内部火災

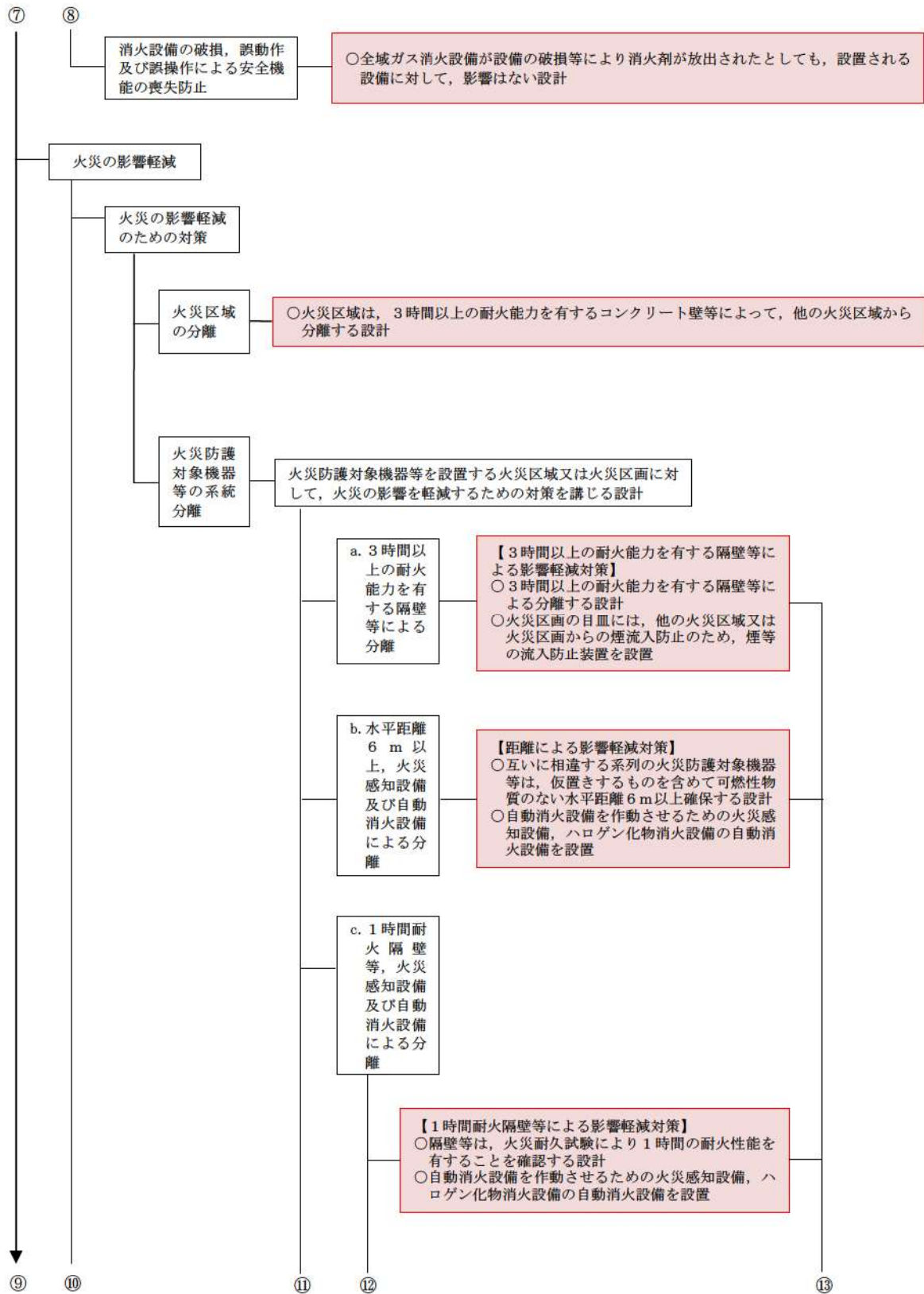
### 【追加要求事項】

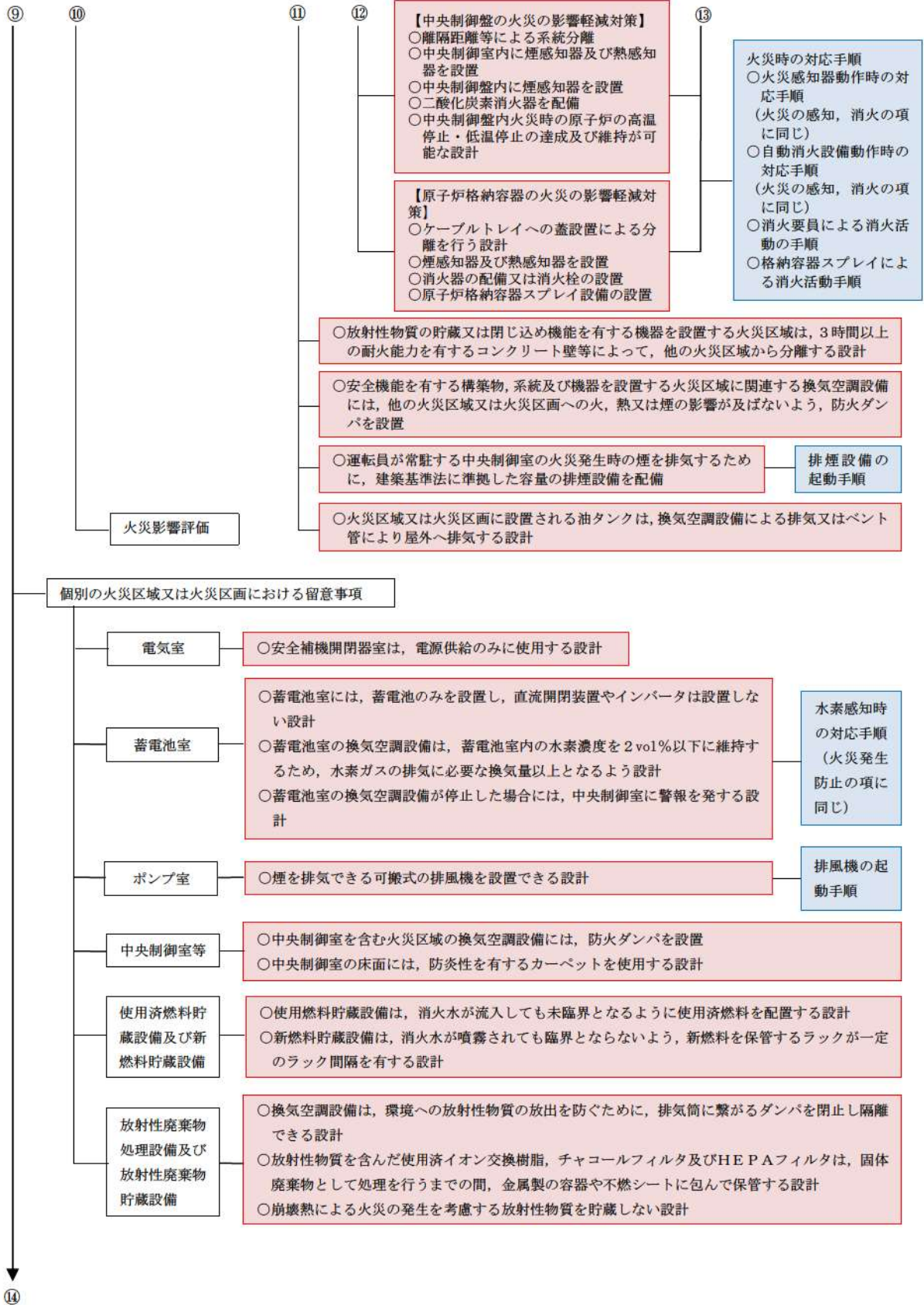
#### 8条 火災による損傷の防止（技術基準11条 火災による損傷の防止）











⑭

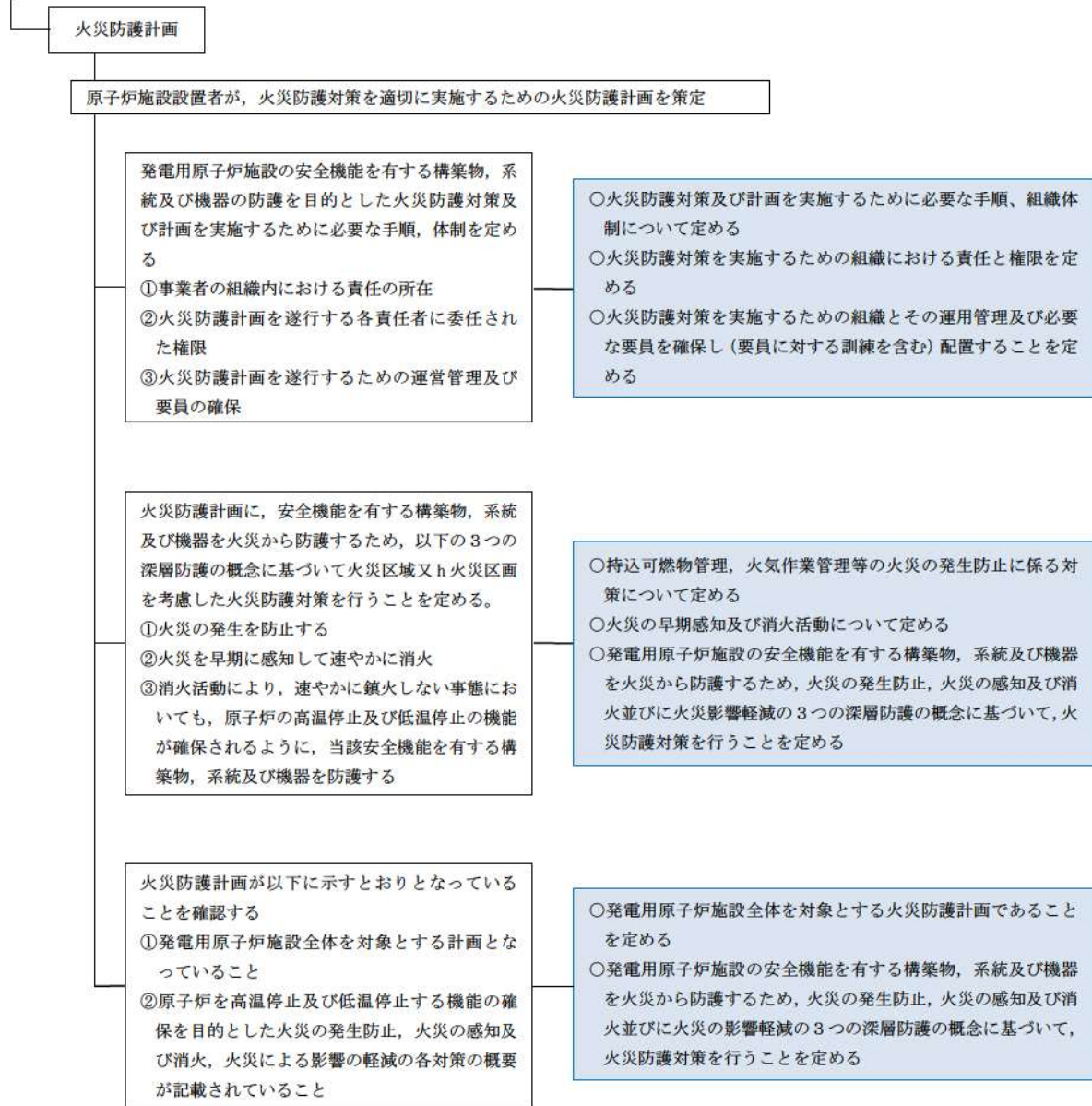


表1 運用, 手順に係る運用対策等 (設計基準)

対象項目	区分	運用対策等
<p>●火災発生防止</p> <p>○ドレンパン等の設置による漏えいを防止, 拡大防止する設計</p> <p>○発電用原子炉施設の安全機能を損なわないよう壁等の設置及び隔離による配置上の考慮を行う設計</p> <p>○機械換気, 自然換気による換気をする設計</p> <p>○機器の溶接構造等により油や水素の漏えいを防止し, 爆発性雰囲気とならない設計</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
<p>○金属製の本体内に収納する等の対策により, 設備外部に出た火花が発火源となる設備を設置しない設計</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
<p>○充電時に水素を発生するおそれのある蓄電池室に水素濃度検知器を設置</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
<p>○水素検知時の対応手順</p>	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水素検知時の対応手順</li> </ul>
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・運用, 手順に関する教育</li> </ul>

対象項目	区分	運用対策等
○故障回路を早期に遮断する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○持込可燃物の管理 ○火気作業時の管理	運用・手順	・持込可燃物の管理手順 ・火気作業時の管理手順
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○安全機能を有する構築物，系統及び機器の支持構造物のうち，主要な構造材料は，ステンレス鋼等の金属材料又は，コンクリートを使用する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○安全機能を有する構築物，系統及び機器の支持構造物のうち，変圧器及び遮断器には，絶縁油を内包していないものを使用する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○安全機能を有する構築物，系統及び機器に使用するケーブルには，難燃ケーブルを使用する設計 ○核計装用ケーブル等は，専用の電線管に収納し，電線管の両端は，難燃性の耐熱シール材により処置する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育



対象項目	区分	運用対策等
○安全機能を有する構築物，系統及び機器が設置される火災区域及び火災区画の換気空調設備のフィルタは，チャコールフィルタを除き，難燃性のフィルタを使用する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
○安全機能を有する構築物，系統及び機器に対する保温材は，不燃材料を使用する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
○安全機能を有する構築物，系統及び機器を設置する建屋の内装材は，建築基準法等に基づく不燃材料又はこれと同等の性能を有することを試験により確認した材料を使用する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
○発電用原子炉施設内の構築物，系統及び機器は，落雷による火災を防止するため避雷設備を設置 ○送電線は，故障回路を早期に遮断する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
○安全機能を有する構築物，系統及び機器は，耐震クラスに応じて十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに，自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>

対象項目	区分	運用対策等
<p>●火災の感知、消火</p> <p>○火災感知器は、放射線、取付面高さ等の環境条件や、火災の性質を考慮して設置する設計</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
<p>○固有の信号を発する異なる感知方式の火災感知器を設置</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
<p>○火災感知器動作時の対応手順</p>	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災感知器動作時の対応手順</li> </ul>
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・運用、手順に関する教育</li> </ul>
<p>○火災感知設備の火災受信機盤は、中央制御室に設置し、火災感知器を常時監視できる設計</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
<p>○外部電源喪失時においても火災の感知が可能となるように蓄電池を設置する設計</p> <p>○原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備については、非常用電源からの受電も可能な設計</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>

対象項目	区分	運用対策等
○原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画では、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難であるかを考慮し、ハロゲン化物消火設備等を設置	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する機器等を設置する火災区域では、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難であるかを考慮し、ハロゲン化物消火設備等を設置	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○自動消火設備動作時の対応手順	運用・手順	・自動消火設備動作時の対応手順
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・運用、手順に関する教育
○消火用水供給系の水源は、ろ過水タンクを4基設置し、多重性を有する設計 ○消火ポンプは電動消火ポンプ及びエンジン消火ポンプ並びに電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプをそれぞれ1台ずつ設置し、多様性を有する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○火災防護対象機器等の系統分離を行うために設置する消火設備は、選択弁の多重化等により、系統分離に応じた独立性を備えた設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	・火災防護に関する教育

対象項目	区分	運用対策等
○火災の早期感知，早期消火を行うことで，火災二次的影響である安全機能を有する構築物，系統及び機器への延焼を防止する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○想定火災の性質に応じた消火剤の容量を保有する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○移動式消火設備は，化学消防自動車(1台)及び水槽付消防ポンプ自動車(1台)を配備する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○ろ過水タンクに，2時間の最大放水量を確保する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○消火用水供給系は，飲料水系，所内用水系等から隔離出来るように隔離弁を設置する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育

対象項目	区分	運用対策等
○隔離時の手順	運用・手順	・隔離時の対応手順
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・運用, 手順に関する教育
○消火ポンプ, 二酸化炭素消火設備等の消火設備は, 電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○故障警報発信時の対応手順	運用・手順	・故障警報発信時の対応手順
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・運用, 手順に関する教育
○各消火設備は, 外部電源喪失時にも作動に必要な電源を蓄電池により確保する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○消火栓は, 全ての火災区域の消火活動に対処できるように配置	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育

対象項目	区分	運用対策等
○固定式ガス消火設備は、作動前に所員等の退出ができるように警報を発する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
○管理区域内で放出した消火水は、液体廃棄物処理設備で処理する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
○屋内消火栓、消火設備現場盤の設置場所及び設置場所への経路には、蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
○屋外の消火配管は凍結深さより深く埋設することを基本とし、地上化された消火配管は、保温材等により凍結しない設計とする。	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
○消火用水供給系の消火ポンプ等は、風水害のにより性能が阻害されることのないよう、建屋内に設置する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>

対象項目	区分	運用対策等
<p>○火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器の耐震クラスに応じて、機能を維持できる設計</p> <p>○消火配管は、地震時における地盤変位対策として、溶接接手を採用し、地盤変位の影響を直接受けしないよう設置する設計</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
<p>○全域ガス消火設備が設備の破損等により消火剤が放出されたとしても、設置される設備に対して、影響はない設計</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・火災防護に関する教育

対象項目	区分	運用対策等
<p>●火災の影響軽減</p> <p>○火災区域は、3時間以上の耐火能力を有するコンクリート壁等によって、他の火災区域から分離する設計</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
<p>【3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による影響軽減対策】</p> <p>○3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による分離する設計</p> <p>○火災区画の目皿には、他の火災区域又は火災区画からの煙流入防止のため、煙等の流入防止装置を設置</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
<p>【距離による影響軽減対策】</p> <p>○互いに相連する系列の火災防護対象機器等は、仮置きするものを含めて可燃性物質のない水平距離6m以上確保する設計</p> <p>○自動消火設備を作動させるための火災感知設備、ハロゲン化物消火設備の自動消火設備を設置</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
<p>【1時間耐火隔壁等による影響軽減対策】</p> <p>○隔壁等は、火災耐久試験により1時間の耐火性能を有することを確認する設計</p> <p>○自動消火設備を作動させるための火災感知設備、ハロゲン化物消火設備の自動消火設備を設置</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>



対象項目	区分	運用対策等
<b>【中央制御盤の火災の影響軽減対策】</b> ○離隔距離等による系統分離を行う設計 ○中央制御室内に煙感知器及び熱感知器を設置 ○中央制御盤内に煙感知器を設置 ○二酸化炭素消火器を配備 ○中央制御盤内火災時の原子炉の高温停止・低温停止の達成及び維持が可能な設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
<b>【原子炉格納容器の火災の影響軽減対策】</b> ○ケーブルトレイへの蓋設置による分離を行う設計 ○煙感知器及び熱感知器を設置 ○消火器の配備又は消火栓の設置 ○原子炉格納容器スプレイ設備の設置	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
火災時の対応手順 ○火災感知器動作時の対応手順 (火災の感知, 消火の項に同じ) ○自動消火設備動作時の対応手順 (火災の感知, 消火の項に同じ) ○消火要員による消火活動の手順 ○格納容器スプレイによる消火活動手順	運用・手順	・火災感知器動作時の対応手順 ・自動消火設備動作時の対応手順 ・消火要員による消火活動の手順 ・格納容器スプレイによる消火活動手順
	体制	・初期消火体制
	保守・点検	—
	教育・訓練	・運用, 手順に関する教育
○放射性廃棄物の貯蔵又は閉じ込め機能を有する機器を設置する火災区域は, 3時間以上の耐火能力を有するコンクリート壁等によって, 他の火災区域から分離する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育

対象項目	区分	運用対策等
○安全機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域に関連する換気空調設備には，他の火災区域又は火災区画への火，熱又は煙の影響が及ばないように，防火ダンパを設置	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○運転員が常駐する中央制御室の火災発生時の煙を排気するために，建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配備	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
○排煙設備の起動手順	運用・手順	・排煙設備の起動手順
	体制	・初期消火体制
	保守・点検	—
	教育・訓練	・運用，手順に関する教育
○火災区域又は火災区画に設置される油タンクは，換気空調設備による排気又はペント管により屋外へ排気する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	・火災防護に関する教育

対象項目	区分	運用対策等
<p>●個別の火災区域又は火災区画における留意事項</p> <p>○安全補機開閉器室は、電源供給のみに使用する設計</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
<p>○蓄電池室には、蓄電池のみを設置し、直流開閉装置やインバータは設置しない設計</p> <p>○蓄電池室の換気空調設備は、蓄電池室内の水素濃度を2 vol%以下に維持するため、水素ガスの排気に必要な換気量以上となるよう設計</p> <p>○蓄電池室の換気空調設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する設計</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
<p>○水素感知時の対応手順 (火災発生防止の項に同じ)</p>	運用・手順	・水素感知時の対応手順
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・運用、手順に関する教育
<p>○煙を排気できる可搬式の排風機を設置できる設計</p>	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・設備の日常点検 ・設備の定期点検 ・設備の故障時の補修
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
<p>○排風機の起動手順</p>	運用・手順	・排風機の起動手順
	体制	・初期消火体制
	保守・点検	—
	教育・訓練	・運用、手順に関する教育

対象項目	区分	運用対策等
○中央制御室を含む火災区域の換気空調設備には、防火ダンパを設置 ○中央制御室の床面には、防炎性を有するカーペットを使用する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
○使用済燃料貯蔵設備は、消火水が流入しても未臨界となるように使用済燃料を配置する設計 ○新燃料貯蔵庫設備は、消火水が噴霧されても臨界とならないよう、新燃料を保管するラックが一定のラック間隔を有する設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>
○換気空調設備は、環境への放射性物質の放出を防ぐために、排気筒に繋がるダンパを閉止し隔離できる設計 ○放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ及びHEPA フィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属製の容器や不燃シートに包んで保管する設計 ○崩壊熱による火災の発生を考慮する放射性物質を貯蔵しない設計	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の日常点検</li> <li>・設備の定期点検</li> <li>・設備の故障時の補修</li> </ul>
	教育・訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護に関する教育</li> </ul>

対象項目	区分	運用対策等
<p>●火災防護計画</p> <p>○火災防護対策及び計画を実施するために必要な手順，組織体制について定める</p> <p>○火災防護対策を実施するための組織における責任と権限を定める</p> <p>○火災防護対策を実施するための組織とその運用管理及び必要な要員を確保し（要員に対する訓練を含む）配置することを定める</p>	運用・手順	・対象項目のとおり
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
<p>○持込可燃物管理，火気作業管理等の火災の発生防止に係る対策について定める</p> <p>○火災の早期感知及び消火活動について定める</p> <p>○発電用原子炉施設の安全機能を有する構築物，系統及び機器を火災から防護するため，火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づいて，火災防護対策を行うことを定める</p>	運用・手順	・対象項目のとおり
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・火災防護に関する教育
<p>○発電用原子炉施設全体を対象とする火災防護計画であることを定める</p> <p>○発電用原子炉施設の安全機能を有する構築物，系統及び機器を火災から防護するため，火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づいて，火災防護対策を行うことを定める</p>	運用・手順	・対象項目のとおり
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・火災防護に関する教育

泊発電所 3 号炉

火災防護に係る等価時間算出プロセスについて

泊発電所3号炉  
火災防護に係る等価時間算出プロセスについて

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（以下「火災防護審査基準」という。）では、原子炉施設が火災によりその安全性が損なわれないよう、必要な火災防護対策を要求しており、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」（以下「内部火災影響評価ガイド」という。）では、これらの要求に基づく火災防護対策により、原子炉施設内で火災が発生しても、原子炉の安全停止に係る安全機能が確保されることを確認するために実施する内部火災影響評価の手順の一例が示されている。

本資料は、泊発電所3号炉に対して「内部火災影響評価ガイド」を参照して内部火災影響評価を行う際のインプット情報となる等価時間の算出プロセスについて、その概要をまとめたものである。

2. 火災影響評価における要求事項

内部火災影響評価は、「火災防護審査基準」の「2.3 火災の影響軽減 2.3.2」に基づき実施することが要求されている。

実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（抜粋）

2.3.2 原子炉施設内のいかなる火災によっても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であること。

また、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できることを、火災影響評価により確認すること。

（火災影響評価の具体的手法は「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」による。）

（参考）

「高温停止及び低温停止できる」とは、想定される火災の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態及び低温停止状態の達成、維持に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができることをいう。

また、いかなる火災によっても原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であることを確認する際、原子炉の安全確保の観点により、内部火災影響評価ガイドにおいて要求される以下の事項を考慮する。

「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」（抜粋）

4. 火災時の原子炉の安全確保

3. に想定する火災に対して、

- ・ 原子炉の安全停止に必要な機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）。

内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（火災）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。

内部火災影響評価ガイドでは、「火災影響評価は、『火災区域／火災区画の設定』、『情報及びデータの収集、整理』、『スクリーニング』、『火災伝播評価』というステップで実施する」ということが示されている。（第1図参照）

等価時間は、「情報及びデータの収集・整理」において設定した火災区画の耐火壁の耐火能力を評価するための指標であり、火災区画内の可燃性物質の量と火災区画の面積から算出される火災の継続時間に相当する。

3. 等価時間の算出について

等価時間の算出は、以下の手順で行う。

(1) 火災区域及び火災区画の設定

原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器（具体的には、機器、配管、弁、ダクト、ケーブル、トレイ、電線管、盤等）が設置される火災区画の設定にあたっては、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器の設置箇所、建屋の間取り、障壁、貫通部、扉の設置状況、機器やケーブル等の配置、耐火壁の能力、系統分離基準等を総合的に勘案し設定した。



## (2) 火災区画内の可燃物の選定

### a. 可燃物量調査範囲について

可燃物量調査範囲は、火災影響評価の信頼性向上を図るため建屋内のすべての場所について網羅的に把握する観点から、下記のとおりとした。

- ・原子炉建屋全域
- ・原子炉補助建屋全域
- ・循環水ポンプ建屋全域
- ・ディーゼル発電機建屋全域

### b. 可燃物量調査対象について

可燃物量調査対象は、上記 a. の範囲のすべての可燃物を対象とする。

ただし、除外する可燃物については以下のとおりとする。

- (a) 表示板、パッキン、塗料及び計器内の可燃物、工具棚、本設機器付属品（弁のキャップ）、ページング、保安電話、拡声器、保安電話（携帯）アンテナ等は、発火の可能性が極めて低いこと、可燃物量としては少量であり、油等を加えた総熱量に対してその影響が小さいことから除外する。
- (b) 電線管内のケーブルは、酸素の供給が不十分で継続的な燃焼とならないので除外する。
- (c) 仮置き資機材については定期検査期間中の一時的な持ち込みであること、持ち込み可燃物管理にて管理すべきものであることから除外とする。また、長期設置資機材（発電用資材として保管している潤滑油等は除く）については、足場材や治工具等の鋼材が主であることから(a)と同様な理由から除外する。

## (3) 火災区画内の可燃物量調査

火災区画の可燃物量調査については、図面等の設計図書による図書調査、プラントウォークダウンによる現場調査を基本とする。

ただし、火災影響評価に用いる可燃物については本設備の可燃物であり、増減が生じる場合は改造工事に起因するものであることから、工事主管箇所への聞き取り等による調査も考慮する。

なお、火災区画の面積については、設計図書から算定した。

### a. 図書調査

上記(2)で選定した可燃物のうち、ポンプや電動機等で使用される潤滑油、グリース、ケーブルの物量については、設計図面等を用いて調査した。

また、新規規制基準対応への適合のための火災防護対策の検討に伴い、火災区画の見直しが発生した場合には、都度、図面等と現場を照合し、新しい火災区画における機器の配置等を確認し、可燃物の増減を評価する。

b. 現場調査

上記(2)で選定した可燃物のうち、火災区画にケーブルトレイ、電源盤、油内包機器について、現場ウォークダウンにより調査した。

具体的には、各火災区画に設置されているケーブルトレイの布設状態の確認、油内包機器の種類・数量、現場の各種電気盤の面数及び寸法の確認を実施した。

(4) 可燃物の単位発熱量及び可燃物量調査結果に対する考慮

可燃物に係る単位発熱量については、最新の知見及び最も広く使用されている実績のある NFPA Fire Protection Handbook 最新版 (20th Edition) を原則として使用する。

火災影響評価に用いる火災区画の総可燃物量の算出に際しては、図書調査、現場調査における可燃物量の不確かさを考慮し、調査した総可燃物量に裕度を持たせることとする。

具体的には、調査結果を基に算出した総発熱量に安全率 20%を加味する。

(5) 等価時間の算出

等価時間の算出については、火災区画に存在する可燃物の総発熱量を算出し、各火災区画の単位床面積あたりの発熱量である火災荷重を下式により算定する。(内部火災影響評価ガイドと同様)

等価時間 (h) = 火災荷重 / 燃焼率

= 発熱量 / 火災区域及び火災区画の面積 / 燃焼率

ここで、

火災荷重 = 発熱量 / 火災区画の面積

燃焼率 : 単位時間単位面積あたりの燃焼量 (908,095kJ/m<sup>2</sup>/h)

発熱量 : 火災区画内の総発熱量 (kJ)

= 可燃性物質の量 × 熱含有量

可燃性物質の量 : 火災区画内の各種可燃性物質の量 (m<sup>3</sup>または kg)

火災区画の面積 : 火災区画の床面積 (m<sup>2</sup>)

※1 : 燃焼率としては、NFPAハンドブックの Fire Protection

HandbookSection/Chapter18, “Confinement of Fire in Buildings Association” の

標準火災曲線のうち、最も厳しい燃焼クラスである CLASS E の値である

908,095kJ/m<sup>2</sup>/hr を用いる。

## (6) 火災区画特性表の作成

可燃物量の調査結果は、火災区画特性表として整理した。火災区画特性表の代表例を添付資料1に示す。

各火災区画の可燃物量の調査結果については、火災区画特性表Ⅱにまとめるとともに、火災影響評価のデータシートとして火災区画ごとに設置機器や可燃物量を整理したデータシートを作成した。

改造工事等の設備更新を行う場合は、設計管理の中で可燃物量の増減の確認し、その結果をデータシートに反映する。

## (7) 今後の対応

### a. 「火災区画特性表」による火災荷重・等価時間の管理

火災荷重・等価時間の管理については、「火災区画特性表」を用いて内部火災影響評価の一環として実施する。等価時間の算出手順を含めた内部火災影響評価の手順及び実施頻度については、火災防護計画で定める。

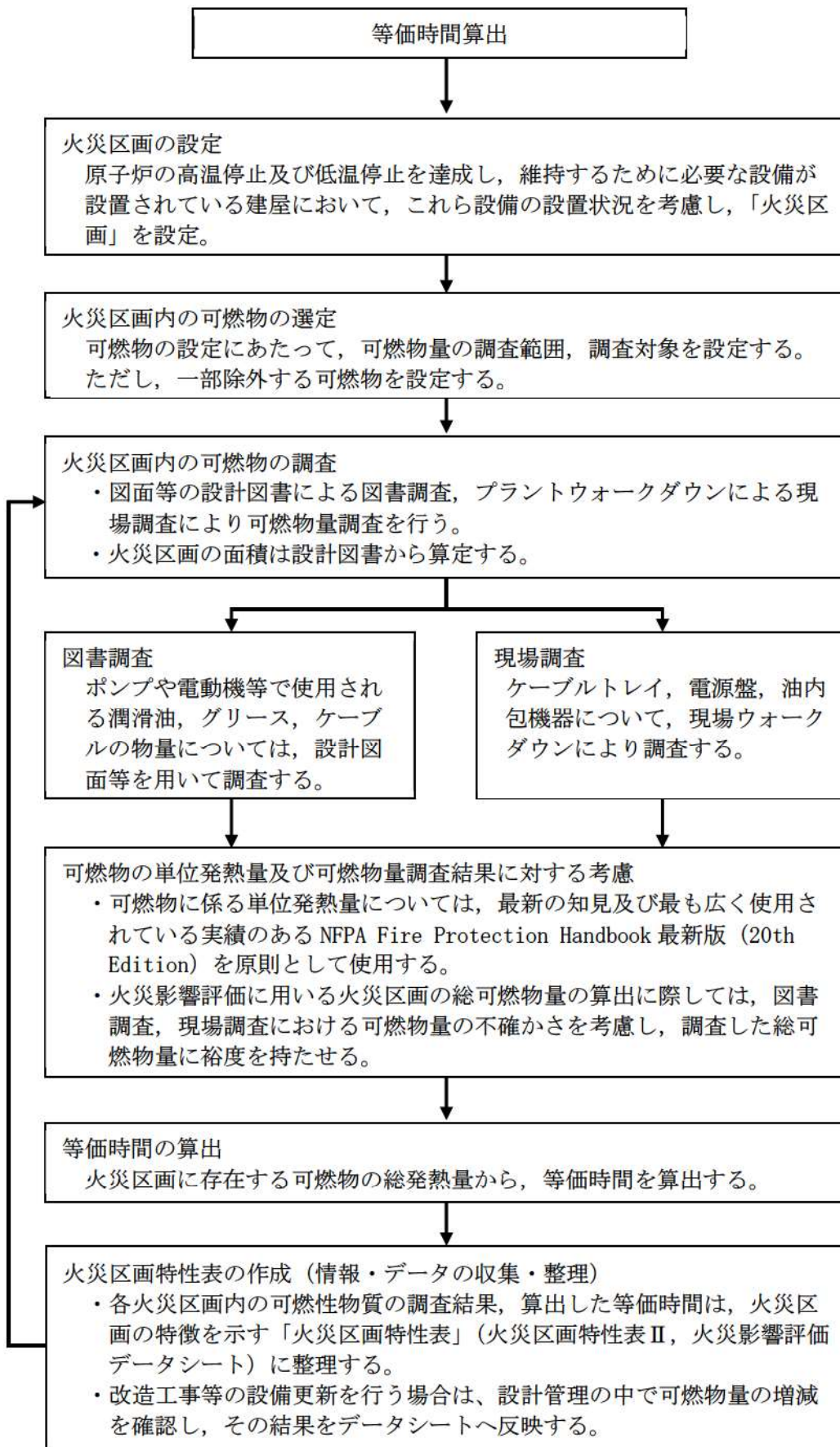
また、改造工事等の設備更新を行う場合は、設計管理の中で可燃物量の増減の確認、既存の内部火災影響評価結果に影響を与えないことを確認することを火災防護計画で定める。

### b. 持込み可燃物管理

持込み可燃物の管理は、火災発生防止及び火災発生時の規模の局限化、影響軽減を目的として実施する。持込み可燃物の運用管理手順には、発電所の通常運転に関する可燃物、保守や改造に使用するために持ち込まれる可燃物（一時的に持ち込まれる可燃物を含む）の管理を含む。

具体的には、原子炉施設内の各火災区画の耐火障壁の耐火能力、設置されている火災感知器、消火設備の情報から管理基準を定め、火災区画に持ち込まれ1日以上仮置きされる可燃物と火災区画の既存の可燃物の火災荷重の総和を評価し、その管理基準を超過しないよう持込み可燃物を管理する。

以上



第1図：等価時間の算出フロー

泊発電所 3 号炉の  
火災区画特性表の例

火災区画特性表 I

火災区画特性表のまとめ					1/1
プラント	泊3号機	建屋	原子炉補助建屋	火災区画番号	A/B 4-02-2
床面積合計 (m <sup>2</sup> )	14.8	火災シナリオの説明	1)スクリーニングの火災シナリオ 火災源は特定せず、最も過酷な単一火災を想定する。火災区画ごとに、全可燃性物質の燃焼、全機器の機能喪失を想定する。		
発熱量合計 (MJ)	1389		2)火災伝播評価の火災シナリオ スクリーニングで除外されない火災区画を対象に、個別の可燃性物質の発火、他の可燃性物質の発火の可能性を想定する。		
火災荷重 (MJ/m <sup>2</sup> )	94				
等価時間 (h)	0.11				
火災区画内の火災源及び防火設備	火災区画特性表 II	火災区画内の火災源及び防火設備参照			
火災区画に隣接する火災区画 (部屋) と伝播経路	火災区画特性表 III	火災区画に隣接する火災区画 (部屋) と伝播経路参照			
火災により影響を受ける設備	火災区画特性表 IV	火災により影響を受ける設備参照			
火災により影響を受けるケーブル	火災区画特性表 V	火災により影響を受けるケーブル参照			
火災により影響を受ける緩和系と成功パス	凡例 ○火災影響なし、×火災影響あり				
	緩和系	安全停止パスA		安全停止パスB	
	安全保護回路	<input type="checkbox"/>	原子炉保護系の安全保護回路 (手動・自動) (フェイルセーフ動作含む)		<input type="checkbox"/>
		<input type="checkbox"/>	工学的安全施設作動の安全保護回路 (手動・自動) (フェイルセーフ動作含む)		<input type="checkbox"/>
	原子炉停止系	<input type="checkbox"/>	スクラム (手動・自動)		<input type="checkbox"/>
		<input type="checkbox"/>	CVCS (A)	×	CVCS (B)
	工学的安全施設	<input type="checkbox"/>	SIS (A)	<input type="checkbox"/>	SIS (B)
	非常用所内電源系	<input type="checkbox"/>	非常用交流電源 (A)	<input type="checkbox"/>	非常用交流電源 (B)
	直流電源系	<input type="checkbox"/>	直流電源 (A)	<input type="checkbox"/>	直流電源 (B)
	事故時監視計器	<input type="checkbox"/>	中性子束 (I)	<input type="checkbox"/>	中性子束 (II)
		<input type="checkbox"/>	RCS圧力 (III)	<input type="checkbox"/>	RCS圧力 (IV)
		<input type="checkbox"/>	加圧器水位 (I)	<input type="checkbox"/>	加圧器水位 (II)
		<input type="checkbox"/>	RCS温度 (I)	<input type="checkbox"/>	RCS温度 (II)
		<input type="checkbox"/>	その他監視計装	<input type="checkbox"/>	その他監視計装
	余熱除去系	<input type="checkbox"/>	RHRS (A)	<input type="checkbox"/>	RHRS (B)
<input type="checkbox"/>		AFWS (A)	<input type="checkbox"/>	AFWS (B)	
<input type="checkbox"/>		主蒸気逃がし弁 (A)	<input type="checkbox"/>	主蒸気逃がし弁 (B)	
最終ヒートシンクへ熱を輸送する系統	<input type="checkbox"/>	CCWS (A)	<input type="checkbox"/>	CCWS (B)	
	<input type="checkbox"/>	SWS (A)	<input type="checkbox"/>	SWS (B)	
補助設備	<input type="checkbox"/>	IAS (A)	<input type="checkbox"/>	IAS (B)	
評価	起因事象	起因事象は特定せず、以下の原子炉への影響を想定する。 1)原子炉の自動停止 2)火災発生時の手順書に基づく原子炉の手動停止 3)運転制限条件の逸脱による、保安規定に基づく強制停止			
	原子炉の高温停止	高温停止の安全停止パスが以下のようにある。 1)原子炉停止系：スクラム、CVCS (A) 2)炉心冷却：SIS (A) 3)非常用交流電源系：DG (A) 4)直流電源系：直流電源 (A) 5)補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保 単一故障を想定しても安全停止パスがある。 1)原子炉停止系：スクラム、上記設備の単一故障をでも必要機能維持 2)炉心冷却：上記設備の単一故障をでも必要機能維持 3)非常用交流電源系：上記設備の単一故障をでも必要機能維持 4)直流電源系：上記設備の単一故障をでも必要機能維持 5)補機冷却系、補助設備：上記設備の単一故障をでも必要機能維持			
	原子炉の低温停止	低温停止の安全停止パスが以下のようにある。 1)崩壊熱除去：RHRS (A)、AFWS (A)、主蒸気逃がし弁 (A) 2)非常用交流電源系：DG (A) 3)直流電源系：直流電源 (A) 4)補機冷却系、補助設備：上記緩和系に関わる補機冷却系及び補助設備を確保可能			
	スクリーナアウト 火災伝播評価	当該火災区画および隣接火災区画の火災防護対策により安全停止パスを少なくとも一つ確保可能であることを確認した。			
添付資料	<input checked="" type="checkbox"/> 1. 火災荷重評価のデータシート <input type="checkbox"/> 2. 火災伝播評価資料				
特記事項					

火災区画特性表Ⅱ

火災区画内の火災ハザード及び防火設備								1/1
プラント		泊3号機		火災区画番号		A/B 4-02-2		
火災区画名称		B-ほう酸ポンプ室						
火災ハザード				防火設備				
床面積 (m <sup>2</sup> )	発熱量 (MJ)	火災荷重 (MJ/m <sup>2</sup> )	等価時間 (h)	火災検知器	主要消火設備	消火方法	消火設備の バックアップ	隔壁耐火時間 (h) (*1)
14.8	1389	94	0.11	熱感知器	全域ハロゲン化物 消火設備	自動	粉末消火器	-
				煙感知器			屋内消火栓	
火災荷重(MJ/m <sup>2</sup> ) = 床面積(m <sup>2</sup> ) / 発熱量(MJ) 等価時間(h) = 火災荷重(MJ/m <sup>2</sup> ) / 燃焼率: 908.095MJ/m <sup>2</sup> /h								
特記事項	*1: 火災区画内の隔壁の耐火時間を示す。							

火災区画特性表Ⅲ

火災区画に隣接する火災区画(部屋)と伝播経路						1/1
プラント	泊3号機		火災区画番号	A/B 4-02-2		
火災区画名称		B-ほう酸ポンプ室				
No	隣接火災区画番号	隣接火災区画名称	火災伝播経路	障壁の耐火能力(h) (*1)	隣接部屋の消火形式	伝播の可能性
1	A/B 3-01-1	原子炉補助建屋10.3m通路部	壁	1	全域ハロゲン化物消火設備	無
2	A/B 4-01-1	原子炉補助建屋17.8m通路部 (管理区域)	壁	1	全域ハロゲン化物消火設備	無
3	A/B 4-02-1	A-ほう酸ポンプ室	壁	1	全域ハロゲン化物消火設備	無
4	A/B 4-04-3	プロセス計算機室	壁	1	全域ハロゲン化物消火設備	無
5						
6						
7						
8						
9						
10						
11						
12						
15						
16						
17						
18						
19						
20						
21						
22						
23						
24						
25						
26						
27						
28						
特記事項		*1: 他の火災区画との境界の耐火時間を示す。				



火災区画特性表IV

火災により影響を受ける設備					1/1
プラント	泊3号機		火災区画番号	A/B 4-02-2	
火災区画名称		B-ほう酸ポンプ室			
No	系統名	機器番号	機器名称	安全区分	影響を受ける緩和系
1	CVCS	3CSP2B	3B-ほう酸ポンプ	B	CVCS
2					
3					
4					
5					
6					
7					
8					
9					
10					
11					
14					
15					
16					
17					
18					
19					
20					
21					
22					
23					
24					
25					
特記事項					

火災区画特性表V

火災により影響を受けるケーブル			1/1
プラント	泊3号機	火災区画番号	A/B 4-02-2
火災区画名称	B-ほう酸ポンプ室	添付	有
特記事項			

添付資料-1

火災影響評価のデータシート 目次				1/1	
プラント	泊3号機	火災区画番号	A/B 4-02-2		
火災区画名称	B-ほう酸ポンプ室		添付	有	
特記事項					



泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	DB09 r.18.0
提出年月日	令和5年12月22日

## 泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について  
(設計基準対象施設等)

### 第9条 溢水による損傷の防止等

令和5年12月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## 第9条：溢水による損傷の防止等

### <目次>

1. 基本方針
  - 1.1 要求事項の整理
  - 1.2 追加要求事項に対する適合性
    - (1) 位置，構造及び設備
    - (2) 安全設計方針
    - (3) 適合性説明
  - 1.3 気象等
  - 1.4 設備等
  
2. 溢水による損傷の防止等  
別添1 泊発電所3号炉 内部溢水の影響評価について
  
3. 運用，手順能力説明資料  
別添2 泊発電所3号炉 運用，手順説明資料 溢水による損傷の防止等
  
4. 現場確認プロセス  
別添3 泊発電所3号炉 内部溢水影響評価における確認プロセスについて

## < 概 要 >

1. において、設計基準対象施設の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求事項に対する泊発電所3号炉における適合性を示す。
2. において、設計基準対象施設について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第9条及び技術基準規則第12条を表1.1-1に示す。また、表1.1-1において、新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

表 1.1-1 設置許可基準規則第9条及び技術基準規則第12条 要求事項

設置許可基準規則第9条 (溢水による損傷の防止等)	技術基準規則第12条 (発電用原子炉施設内における 溢水等による損傷の防止)	備考
安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。	設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。	追加要求事項
二 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。	二 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。	追加要求事項



## 1.2 追加要求事項に対する適合性

### (1) 位置，構造及び設備

## ロ．発電用原子炉施設の一般構造

### (3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本  
的方針の基に安全設計を行う。

#### a．設計基準対象施設

#### (d) 溢水による損傷の防止等

安全施設は，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合におい  
ても，安全機能を損なわない設計とする。

そのために，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合におい  
ても，発電用原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止及び放射性物質  
の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また，停止状態にある場合  
は，引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに，使用済燃料ピ  
ットにおいては，使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへ  
の給水機能を維持できる設計とする。ここで，これらの機能を維持する  
ために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という）について，これ  
ら設備が，没水，被水及び蒸気の影響を受けて，その安全機能を損なわ  
ない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損な  
わない設計）とする。

また，溢水の影響により発電用原子炉に外乱が及び，かつ，安全保護  
系，原子炉停止系の作動を要求される場合には，その溢水の影響を考慮  
した上で，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基  
づく必要な機器の単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な  
過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い，炉心損傷に至ること  
なく当該事象を収束できる設計とする。

溢水評価では，溢水源として発生要因別に分類した以下の溢水を主と  
して想定する。

また，溢水評価に当たっては，溢水防護区画を設定し，溢水評価が保  
守的になるように溢水経路を設定する。

現場操作が必要な設備に対しては，必要に応じて環境の温度，放射線  
量，薬品等による影響を考慮しても，運転員による操作場所までのアク  
セスが可能な設計とする。

- ・ 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢  
水

- ・発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
- ・地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料ピット等のスロッシングにより発生する溢水を含む。）

溢水評価に当たっては、溢水防護対象設備の機能喪失高さ（溢水の影響を受けて、溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ）及び溢水防護区画を構成する壁，扉，堰，設備等の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

溢水評価において、溢水影響を軽減するための壁，扉，堰等の浸水防護設備，保護カバー等の設備については、必要により保守点検や水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器，配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

## ヌ. その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

### (3) その他の主要な事項

#### (ii) 浸水防護設備

##### b. 内部溢水に対する防護設備

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。そのために、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火水系等の作動、使用済燃料ピット等のスロッシングその他の事象による溢水が発生した場合においても、発電用原子炉施設内における壁，扉，堰等により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。また、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

## (2) 安全設計方針

### 1.7 溢水防護に関する基本方針

設置許可基準規則の要求事項を踏まえ、安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。

さらに、使用済燃料ピットにおいては、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

これらの機能を維持するために必要な設備（以下 1.7 では「溢水防護対象設備」という）について、設置許可基準規則第 9 条及び第 12 条の要求事項を踏まえ「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（平成 26 年 8 月 6 日原規技発第 1408064 号原子力規制委員会決定）」（以下「溢水評価ガイド」という）も参照し、以下のとおり選定する。

- ・重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備
- ・プール冷却及びプールへの給水の機能を適切に維持するために必要な設備

発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火水系等の作動及び使用済燃料ピット等のスロッシングその他の事象により発生した溢水を考慮し、溢水防護対象設備が没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。さらに、溢水の影響により発電用原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という）に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

地震、津波、竜巻、降水等の自然現象による波及的影響により発生する溢水に関しては、溢水防護対象設備、溢水源となる屋外タンク等の配置も踏まえて、最も厳しい条件となる自然現象による溢水の影響を考慮し、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体の漏えいを想定する場合には、溢水が管理区域外へ漏えいしないよう、建屋内の壁、扉、堰等により伝播経路を制限する設計とする。

### 1.7.1 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（以下「重要度分類審査指針」という）における分類のクラス1，クラス2及びクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

この中から，溢水防護上必要な機能を有する構築物，系統及び機器を選定する。具体的には，発電用原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要な設備，また，停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するため並びに使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能を維持するために必要となる，重要度分類審査指針における分類のクラス1，2に属する構築物，系統及び機器に加え，安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物，系統及び機器を抽出する。

以上を踏まえ，溢水防護対象設備として，重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器並びに使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な構築物，系統及び機器を抽出する。

なお，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，溢水により損傷した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

以上の考えに基づき選定された溢水から防護すべき系統設備を第1.7.1表に示す。

なお，抽出された溢水防護対象設備のうち，以下の設備は溢水影響を受けても，必要とされる安全機能を損なわないことから，溢水による影響評価の対象として抽出しない。

#### (1) 溢水の影響を受けない静的機器

構造が単純で外部から動力の供給を必要としないことから，溢水の影響を受けて安全機能を損なわない容器，熱交換器，フィルタ，安全弁，逆止弁，手動弁，配管及び没水に対する耐性を有するケーブル。

#### (2) 原子炉格納容器内に設置されている機器

原子炉格納容器内で想定される溢水である原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内の状態を考慮しても，没水，被水及び蒸気の影響を受けないことを試験も含めて確認している機器。

#### (3) 動作機能の喪失により安全機能に影響しない機器

機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁。

フェイル・セーフ設計となっている機器であり，溢水の影響により動作機能を損なった場合においても，安全機能に影響がない機器。

#### (4) 他の機器で代替できる機器

他の機器により要求機能が代替できる機器。ただし，代替する他の機器が同時に機能喪失しない場合に限る。

### 1.7.2 考慮すべき溢水事象

溢水源及び溢水量としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定して評価することとし、評価条件については溢水評価ガイドを参照する。

- a. 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という）
- b. 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という）
- c. 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料ピット等のスロッシングにより発生する溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という）
- d. その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という）

溢水源となりうる機器は、流体を内包する容器及び配管とし、a. 又はc. の評価において破損を想定するものは、それぞれの評価での溢水源として設定する。

a. 又はb. の溢水源の想定に当たっては、一系統における単一の機器の破損又は単一箇所での異常状態の発生とし、他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また、一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。号炉間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される機器にあっては、共用、非共用機器に係わらず、その建屋内で単一の溢水源を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮する。

### 1.7.3 溢水源及び溢水量の想定

#### 1.7.3.1 想定破損による溢水

##### (1) 想定破損における溢水源の想定

想定破損による溢水については、単一の配管の破損による溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定する。

また、破損を想定する配管は、内包する流体のエネルギーに応じて、以下で定義する高エネルギー配管又は低エネルギー配管に分類する。

- ・「高エネルギー配管」とは、呼び径 25A (1B) を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が 95℃を超えるか又は運転圧力が 1.9MPa [gage] を超える配管。ただし、被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。
- ・「低エネルギー配管」とは、呼び径 25A (1B) を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が 95℃以下で、かつ運転圧力が

1. 9MPa[gage]以下の配管。ただし、被水の影響については配管径に関係なく評価する。なお、運転圧力が静水頭圧の配管は除く。

- ・高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さければ、低エネルギー配管として扱う。

配管の破損形状の想定に当たっては、高エネルギー配管は、原則「完全全周破断」、低エネルギー配管は、原則「配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下「貫通クラック」という）」を想定する。ただし、応力評価を実施する配管については、発生応力 $S_n$ と許容応力 $S_a$ の比により、以下で示した応力評価の結果に基づく破損形状を想定する。また、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施する。

#### 【高エネルギー配管（ターミナルエンド部を除く。）】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

(a) クラス1配管

$S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*1}$ ， 疲れ累積係数 $\leq 0.1 \Rightarrow$ 破損想定不要

(b) クラス2配管

$S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*1} \Rightarrow$ 破損想定不要

※1 クラス1配管は $2.4S_m$ 以下， クラス2配管は $0.8S_a$ 以下

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

(a) クラス1配管

$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{*2}$ ， 疲れ累積係数 $\leq 0.1 \Rightarrow$ 破損想定不要

$0.4 \times \text{許容応力}^{*2} < S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*3}$ ， 疲れ累積係数 $\leq 0.1$

$\Rightarrow$ 貫通クラック

(b) クラス2， 3又は非安全系配管

$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{*2} \Rightarrow$ 破損想定不要

$0.4 \times \text{許容応力}^{*2} < S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{*3} \Rightarrow$ 貫通クラック

※2 クラス1配管は $1.2S_m$ 以下， クラス2， 3又は非安全系配管は $0.4S_a$ 以下

※3 クラス1配管は $2.4S_m$ 以下， クラス2， 3又は非安全系配管は $0.8S_a$ 以下

#### 【低エネルギー配管】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

$S_n \leq 0.4S_a \Rightarrow$  破損想定不要

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{*4} \Rightarrow \text{破損想定不要}$

※4 クラス1配管は1.2Sm以下，クラス2，3又は非安全系配管は0.4Sa以下

ここで  $S_n$ 、 $S_m$  及び  $S_a$  は日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)」による。

## (2) 想定破損における溢水量の設定

想定する破損箇所は溢水防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とし，溢水量は，異常の検知，事象の判断及び漏えい箇所の特定並びに現場又は中央制御室からの隔離により漏えい停止するまでの時間（運転員の状況確認及び隔離操作含む。）を適切に考慮し，想定する破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。なお，手動による漏えい停止の手順は，保安規定又はその下位規定に定める。

ここで，漏水量は，配管の破損形状を考慮した流出流量に漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という）を乗じて設定する。

### 1.7.3.2 消火水の放水による溢水

#### (1) 消火水の放水による溢水源の想定

消火水の放水による溢水については，発電用原子炉施設内に設置される消火設備等からの放水を溢水源として設定する。

消火栓以外の設備としては，スプリンクラーや格納容器スプレイ系があるが，溢水防護対象設備が設置されている建屋には，スプリンクラーは設置しない設計とし，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることから溢水源として想定しない。

また，原子炉格納容器内の溢水防護対象設備については，格納容器スプレイ系の作動によって発生する溢水により安全機能を損なわない設計とする。なお，格納容器スプレイ系は，単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから誤作動による溢水は想定しない。

#### (2) 消火水の放水による溢水量の想定

消火設備等からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する。

消火設備等のうち，消火栓からの放水については，3時間の放水により想定される溢水量を基本とするが，火災源が小さい場合においては，日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の火災防護指針 (JEAG4607-2010)」解

説-4-5 (1) の規定による「火災荷重」及び「等価時間」を用いて放水量を算定し、溢水量を設定する。

### 1.7.3.3 地震起因による溢水

#### (1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水

##### ①地震起因による溢水源の想定

地震起因による溢水については、溢水源となりうる機器（流体を内包する機器）のうち、基準地震動による地震力により破損が生じる機器を溢水源として設定する。

耐震Sクラス機器については、基準地震動による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また、耐震B、Cクラスの機器のうち耐震対策工事の実施又は設計上の裕度の考慮により、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しない。

##### ②地震起因による溢水量の設定

溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機器のうち溢水防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。溢水源となる配管については破断形状を完全全周破断とし、溢水源となる容器については全保有水量を考慮した上で、溢水量を算出する。

また、運転員による中央制御室及び現場での手動操作により漏えい停止を期待する場合は、漏えい停止までの適切な隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。ここで、漏水量は、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定する。

基準地震動による地震力に対して、耐震性が確保されない循環水管については、伸縮継手の全円周状の破損を想定し、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。その際、循環水管の破損箇所からの津波の流入量も考慮する。

#### (2) 使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水

##### ①使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水源の想定

使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水については、基準地震動による地震力により生じる使用済燃料ピットのスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。



## ②使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水量の設定

使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動による地震力により生じるスロッシング現象を3次元流動解析により評価し、使用済燃料ピット外へ漏えいする水量を考慮する。

また、使用済燃料ピットの初期水位等の評価条件は保守的となるように設定する。

水密化区画内には防護対象設備が設置されておらず、かつ地震起因により水密化区画内で発生が想定される溢水は、区画外へ漏えいしない設計とすることから、防護対象設備への溢水の影響はなく、水密化区画内で発生する溢水は溢水源として想定しない。

耐震評価の具体的な考え方を以下に示す。

- ・構造強度評価に係る応答解析は、基準地震動を用いた動的解析によることとし、機器の応答性状を適切に表現できるモデルを設定する。

その上で、当該機器の据付床の水平方向及び鉛直方向それぞれの床応答を用いて応答解析を行い、それぞれの応答解析結果を適切に組み合わせる。

- ・応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。
- ・応力評価に当たり、簡易的な手法を用いる場合は詳細な評価手法に対して保守性を有するよう留意し、簡易的な手法での評価結果が厳しい箇所については詳細評価を実施することで健全性を確保する。
- ・基準地震動による地震力に対する発生応力の評価基準値は、安全上適切と認められる規格及び基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。
- ・バウンダリ機能確保の観点から、設備の実力を反映する場合には規格基準以外の評価基準値の適用も検討する。

### 1.7.3.4 その他の溢水

その他の溢水については、地下水の流入、降水、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、機器の誤作動、弁グランド部及び配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。

#### 1.7.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

##### (1) 溢水防護区画の設定

溢水防護に対する評価対象区画を溢水防護区画とし、溢水防護対象設備が設置されているすべての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定する。溢水防護区画は壁、扉、堰、床段差等、又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定し、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰、床段差等については、現場の設備等の設置状況を踏まえ、溢水の伝播に対する評価条件を設定する。

##### (2) 溢水経路の設定

溢水影響評価において考慮する溢水経路は、溢水防護区画とその他の区画との間における伝播経路となる扉、壁貫通部、天井貫通部、床面貫通部、床ドレン等の接続状況及びこれらに対する溢水防護措置を踏まえ、溢水防護区画内の水位が最も高くなるよう保守的に設定する。

具体的には、溢水防護区画内で発生する溢水に対しては、床ドレン、床面開口部及び床貫通部、壁貫通部、扉から他区画への流出は想定しない条件で溢水経路を設定し、溢水防護区画内の溢水水位を算出する。ただし、床ドレン、床面開口部及び床貫通部、壁貫通部、扉から流出することを定量的に確認できる場合は他区画への流出を期待する。

溢水防護区画外で発生する溢水に対しては、床ドレン、天井面開口部及び貫通部、壁貫通部、扉から溢水防護区画内への流入を想定した条件で溢水経路を設定し、溢水防護区画内の溢水水位を算出する。ただし、床ドレン、天井面開口部及び貫通部、壁貫通部、扉に流入防止対策が施されている場合は溢水防護区画外からの流入を考慮しない。

上層階の溢水は階段あるいは機器ハッチを經由して下層階へ伝播するものとし、上層階から下層階への伝播に関しては、全量が伝播するものとする。

溢水経路を構成する壁、扉、堰、床段差等は、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し、必要な健全性を維持できるとともに、保守管理及び水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。なお、溢水が長期間滞留する区画境界の壁にひび割れが生じる場合は、ひび割れからの浸水量を算出し、溢水評価に影響を与えないことを確認する。

また、貫通部に実施した流出及び流入防止対策も同様に、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し、必要な健全性を維持できるとともに、保守管理を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。

なお、火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合には、当該貫通部からの消火水の流入を考慮する。

消火活動により区画の扉を開放する場合は、開放した扉からの消火水の伝播を考慮する。

また、定期事業者検査作業に伴う溢水防護対象設備の待機除外や扉の開放等、プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により、影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合も想定する。

具体的には、プラント停止中のスロッシングの発生やハッチ開放時における溢水影響について評価を行い、溢水防護対象設備が安全機能を損なわないことを確認する。

#### 1.7.5 溢水防護対象設備を防護するための設計方針

想定破損による溢水、消火水の放水による溢水、地震起因による溢水及びその他の溢水に対して、溢水防護対象設備が以下に示す没水、被水及び蒸気の影響を受けても、発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とするとともに、使用済燃料ピットのスロッシングにおける水位低下を考慮しても、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能等が維持できる設計とする。

また、溢水評価において、現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて区画の溢水水位、環境の温度及び放射線量を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。

##### 1.7.5.1 没水の影響に対する設計方針

###### (1) 没水の影響に対する評価方針

「1.7.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源から発生する溢水量と「1.7.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針」にて設定した溢水防護区画及び溢水経路から算出した溢水水位に対し、溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には、以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

- a. 発生した溢水による水位が、溢水の影響を受けて溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という）を上回らないこと。このとき、溢水による水位の算出に当たっては、区画の床勾配、区画面積、系統保有水量、流入状態、溢水源からの距離、人員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、保有水量や伝播経路の設定において十分な保守性を確保するとともに、人員のアクセスルー

トにおいて発生した溢水による水位に対して 100mm 以上の裕度が確保されていることとする。なお、区画の床勾配については、設計上の最大水上高さ 50mm を機能喪失高さに考慮して裕度を確保する設計とする。区画面積については、躯体寸法から算出した床面積に対して、現場測定により確認した欠損面積を差引くことで算定し、欠損面積に対して一律に係数を乗じることで裕度を確保する。系統保有水量については、公称値による算出結果に 10% を加味することで裕度を確保する。さらに、溢水防護区画への資機材の持ち込み等による床面積への影響を考慮することとする。

機能喪失高さについては、溢水防護対象設備の各付属品の設置状況も踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。機能喪失高さは実力高さ（各溢水防護対象設備の機能喪失部位の高さ）に余裕を考慮した評価高さを基本とするが、評価高さで没水する場合には、実力高さを用いて評価する。

溢水防護対象設備の機能喪失高さ設定における考え方の例を第 1.7.2 表に示す。

- b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。その際、溢水の影響により発電用原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

## (2) 没水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が没水により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか又は組み合わせの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

### ① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 漏えい検知システム等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- b. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動

による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

- c. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより溢水量を低減する。
- d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより溢水量を低減する。
- e. その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては、漏えい検知システムによる早期検知や床目皿からの排水等により、溢水防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とする。

#### ②溢水防護対象設備に対する対策

- a. 溢水防護対象設備の設置高さを嵩上げし、評価の各段階における保守性と併せて考慮した上で、溢水防護対象設備の機能喪失高さが、発生した溢水による水位を十分な裕度を持って上回る設計とする。
- b. 溢水防護対象設備周囲に浸水防止堰を設置し、溢水防護対象設備が没水しない設計とする。設置する浸水防止堰については、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

#### 1.7.5.2 被水影響に対する設計方針

##### (1) 被水の影響に対する評価方針

「1.7.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水並びに天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には、以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

- a. 溢水防護対象設備があらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を生じないように、以下に示すいずれかの保護構造を有していること。
  - (a) 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有すること。

(b) 実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置がなされていること。

b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際、溢水の影響により発電用原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

## (2) 被水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか又は組合せの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

### ① 溢水源又は溢水経路に対する対策

a. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止することにより被水の影響が発生しない設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

b. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

c. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

d. 消火水の放水による溢水に対しては、溢水防護対象設備が設置されている溢水防護区画においてガス消火設備による水消火を行わない消火手段を採用することにより、被水の影響が発生しない設計とする。

また、水消火を行う場合には、水消火による被水の影響を最小限にとどめるため、溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わないこ

とを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

#### ② 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器への取替を行う。
- b. 溢水防護対象設備に対し、実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行う。

### 1.7.5.3 蒸気放出の影響に対する設計方針

#### (1) 蒸気放出の影響に対する評価方針

「1.7.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源からの漏えい蒸気の直接噴出及び拡散による影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には、以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

- a. 溢水防護対象設備が溢水源からの漏えい蒸気を考慮した耐蒸気仕様を有すること。
- b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際、溢水の影響により発電用原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

#### (2) 蒸気放出の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか又は組合せの対策を行うことにより、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

#### ① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水防護区画外の蒸気放出に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉等は、溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震

力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

- b. 溢水源となる系統を、溢水防護区画外の元弁で閉止することにより、溢水防護区画内において蒸気放出による影響が発生しない設計とする。
- c. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、破損形状を特定することにより蒸気放出による影響を軽減する設計とする。
- d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。
- e. 蒸気の漏えいを検知し、中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）を行うための配管漏えい検知システムを設置し、漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。

また、配管漏えい検知システムだけでは溢水防護対象設備の健全性が確保されない場合には、破損想定箇所に防護カバーを設置することで漏えい蒸気量を抑制して、溢水防護区画内雰囲気温度への影響を軽減する設計とする。

さらに、信頼性向上の観点から、防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し、蒸気の漏えいを早期検知する設計とする。

#### ②溢水防護対象設備に対する対策

- a. 蒸気放出の影響に対して耐性を有しない溢水防護対象設備については、蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替えを行う。
- b. 溢水防護対象設備に対し、実機での蒸気条件を考慮しても安全機能を損なわないことを蒸気曝露試験等により確認した保護カバーやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

#### 1.7.5.4 その他の溢水に対する設計方針

地下水の流入、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水が、溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。



機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えいに対して、漏えい検知システムによる早期検知や床目皿からの排水等により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

#### 1.7.5.5 使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

基準地震動による地震力によって生じるスロッシング現象を3次元流動解析により評価し、使用済燃料ピット外へ漏えいする水量を考慮する。その際、使用済燃料ピットの初期水位は、使用済燃料ピット水位高警報設定値(H.W.L)として評価する。算出した溢水量からスロッシング後の使用済燃料ピットの水位低下を考慮しても、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能が確保されるため、それらを用いることにより適切な水温(水温65℃以下)及び遮蔽機能(水面の設計基準線量率 $\leq 0.01\text{mSv/h}$ )の維持に必要な水位を維持できる設計とする。

#### 1.7.6 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止に関する設計方針

溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する溢水が、溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、地下水に対しては、湧水ピットポンプの停止により建屋周囲の水位が地表面まで上昇することを想定し、建屋外周部(湧水ピットポンプ設置床を含む)における壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。なお、地下水排水設備については、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とする。

#### 1.7.7 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

管理区域内で発生した溢水の管理区域外への伝播経路となる箇所については、壁、扉、堰等による漏えい防止対策を行うことにより、機器の破損等により生じた放射性物質を内包する液体が管理区域外に漏えいすることを防止する設計とする。

#### 1.7.8 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

溢水の影響により発電用原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることな

く当該事象を収束できる設計とし、これらの機能を維持するために必要な設備（溢水防護対象設備）が、没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。

#### 1.7.9 手順等

溢水評価に関して、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを継続的な肉厚管理で確認する。
- (2) 配管の想定破損による溢水が発生する場合及び基準地震動による地震力により耐震B、Cクラスの機器が破損し溢水が発生する場合においては、隔離手順を定める。
- (3) 運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい）により低エネルギー配管としている設備については、運転時間管理を行う。
- (4) 機能喪失高さが低い防護対象設備が消火水の放水による溢水により機能喪失することのないよう、消火水放水時の注意事項を現場に表示する。
- (5) 火災時に消火水を放水した場合は、消火水による防護対象設備の安全機能への影響の有無を確認するために、防護対象設備の安全機能が損なわれていないことを保守管理で確認する。
- (6) 消火活動の結果を踏まえ、放水後の放水量の内部溢水評価に係る妥当性について検証を行う。
- (7) 配管の想定破損により、防護対象設備が蒸気環境に曝された場合は、防護対象設備の安全機能が損なわれていないことを保守管理で確認する。
- (8) 浸水防護設備及び防護対象設備の機能維持に必要な設備に対して、要求される機能を維持するため、適切な保守管理を実施する。また、故障時には補修を実施する。

- (9) 内部溢水評価で用いる屋外タンクの水量を管理する。
- (10) 溢水防護区画において、各種対策設備の追加、資機材の持込み等により評価条件としている可燃性物質の量及び床面積に見直しがある場合は、あらかじめ定めた手順により溢水評価への影響確認を行う。
- (11) 排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し、それを防止するための運用を実施する。
- (12) 定期事業者検査作業に伴う溢水防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用とする。
- (13) 水密扉については、開放後の確実な閉止操作、閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順等を定める。
- (14) 溢水発生後の滞留区画等での排水作業手順を定める。
- (15) 溢水防護対象設備に対する消火水の影響を最小限に止めるため、消火活動における運用及び留意事項と、それらに関する教育について「火災防護計画」に定める。
- (16) 内部溢水全般（評価内容並びに溢水経路、防護対象設備、水密扉、堰等の設置の考え方等）について教育を定期的実施する。
- (17) 火災が発生した場合の初期消火活動及び自衛消防隊による消火活動時の放水に関する注意事項について、教育を定期的実施する。
- (18) 運転員が内部溢水発生時に的確な判断、操作等が実施できるよう、内部溢水発生への対処に係る訓練を定期的実施する。

第 1.7.1 表 溢水から防護すべき系統設備

機 能	対象系統・機器	重要度 分類
原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系 (制御棒及び制御棒駆動系)	MS-1
未臨界維持機能	原子炉停止系 (制御棒及び制御棒駆動系) (化学体積制御設備のほう酸 注入機能)	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機 能	1次冷却系 (加圧器安全弁)	MS-1
原子炉停止後における除熱のための		
残留熱除去機能	余熱除去設備	MS-1
二次系からの除熱機能	主蒸気設備	MS-1
二次系への補給水機能	補助給水設備	MS-1
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却の ための		
原子炉内高圧時における注水機能	非常用炉心冷却設備 (高圧注入系)	MS-1
原子炉内低圧時における注水機能	非常用炉心冷却設備 (蓄圧注入系・低圧注入系)	MS-1
格納容器内又は放射性物質が格納容器内か ら漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の 濃度低減機能	格納容器隔離弁 換気空調設備 (アニュラス空気浄化設備) 原子炉格納容器スプレー設備	MS-1
格納容器の冷却機能	原子炉格納容器スプレー設備	MS-1
格納容器内の可燃性ガス制御機能		
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電 力を供給する機能	非常用所内電源系 (交流)	MS-1
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電 力を供給する機能	非常用所内電源系 (直流)	MS-1
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機	MS-1
非常用の直流電源機能	直流電源設備	MS-1

(つづき)

機 能	対象系統・機器	重要度 分類
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備	MS-1
補機冷却機能	原子炉補機冷却水設備	MS-1
冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水設備	MS-1
原子炉制御室非常用換気空調機能	換気空調設備 (中央制御室空調装置)	MS-1
圧縮空気供給機能	制御用圧縮空気設備	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	1次冷却系 (原子炉冷却材圧力バウンダリ)	PS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	格納容器隔離弁	MS-1
原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	安全保護系 (原子炉保護設備)	MS-1
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	安全保護系 (工学的安全施設作動設備)	MS-1
直接関連系	空調用冷水設備 換気空調設備 電気盤 等	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	原子炉トリップ遮断器の状態	MS-2
	ほう素濃度 (サンプリング分析)※	
事故時の炉心冷却状態の把握機能	1次冷却材圧力(広域)※	MS-2
	1次冷却材温度(広域-高温側, 低温側)※	
	加圧器水位※	
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力※	MS-2
	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ, 低レンジ)※	

※ 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

(つづき)

機 能	対象系統・機器	重要度 分類
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	ほう酸タンク水位 <sup>※</sup>	MS-2
	蒸気発生器水位（広域，狭域） <sup>※</sup>	
	主蒸気ライン圧力 <sup>※</sup>	
	補助給水流量 <sup>※</sup>	
	補助給水ピット水位 <sup>※</sup>	
	燃料取替用水ピット水位 <sup>※</sup> 格納容器再循環サンプル水位（広域，狭域） <sup>※</sup>	
異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁（手動開閉機能）	MS-2
制御室外からの安全停止機能	中央制御室外原子炉停止盤	MS-2
ピット冷却機能	使用済燃料ピット 使用済燃料ピット水浄化冷却設備 使用済燃料ピット温度 <sup>※</sup>	PS-2 PS-3
ピット給水機能	燃料取替用水ピット 燃料取替用水ポンプ 使用済燃料ピット水補給ライン 使用済燃料ピット水位 <sup>※</sup>	MS-2

※ 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 1.7.2 表 溢水防護対象設備の機能喪失高さ設定における考え方（例示）

機 器	機能喪失高さ	
	基本設定箇所*	個別測定箇所
弁類	弁が設置される配管の中心レベル	①電動弁：電動弁駆動装置の電線管接続部下端 ②空気作動弁：各付属品（アクチュエータ、電磁弁、減圧弁、リミットスイッチ等）のうち、最低高さの付属品の下端部
ポンプ類	コンクリート基礎の高さ	ポンプあるいは電動機のいずれか低い箇所 ①ポンプは軸貫通部又は油タンクのエアブリーザ部の低い方 ②電動機は下端部
ファン類	コンクリート基礎の高さ	電動機の下端部又は端子箱下端の低い方
電気盤類 (操作盤含む)	対象機器の設置レベル	盤内機器（端子台、リレー、変圧器、遮断器等）の最下部
計器関係	計器下端レベル（計器箱に収納されているものは箱の下端レベル）	計器本体の電線管接続部下端又は伝送器下端の低い方

※ 保守的に機能喪失すると仮定した部位

### (3) 適合性説明

(溢水による損傷の防止等)

第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに使用済燃料ピットにおいては、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

なお、発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火水系等の作動、使用済燃料ピット等のスロッシングその他の事象により発生した溢水を考慮する。

##### 第2項について

設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

#### 1.3 気象等

該当なし



## 1.4 設備等

### 10. その他発電用原子炉の附属施設

#### 10.6.2 内部溢水に対する防護設備

##### 10.6.2.1 概要

発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、施設内に設ける壁、扉、堰等の浸水防護設備により、溢水防護対象設備が、その安全機能を損なわない設計とする。

##### 10.6.2.2 設計方針

浸水防護設備は、以下の方針で設計する。

- (1) 浸水防止堰は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。また、浸水防止堰の高さは、溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。
- (2) 水密扉は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。
- (3) (1)～(2)以外の浸水防護設備についても、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

##### 10.6.2.3 試験検査

浸水防護設備は、健全性及び性能を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に、定期的に試験又は検査を実施する。

## 泊発電所 3 号炉

### 内部溢水の影響評価について

## 目 次

1	評価の概要	9 条-別添 1-1
1. 1	溢水防護に関する基本方針	9 条-別添 1-1
1. 2	溢水影響評価フロー	9 条-別添 1-3
2	溢水源の想定	9 条-別添 1-4
3	防護対象設備の設定	9 条-別添 1-7
3. 1	溢水防護上必要な機能を有する系統の抽出	9 条-別添 1-7
3. 2	系統機能を維持する上で必要となる設備の抽出	9 条-別添 1-8
3. 3	溢水影響評価上の防護対象設備の選定	9 条-別添 1-8
3. 4	防護対象設備を防護するための設計方針	9 条-別添 1-27
3. 4. 1	没水の影響に対する設計方針	9 条-別添 1-27
3. 4. 2	被水の影響に対する設計方針	9 条-別添 1-28
3. 4. 3	蒸気の影響に対する設計方針	9 条-別添 1-28
3. 4. 4	その他の溢水に対する設計方針	9 条-別添 1-29
4	溢水防護区画及び溢水経路の設定	9 条-別添 1-30
4. 1	溢水防護区画の設定	9 条-別添 1-30
4. 2	滞留面積の算出	9 条-別添 1-30
4. 3	溢水経路	9 条-別添 1-30
5	想定破損評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価	9 条-別添 1-33
5. 1	想定破損による溢水源	9 条-別添 1-33
5. 2	想定破損による没水影響評価	9 条-別添 1-34
5. 3	想定破損による被水影響評価	9 条-別添 1-36
5. 4	想定破損による蒸気影響評価	9 条-別添 1-38
6	消火水の放水評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価	9 条-別添 1-40
6. 1	消火水の放水による溢水源	9 条-別添 1-40
6. 2	消火水の放水による没水影響評価	9 条-別添 1-40
6. 3	消火水の放水による被水影響評価	9 条-別添 1-41
7	地震時評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価	9 条-別添 1-41
7. 1	地震起因による溢水源	9 条-別添 1-41
7. 2	地震起因による没水影響評価	9 条-別添 1-41
7. 2. 1	地震起因による没水影響評価の前提条件	9 条-別添 1-41
7. 2. 2	地震起因による没水影響評価	9 条-別添 1-42
7. 3	地震起因による被水影響評価	9 条-別添 1-43
7. 4	地震起因による蒸気影響評価	9 条-別添 1-43

8	使用済燃料ピット等のスロッシング後の機能維持評価	9 条-別添 1-43
8. 1	解析評価	9 条-別添 1-43
8. 2	スロッシングによる溢水量(解析結果)	9 条-別添 1-51
8. 3	使用済燃料ピット等のスロッシングに対する 冷却機能・給水機能・遮蔽機能維持の確認	9 条-別添 1-53
9	タービン建屋からの溢水影響評価	9 条-別添 1-54
9. 1	評価条件	9 条-別添 1-54
9. 2	評価に用いる各項目の算出	9 条-別添 1-55
9. 2. 1	タービン建屋における溢水源	9 条-別添 1-55
9. 2. 2	タービン建屋における溢水量	9 条-別添 1-55
9. 2. 3	タービン建屋における溢水経路	9 条-別添 1-55
9. 3	評価結果	9 条-別添 1-55
9. 3. 1	タービン建屋からの溢水影響評価結果	9 条-別添 1-55
9. 3. 2	タービン建屋からの溢水影響を防止する対策内容	9 条-別添 1-56
10	電気建屋からの溢水影響評価	9 条-別添 1-57
11	出入管理建屋からの溢水影響評価	9 条-別添 1-61
12	屋外タンクからの溢水影響評価	9 条-別添 1-64
13	地下水による影響評価	9 条-別添 1-67
14	放射性物質を含む液体の漏えいの防止	9 条-別添 1-69
15	経年劣化事象の検討	9 条-別添 1-70
16	溢水影響評価の判定	9 条-別添 1-70

- 添付資料 1 発生要因及び評価項目ごとに想定する溢水源
- 添付資料 2 溢水源となりうる機器のリスト
- 添付資料 3 想定する溢水量一覧
- 添付資料 4 防護対象設備一覧
- 添付資料 5 機能喪失高さの考え方
- 添付資料 6 溢水影響評価の対象外とした設備について
- 添付資料 7 溢水防護区画図
- 添付資料 8 滞留面積の算出について
- 添付資料 9 溢水影響評価において止水を期待できる設備
- 添付資料 10 溢水伝播経路図（平面図）
- 添付資料 11 開口部等からの流出流量の評価
- 添付資料 12 溢水源となる対象系統について
- 添付資料 13 高エネルギー配管の想定破損除外又は貫通クラックについて
- 添付資料 14 低エネルギー配管の想定破損除外について
- 添付資料 15 減肉等による破損評価について
- 添付資料 16 系統別溢水量算出結果
- 添付資料 17 想定破損による没水影響評価結果
- 添付資料 18 被水影響評価結果
- 添付資料 19 想定破損による蒸気影響評価結果
- 添付資料 20 消火水の放水による溢水影響評価対象区画
- 添付資料 21 消火水の放水における放水量について
- 添付資料 22 消火水の放水による溢水影響評価結果
- 添付資料 23 地震に起因する溢水源リスト
- 添付資料 24 地震起因による没水影響評価結果
- 添付資料 25 耐震B、Cクラス機器の耐震評価
- 添付資料 26 タービン建屋における溢水経路について
- 添付資料 27 電気建屋における溢水経路図
- 添付資料 28 出入管理建屋における溢水経路図
- 添付資料 29 放射性物質を含んだ液体の溢水伝播に対して、止水を期待する設備の設置場所
- 添付資料 30 「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」への適合状況
- 添付資料 31 溢水伝播フロー図
- 添付資料 32 被水影響評価結果から必要となる設備対策について

- 補足説明資料 1 内部溢水影響評価における評価の保守性について
- 補足説明資料 2 保有水量・系統別溢水量算出要領
- 補足説明資料 3 内部溢水により想定される事象の確認及び解析確認結果
- 補足説明資料 4 防護対象設備の選定について
- 補足説明資料 5 タービントリップ機能を有する MS-3 設備の内部溢水に対する防護について
- 補足説明資料 6 溢水影響評価上の防護対象設備の配置について
- 補足説明資料 7 溢水影響評価の対象外とした設備に関する補足
- 補足説明資料 8 止水を期待する設備の止水性能等について
- 補足説明資料 9 溢水防護対策の主要な施工対象範囲
- 補足説明資料 10 A, B, C 充てんポンプの没水影響評価
- 補足説明資料 11 運転員のアクセス性
- 補足説明資料 12 想定破損評価における隔離時間の妥当性について
- 補足説明資料 13 漏えい検知性について
- 補足説明資料 14 地震時溢水評価における隔離時間の妥当性について
- 補足説明資料 15 貫通クラック等微小漏えい時の影響について
- 補足説明資料 16 防滴仕様の被水評価における妥当性について
- 補足説明資料 17 想定破損による溢水影響評価（蒸気影響評価）
- 補足説明資料 18 原子炉格納容器及び主蒸気管室内防護対象設備の溢水影響について
- 補足説明資料 19 GOTHIC コードについて
- 補足説明資料 20 蒸気拡散解析による蒸気影響評価結果
- 補足説明資料 21 蒸気漏えいの自動検知及び遠隔隔離について
- 補足説明資料 22 防護対象設備の耐蒸気性能について
- 補足説明資料 23 配管破損箇所と防護対象設備との位置関係による影響について
- 補足説明資料 24 補助蒸気系の耐震強度評価及び貫通クラックの大きさについて
- 補足説明資料 25 補助蒸気系隔離時のドレンの処置について
- 補足説明資料 26 抽出配管の漏えい時の放射線影響について
- 補足説明資料 27 耐震 B, C クラス機器の補強工事の実施内容について
- 補足説明資料 28 溢水影響評価における耐震 B, C クラス機器の抽出方法について
- 補足説明資料 29 内部溢水評価における耐震壁等の確認について
- 補足説明資料 30 標準支持間隔法に基づく配管の耐震評価
- 補足説明資料 31 ほう酸水等薬品の漏えいによる影響について

- 補足説明資料 32 使用済燃料ピット等のスロッシング評価における保守性について
- 補足説明資料 33 スロッシング評価に用いた汎用熱流体解析コードの概要
- 補足説明資料 34 循環水ポンプ建屋における溢水影響評価について
- 補足説明資料 35 タービン建屋からの溢水影響評価に用いる溢水量について
- 補足説明資料 36 屋外タンクからの溢水影響評価について
- 補足説明資料 37 その他の漏えい事象に対する確認について
- 補足説明資料 38 別のハザードからの溢水影響について
- 補足説明資料 39 過去の不具合事例への対応について
- 補足説明資料 40 溢水発生後の復旧について
- 補足説明資料 41 内部溢水影響評価における確認内容について
- 補足説明資料 42 内部溢水影響評価における継続的な管理
- 補足説明資料 43 防護対象設備における機能喪失高さの裕度が小さい場合のゆらぎ影響評価
- 補足説明資料 44 経年劣化事象の検討
- 補足説明資料 45 溢水伝播経路の設定について
- 補足説明資料 46 重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について

## 1. 評価の概要

泊発電所3号炉については、発電所建設の設計段階において溢水影響を考慮した機器配置、配管設計を実施している。具体的には、独立した区画への分散配置、区画の入口堰及び機器の基礎高さ等の考慮、各建屋最下層に設置されたサンプに集積し排水が可能な設計としている。

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という）第九条（溢水による損傷の防止等）」の要求事項を踏まえ、安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なうことのないように防護措置、その他適切な措置が講じられていることを確認するものである。

### 1. 1 溢水防護に関する基本方針

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とするために、溢水が発生した場合でも、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに使用済燃料ピットにおいては、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。ここで、これらの機能を維持するために必要な設備を、以下「防護対象設備」という。設置許可基準規則第九条及び第十二条並びに「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」（以下「溢水ガイド」という）の要求事項を踏まえ、以下の設備を防護対象設備とする。

- ・重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備
- ・プール冷却及びプールへの給水の機能を適切に維持するために必要な設備

発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系等の作動又は使用済燃料ピット等のスロッシング、その他の事象により発生した溢水を考慮し、防護対象設備が没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。

地震、津波、竜巻、降水等の自然現象による波及的影響により生じる溢水に関しては、防護対象設備、溢水源となる屋外タンク等の配置を踏まえて最も厳しい条件となる自然現象による溢水の影響を考慮し、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体の漏えいを想定する場合には、溢水が管理区域外へ漏えいしないよう、建屋内の壁、扉、堰等により伝播経路を制限する設計とする。

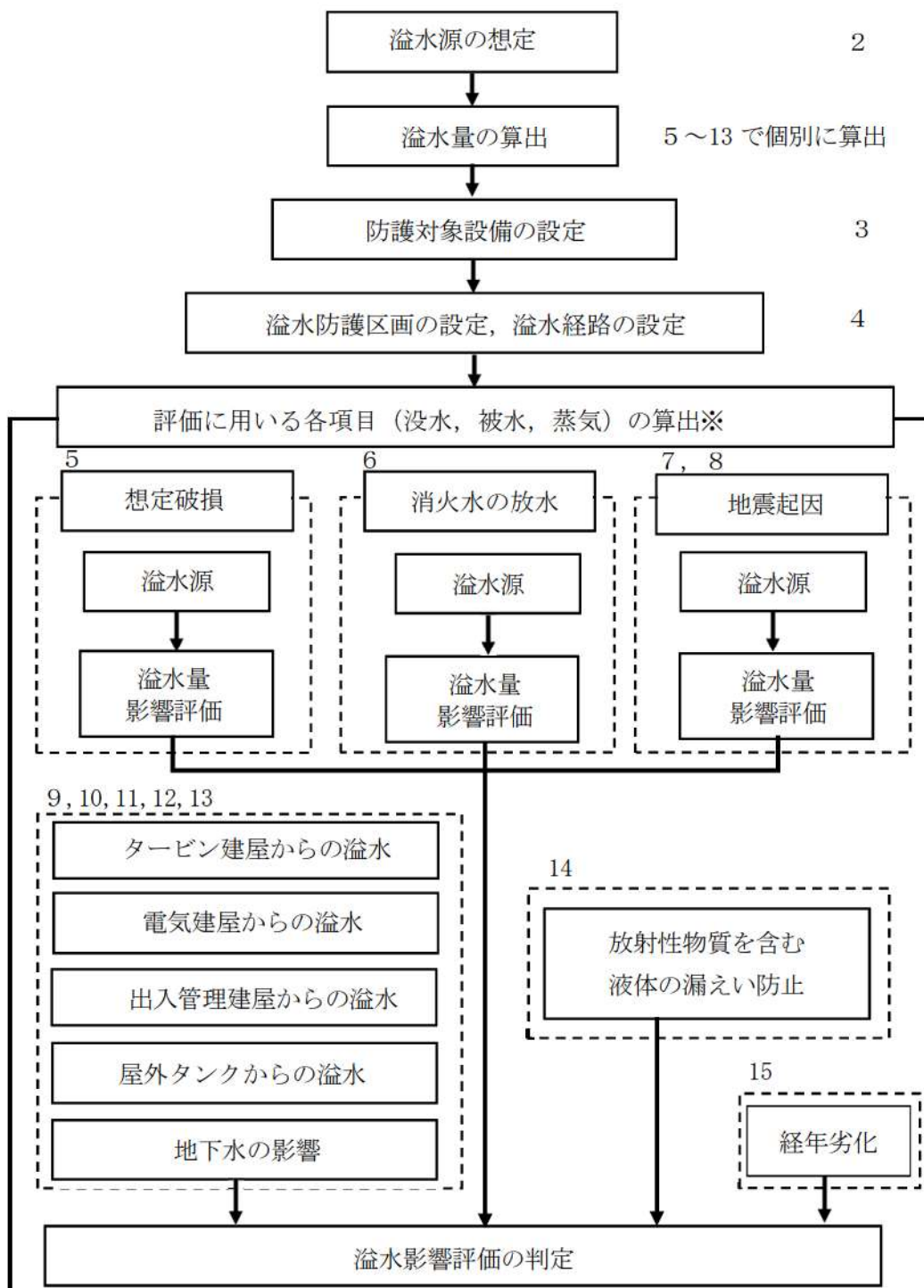
溢水防護を考慮した設計に当たり、基本設計方針を以下のとおりとする。



- (1) 発電用原子炉施設内で溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止し、引き続き低温停止、並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要となる設備、原子炉が停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するために必要となる設備、使用済燃料ピットの冷却及び給水機能を維持するための設備について、以下の設計上の配慮を行う。
- a. 内部溢水の発生を防止するため、発電用原子炉施設内の系統及び機器は、その内部流体の種類や温度、圧力等に従い、適切な構造、強度を有するよう設計する。
  - b. 発電用原子炉施設内での溢水事象（地震に起因するものを含む。）を想定し、発電用原子炉施設内での溢水の伝播経路及び滞留を考慮して、機器の多重性、多様性、各系統相互の隔離距離の確保、障壁等の設置により、同時に複数区分の安全機能が損なわれない設計とする。さらに、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という）に基づき発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心が損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。なお、安全解析に当たっては、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故を収束させるために必要な設備の単一故障を考慮する。
- (2) 発電用原子炉施設内で溢水が発生した場合において、放射性物質によって汚染された液体が管理されない状態で管理区域外へ漏えいしないよう、以下のような設計とする。
- a. 放射性物質を含む液体を扱う大容量ポンプの設置区域や、放射性廃棄物の処理施設及び貯蔵施設の設置区域に対して、放射性液体の管理区域外への流出、拡大を防止する設計とする。
  - b. 放射性物質を含む液体の漏えいの拡大を防止するために、伝播経路となる箇所について、壁、扉、堰等による漏えい防止対策を行う設計とする。
  - c. 放射性物質を含む液体の漏えいの拡大を防止するために、床勾配及び側溝を設置し、漏えいした放射性液体を床ドレンに確実に導く設計とする。

1. 2 溢水影響評価フロー

以下のフローにて溢水影響評価を行う。



※ 5～8は防護対象設備が設置されているエリアに対する評価を，  
9～13は防護対象設備が設置されている建屋外からの評価をそれぞれ示す。

図 1-1 溢水影響評価フロー

## 2. 溢水源の想定

溢水源としては、発生要因別に分類した以下の溢水について影響を評価した。

- (1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という）
- (2) 発電所内で生じる異常状態（火災含む）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という）
- (3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（以下「地震起因による溢水」という）
- (4) その他の要因（地下水、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という）

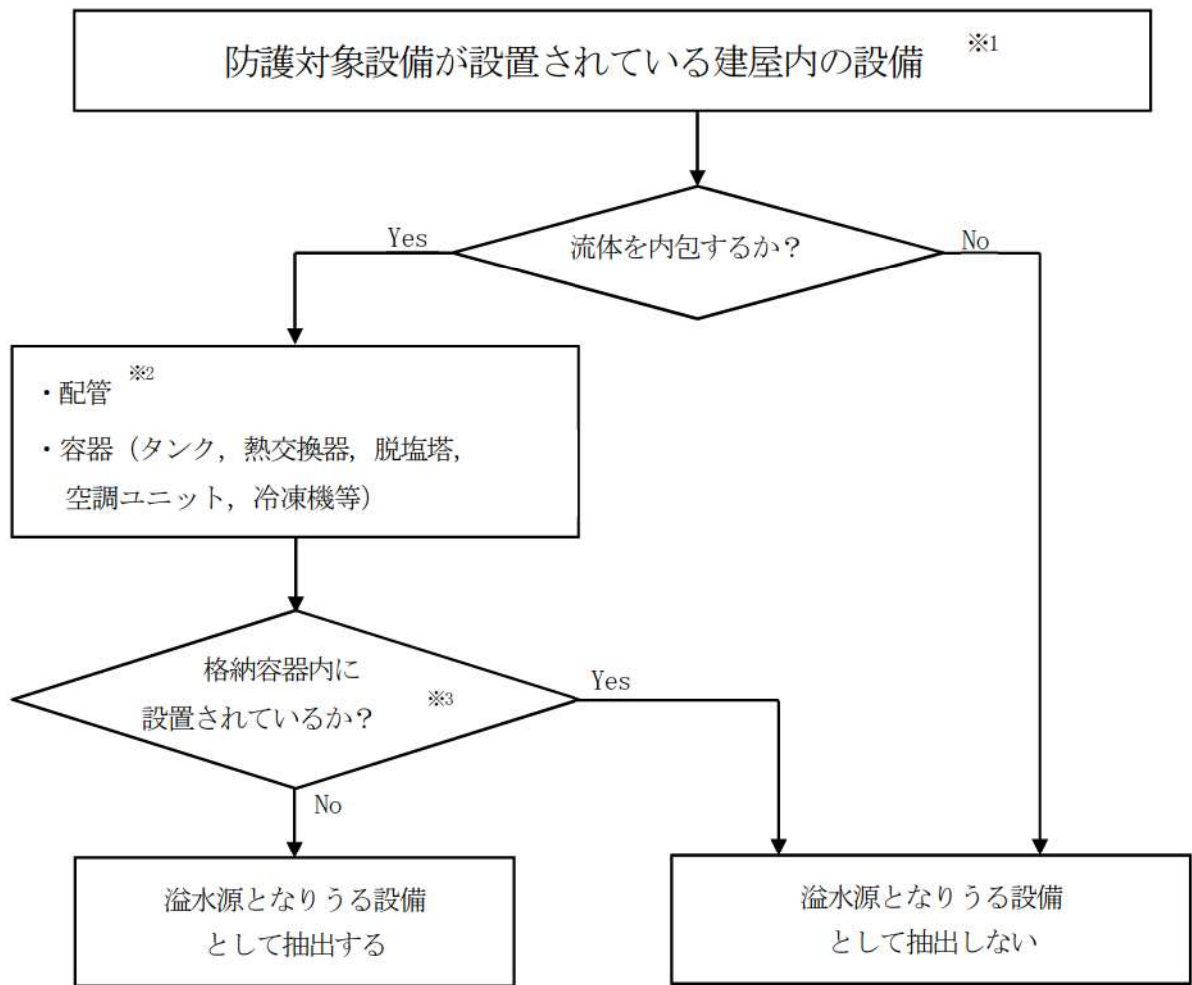
防護対象設備の設置建屋内において流体を内包する配管及び容器を、溢水源となりうる設備として系統図より抽出した。ここで抽出された設備が想定破損時及び地震時の評価において破損する場合、それぞれの評価での溢水源となる。想定破損による溢水源の想定に当たっては、一系統における単一の機器の破損とし、他の系統及び機器は健全なものと仮定した。また、一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定した。地震時の評価においては、使用済燃料ピット等のスロッシングについても溢水源として想定した。

火災時における溢水源としては、自動作動するスプリンクラーは設置されていないことから、消火栓からの放水を考慮する。

格納容器スプレイについては、単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから（インターロック等の誤作動や運転員の人的過誤がそれぞれ単独で発生しても誤動作しない）、溢水源として考慮しない。

その他の溢水については、地下水、降水、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。

溢水源となりうる設備の抽出フローを図 2-1 に、溢水源の全体像を図 2-2 に、発生要因及び評価項目ごとに想定する溢水源を添付資料 1 に、溢水源となりうる機器のリストを添付資料 2 に、想定する溢水量一覧を添付資料 3 に示す。



※1 防護対象設備が設置されている建屋と接続している建屋内の設備については，防護対象設備が設置されている建屋への溢水の伝播の有無を確認するため対象とする。

※2 ポンプ等は溢水源として配管に含める。

※3 原子炉格納容器内に設置される重要度の特に高い安全機能を有する設備は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時の原子炉格納容器内の状態を考慮した耐環境仕様となっているため，溢水の影響を受けない。

図 2-1 溢水源となりうる設備の抽出フロー

溢水源は原子炉建屋，原子炉補助建屋，ディーゼル発電機建屋，循環水ポンプ建屋，タービン建屋，出入管理建屋，電気建屋及び屋外にある。

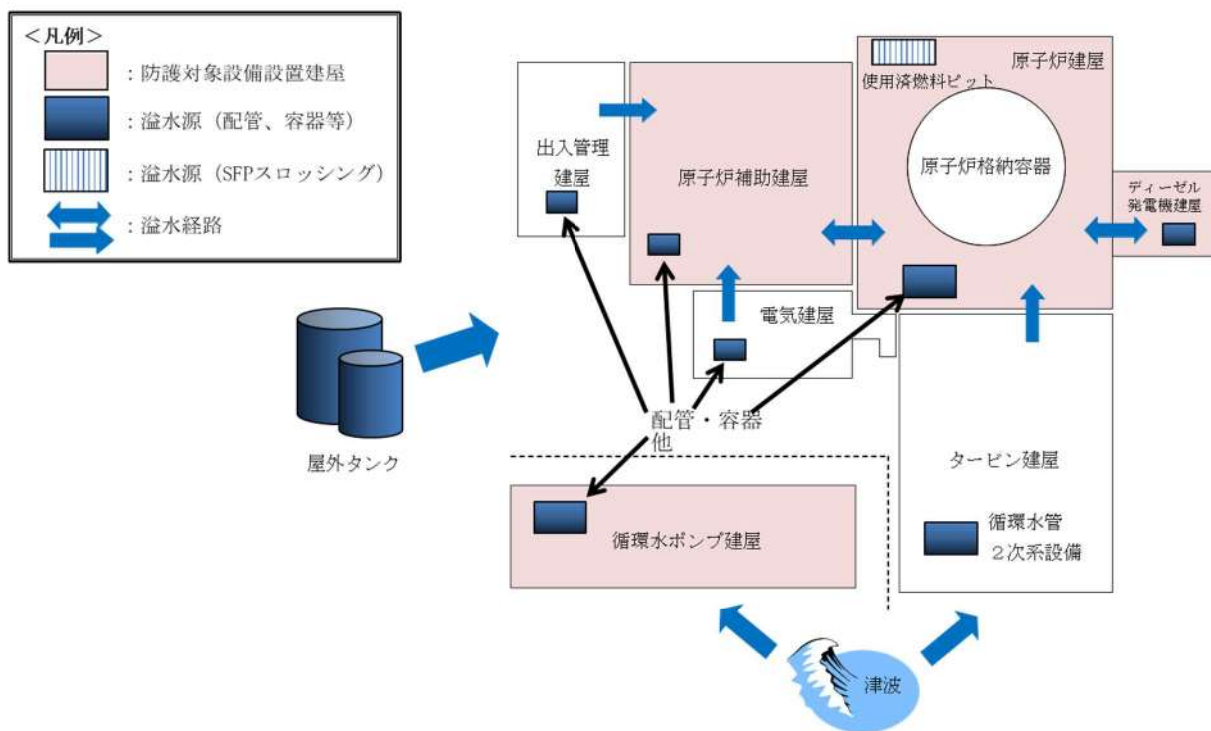


図 2-2 溢水源の全体像

### 3. 防護対象設備の設定

設置許可基準規則第九条において、「発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない」と規定されている。

上記の「安全機能を損なわないもの」とは、同規則の解釈において、「発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できることをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できること」と解されている。

また、溢水ガイドにおいては、「重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備」及び「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備」を防護対象設備として選定している。さらに設置許可基準規則第十二条では、安全施設が安全機能を果たすための要求が記載されている。

上記の要求事項を踏まえ、以下の手順により防護対象設備を選定する。

#### 3. 1 溢水防護上必要な機能を有する系統の抽出

溢水防護上必要な機能を有する系統として、安全施設のうち、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持するため、並びに使用済燃料ピットにおいてはピット冷却機能及びピットへの給水機能を維持するために必要となる、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類審査指針」という）における分類でクラス1及び2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する。

その上で、「重要度の特に高い安全機能を有する系統」として、重要度分類審査指針及び設置許可基準規則第十二条より、表3-1のとおり抽出する。

また使用済燃料ピットについて、「ピット冷却」及び「ピットへの給水」機能を有する系統」を表3-2のとおり抽出する。

なお、安全施設の全体像は、重要度分類審査指針における分類でクラス1、2、3に該当する構築物、系統及び機器であり、これら安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性について表3-3に示す。また、クラス1、2及び安全評価上その機能を期待するクラス3に該当する安全施設であって、重要度の特に高い安全機能を有する系統に該当しないものについては、溢水防護上必要な機能を有する系統として考慮するものの、溢水により損傷した場合であっても代替手段があること等により安全機能が損なわれないことが確認できることから後段の影響評価の対象から除外することとし、各構築物・系統又は機器について溢水影響評価上の扱いを整理した結果についても表3-3にて示す。

### 3. 2 系統機能を維持する上で必要となる設備の抽出

3. 1で抽出した各系統について、系統図等に基づき、当該系統の機能を維持する上で必要な設備を抽出する。以上により抽出された設備を防護対象設備とする。

### 3. 3 溢水影響評価上の防護対象設備の選定

3. 2で抽出した防護対象設備について、溢水による設備機能への影響の有無（設備の種類、耐環境仕様等）を考慮したスクリーニングを行い、溢水影響評価上の防護対象設備として選定した。評価対象選定フロー及びスクリーニング理由を、それぞれ図3-1及び表3-4に示す。なお、以下ではこの“溢水影響評価上の防護対象設備”を単に“防護対象設備”と読み替えることとする。抽出した防護対象設備を添付資料4に、防護対象設備の機能喪失高さ（溢水の影響を受けて、溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ）の考え方について添付資料5に、溢水影響評価対象外とした設備を添付資料6にそれぞれ示す。

表 3-1 設置許可基準規則第十二条の要求を踏まえた防護対象系統の抽出結果 (1/2)

機能	対象系統・機器	重要度 分類
原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系 (制御棒及び直接関連系)	MS-1
未臨界維持機能	原子炉停止系 (制御棒及び直接関連系) (化学体積制御設備のほう酸注入機能)	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁 (開機能)	MS-1
原子炉停止後における除熱のための		
残留熱除去機能	余熱除去設備	MS-1
二次系からの除熱機能	主蒸気設備	MS-1
二次系への補給水機能	補助給水設備	MS-1
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための		
原子炉内高圧時における注水機能	非常用炉心冷却設備 (高圧注入系)	MS-1
原子炉内低圧時における注水機能	非常用炉心冷却設備 (蓄圧注入系・低圧注入系)	MS-1
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	原子炉格納容器スプレイ設備 ニュラス空気浄化設備	MS-1
格納容器の冷却機能	原子炉格納容器スプレイ設備	MS-1
格納容器内の可燃性ガス制御機能		
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系 (交流)	MS-1
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系 (直流)	MS-1
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機	MS-1
非常用の直流電源機能	直流電源設備	MS-1
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備	MS-1
補機冷却機能	原子炉補機冷却水設備	MS-1



表 3-1 設置許可基準規則第十二条の要求を踏まえた防護対象系統の抽出結果 (2/2)

機能	対象系統・機器	重要度 分類
冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水設備	MS-1
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室空調装置	MS-1
圧縮空気供給機能	制御用圧縮空気設備	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ (隔離弁)	PS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器隔離弁	MS-1
原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	安全保護系 (原子炉保護設備)	MS-1
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	安全保護系 (工学的安全施設作動設備)	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	原子炉トリップ遮断器の状態	MS-2
	ほう素濃度 (サンプリング分析) ※1	
事故時の炉心冷却状態の把握機能	1次冷却材圧力 (広域) ※1	MS-2
	1次冷却材温度 (広域-高温側, 低温側) ※1	
	加圧器水位※1	
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力※1	MS-2
	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ, 低レンジ) ※1	
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	ほう酸タンク水位※1	MS-2
	蒸気発生器水位 (広域, 狭域) ※1	
	主蒸気ライン圧力※1	
	補助給水流量※1	
	補助給水ピット水位※1	
	燃料取替用水ピット水位※1 格納容器再循環サンプル水位 (広域, 狭域) ※1	

※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

表 3-2 「ピット冷却」及び「ピットへの給水」機能を有する系統の抽出結果

機 能	対象系統・設備	重要度 分類
ピット冷却機能	使用済燃料ピット 使用済燃料ピット水浄化冷却設備 使用済燃料ピット温度※	PS-2 PS-3
ピット給水機能	燃料取替用水ピット 燃料取替用水ポンプ 使用済燃料ピット水補給ライン 使用済燃料ピット水位※	MS-2

※ 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

表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (1/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊発電所3号炉	重要度が特に高い安全機能 <sup>※1</sup>	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器		
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、(a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。）	原子炉容器	(原子炉冷却材圧力バウンダリ機能としては、左記機器は静的機器又は原子炉格納容器内機器であるため、溢水による影響を受けない)	
				蒸気発生器		
				1次冷却材ポンプ (原子炉冷却材圧力バウンダリになる範囲)		
				加圧器		
				配管及び弁		
				隔離弁		原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能
				制御棒駆動装置圧力ハウジング		(原子炉冷却材圧力バウンダリ機能としては、左記機器は静的機器であるため、溢水による影響を受けない)
		炉内計装引出管				
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒駆動装置圧力ハウジング	制御棒駆動装置圧力ハウジング	(過剰反応度の印加防止機能としては、左記機器は静的機器であるため、溢水による影響を受けない)	
		3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物(炉心槽、上部炉心支持板、上部炉心支持柱、上部炉心板、下部炉心板、下部炉心支持柱、下部炉心支持板)、燃料集合体(ただし、燃料を除く。)	炉心槽	(炉心形状の維持機能としては、左記機器は原子炉圧力容器内にあり、また静的機器であるため、溢水による影響を受けない)	
上部炉心支持板						
上部炉心支持柱						
上部炉心板						
下部炉心板						
下部炉心支持柱						
下部炉心支持板						
燃料集合体(燃料は除く)						

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを( )内に整理

表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (2/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊発電所3号炉		重要度が特に高い安全機能※1
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	構築物, 系統又は機器		
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し, 残留熱を除去し, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し, 敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物, 系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系 (制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 (スクラム機能))	制御棒	原子炉の緊急停止機能	
		2) 未臨界維持機能	原子炉停止系 (制御棒による系, 化学体積制御設備及び非常用炉心冷却系のほう酸水注入機能)	制御棒		
				直接関連系 (制御棒)		・制御棒駆動装置 ・制御棒駆動装置圧力ハウジング
化学体積制御設備 (ほう酸水注入機能)	・充てんポンプ ・ほう酸ポンプ ・ほう酸タンク ・ほう酸フィルタ ・再生熱交換器 ・配管及び弁 (ほう酸タンクからほう酸ポンプ, 再生熱交換器を経て1次冷却系までの範囲)	直接関連系 (化学体積制御設備 (ほう酸水注入機能))	・ポンプミニマムフローライン配管及び弁 ・配管及び弁 (燃料取替用水ピットから充てんポンプ取水配管へ接続されるまでの範囲)	未臨界維持機能		
非常用炉心冷却設備 (ほう酸水注入機能)	・燃料取替用水ピット ・高圧注入ポンプ ・ほう酸注入タンク ・配管及び弁 (燃料取替用水ピットから高圧注入ポンプを経て1次冷却系低温側までの範囲)		直接関連系 (非常用炉心冷却設備 (ほう酸水注入機能))		・ポンプミニマムフローライン配管及び弁	
3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁 (開機能)	加圧器安全弁 (開機能)			原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物, 系統又は機器について, 溢水影響評価上の扱いを ( ) 内に整理。

表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (3/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊発電所 3号炉		重要度が特に高い安全機能※1				
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	構築物, 系統又は機器						
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し, 残留熱を除去し, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し, 敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物, 系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統 (余熱除去系, 補助給水系, 蒸気発生器2次側隔離弁までの主蒸気系・給水系, 主蒸気安全弁, 主蒸気逃がし弁 (手動逃がし機能))	余熱除去設備 ・余熱除去ポンプ ・余熱除去冷却器 ・配管及び弁 (余熱除去運転モードのルートとなる範囲)		原子炉停止後における除熱のための残留熱除去機能				
				直接関連系 (余熱除去設備)	・ポンプミニマムフローライン配管及び弁					
				補助給水設備 ・電動補助給水ポンプ ・タービン動補助給水ポンプ ・補助給水ピット ・配管及び弁 (補助給水ピットから補助給水ポンプを経て主給水配管との合流部までの範囲)		原子炉停止後における除熱のための二次系への補助給水機能				
				直接関連系 (補助給水設備)	・ポンプタービンへの蒸気供給配管及び弁 ・ポンプミニマムフローライン配管及び弁					
				蒸気発生器 蒸気発生器から主蒸気隔離弁までの主蒸気設備 ・主蒸気隔離弁 ・配管及び弁 (蒸気発生器から主蒸気隔離弁の範囲)		原子炉停止後における除熱のための二次系からの除熱機能				
				主蒸気安全弁						
				主蒸気逃がし弁 (手動逃がし機能)						
				蒸気発生器から主給水隔離弁までの給水設備 ・主給水隔離弁 ・配管及び弁 (蒸気発生器から主給水隔離弁の範囲)						
						5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系 (低圧注入系, 高圧注入系, 蓄圧注入系)	低圧注入系 ・燃料取替用水ピット ・余熱除去ポンプ ・余熱除去冷却器 ・配管及び弁 (燃料取替用水ピット及び格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプ, 余熱除去冷却器を経て1次冷却系までの範囲) ・格納容器再循環サンプ		事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能
								直接関連系 (低圧注入系)	・ポンプミニマムフローライン配管及び弁	
高圧注入系 ・燃料取替用水ピット ・高圧注入ポンプ ・配管及び弁 (燃料取替用水ピット及び格納容器再循環サンプから高圧注入ポンプを経て1次冷却系までの範囲) ・格納容器再循環サンプ		事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能								
直接関連系 (高圧注入系)	・ポンプミニマムフローライン配管及び弁									
蓄圧注入系 ・蓄圧タンク ・配管及び弁 (蓄圧タンクから1次冷却系低温側配管合流部までの範囲)		事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能								

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物, 系統又は機器について, 溢水影響評価上の扱いを ( ) 内に整理。

表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (4/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			泊発電所 3 号炉		重要度が特に高い安全機能 <sup>※1</sup>
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	構築物, 系統又は機器	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し, 残留熱を除去し, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し, 敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物, 系統及び機器	6) 放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器, アニュラス, 原子炉格納容器隔離弁, 原子炉格納容器スプレイ系, アニュラス空気再循環設備, 安全補機室空気浄化系, 可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器 ・格納容器本体 ・貫通部 (ペネトレーション) ・エアロック ・機器搬入口	(放射線物質の閉じ込め機能, 放射線の遮蔽及び放出低減機能としては, 左記機器は静的機器であるため, 溢水による影響を受けない)
				アニュラス	
				原子炉格納容器隔離弁及び原子炉格納容器バウンダリ配管	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能
				原子炉格納容器スプレイ設備 ・燃料取替用水ビット ・格納容器スプレイポンプ ・格納容器スプレイ冷却器 ・よう素除去薬品タンク ・スプレイエダクタ ・スプレイリング ・スプレイノズル ・配管及び弁 (燃料取替用水ビット及び格納容器再循環サンプから格納容器スプレイポンプ, 格納容器スプレイ冷却器を経てスプレイリングヘッダーまでの範囲。よう素除去薬品タンクからスプレイエダクタを経て格納容器スプレイ配管までの範囲)	格納容器の冷却機能
				アニュラス空気浄化設備 ・アニュラス空気浄化フィルタユニット ・アニュラス空気浄化ファン ・ダクト, ダンパ及び弁	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能
				直接関連系 (アニュラス空気浄化設備)	排気筒
	外部遮蔽 ・外部遮へい壁	(放射線物質の閉じ込め機能, 放射線の遮蔽及び放出低減機能としては, 左記機器は静的機器であるため, 溢水による影響を受けない)			

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物, 系統又は機器について, 溢水影響評価上の扱いを ( ) 内に整理。

表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (5/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊発電所 3号炉		重要度が特に高い安全機能※1		
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	構築物, 系統又は機器				
MS-1	2) 安全上必要なその他の構築物, 系統及び機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉保護設備 ・原子炉トリップの安全保護回路		原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能		
				工学的安全施設作動設備 ・非常用炉心冷却設備作動の安全保護回路 ・格納容器スプレイ作動の安全保護回路 ・主蒸気ライン隔離の安全保護回路 ・格納容器隔離の安全保護回路		工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能		
		2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系, 制御室及びその遮蔽・換気空調系・原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系, 直流電源系, 制御用圧縮空気設備 (いずれも, MS-1関連のもの)	非常用所内電源系 ・ディーゼル機関 ・発電機 ・発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路		直接関連系（非常用所内電源系）	・燃料系 ・吸気系 ・始動用空気系（始動用空気だめ（自動供給）からディーゼル機関まで） ・冷却水系 ・潤滑油系	・非常用の交流電源機能 ・非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
				中央制御室及び中央制御室遮へい			(安全上特に重要な関連機能として, 中央制御室及び中央制御室は溢水影響評価上の溢水防護区画に設定し, 室内の運転コンソール等は防護対象設備として抽出。中央制御室遮へいは静的機器であるため, 溢水による影響を受けない)	
				中央制御室空調装置 ・中央制御室給気ファン ・中央制御室循環ファン ・中央制御室非常用循環ファン ・中央制御室給気ユニット ・中央制御室非常用循環フィルタユニット ・ダクト及びダンパ		原子炉制御室非常用換気空調機能		
				原子炉補機冷却水設備 ・原子炉補機冷却水ポンプ ・原子炉補機冷却水冷却器 ・配管及び弁 (MS-1関連補機への冷却水ラインの範囲)		補機冷却機能		
直接関連系（原子炉補機冷却水設備）		・原子炉補機冷却水サージタンク						

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物, 系統又は機器について, 溢水影響評価上の扱いを ( ) 内に整理。

表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (6/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊発電所3号炉		重要度が特に高い安全機能 <sup>※1</sup>
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	構築物, 系統又は機器		
MS-1	2) 安全上必要なその他の構築物, 系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系, 制御室及びその遮蔽・換気空調系・原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系, 直流電源系, 制御用圧縮空気設備 (いずれも, MS-1関連のもの)	原子炉補機冷却海水設備 ・原子炉補機冷却海水ポンプ ・原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ (海水の流路を構成する部分のみ) ・原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ ・原子炉補機冷却水冷却器 ・配管及び弁 (MS-1関連補機への海水供給ラインの範囲)	冷却用海水供給機能	
				直接関連系 (原子炉補機冷却海水設備) ・原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ (異物除去機能を司る部分) ・取水路 (屋外トレンチを含む)		
				直流電源設備 ・蓄電池 ・蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路 (MS-1関連)	・非常用の直流電源機能 ・非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
				計測制御用電源設備 ・電源装置から非常用計測制御装置までの配電設備及び電路 (MS-1関連)	非常用の計測制御用直流電源機能	
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって, 炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが, 敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物, 系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能 (ただし, 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	化学体積制御設備の抽出系・浄化系	制御用圧縮空気設備 ・制御用空気圧縮装置 ・配管及び弁 (MS-1関連補機 (主蒸気逃がし弁, アンユラス空気浄化系及び中央制御室空調系, 試料採取室排気系のMS-1の空気作動ダンパ及び空気作動弁) への制御用空気供給ラインの範囲)	圧縮空気供給機能	
				化学体積制御設備の抽出・浄化ライン ・再生熱交換器 ・余剰抽出冷却器 ・非再生冷却器 ・冷却材混床式脱塩塔 ・冷却材陽イオン脱塩塔 ・冷却材脱塩塔入口フィルタ ・冷却材フィルタ ・体積制御タンク ・充てんポンプ ・封水注入フィルタ ・封水ストレーナ ・配管及び弁	(原子炉冷却材を内蔵する機能としては, 左記機器は静的機器又は動作機能の喪失により安全機能に影響しないため, 溢水による影響を受けない)	

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物, 系統又は機器について, 溢水影響評価上の扱いを ( ) 内に整理。



表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (7/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊発電所3号炉		重要度が特に高い安全機能 <sup>※1</sup>
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器		
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの大きいもの、使用済燃料ピット（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）	活性炭式希ガスホールドアップ装置 ガスサージタンク 使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。） 新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能） ・新燃料貯蔵ラック		（放射性物質を貯蔵する機能としては、左記機器は静的機器であるため、溢水による影響を受けない。使用済燃料ピットはピット冷却機能を有するため防護対象設備として抽出）  （燃料を安全に取り扱う機能としては、左記機器はフェイルセーフ設計又は静的機器のため溢水による影響を受けない）
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料取替クレーン 燃料移送装置 使用済燃料ピットクレーン 燃料取扱棟クレーン  直接関連系 ・原子炉キャビティ ・キャスクピット ・燃料取替チャンネル ・燃料取替検査ピット		
	2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	加圧器安全弁、加圧器逃がし弁（いずれも、吹き止まり機能に関連する部分）	加圧器安全弁（吹き止まり機能）  加圧器逃がし弁（吹き止まり機能）		（安全弁の吹き止まり機能は、外部からの電源供給や電気信号を必要とせず、溢水による影響を受けない。逃がし弁の吹き止まり機能は、フェイルセーフ設計のため溢水による影響を受けない）
MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能	使用済燃料ピット補給水系	燃料取替用水ピットからの使用済燃料ピット水補給ライン ・燃料取替用水ピット ・燃料取替用水ポンプ ・配管及び弁（燃料取替用水ピットから燃料取替用水ポンプを経て使用済燃料ピットまでの範囲）		（燃料プール水の補給機能として、溢水影響評価上の防護対象設備として抽出）
		2) 放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系、排気筒（補助建屋）	気体廃棄物処理系設備の隔離弁		（放射性物質放出の防止機能としては、放射性気体廃棄物処理系隔離弁はフェイルセーフ設計のため溢水による影響を受けない）

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを（ ）内に整理。

表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (8/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊発電所3号炉	重要度が特に高い安全機能 <sup>※1</sup>
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	構築物, 系統又は機器	
MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物, 系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	・原子炉トリップしゃ断器の状態 ・ほう素濃度 (サンプリング分析)	事故時の原子炉の停止状態の把握機能
				・1次冷却材圧力 ・1次冷却材高温側/低温側温度 (広域) ・加圧器水位	事故時の炉心冷却状態の把握機能
				・格納容器圧力 ・格納容器高レンジエアモニタ (低レンジ/高レンジ)	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能
				[低温停止への移行] ・1次冷却材圧力 ・1次冷却材高温側/低温側温度 (広域) ・加圧器水位 ・ほう酸タンク水位	事故時のプラント操作のための情報の把握機能
				[蒸気発生器隔離] ・蒸気発生器水位 (広域, 狭域) ・補助給水ライン流量	
				[蒸気発生器2次側除熱] ・蒸気発生器水位 (広域, 狭域) ・補助給水ライン流量 ・主蒸気ライン圧力 ・補助給水ピット水位	
				[再循環モードへの切替] ・燃料取替用水ピット水位 ・格納容器再循環サンプ水位 (広域, 狭域)	
2) 異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁 (手動開閉機能), 加圧器ヒータ, 加圧器逃がし弁元弁	加圧器後備ヒータ	(左記機器が機能喪失した場合においても, プラント停止は可能であるため, 溢水による影響評価の対象から除外する)		
		加圧器逃がし弁元弁 (閉機能)			
		加圧器逃がし弁 (手動開閉機能)		(プラント停止操作に必要な設備のため, 左記機器は溢水影響評価上の防護対象設備として抽出)	
3) 制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)	中央制御室外原子炉停止盤	(制御室外からの安全停止機能として, 左記機器は溢水影響評価上の防護対象設備として抽出)		
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって, PS-1及びPS-2以外の構築物, 系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの)	計装配管, 試料採取管	計装配管及び弁	(原子炉冷却材を内蔵する機能としては, 左記機器は静的機器又は動作機能の喪失により安全機能に影響しないため, 溢水による影響を受けない)
				試料採取設備の配管及び弁	
				ドレン配管及び弁	
				ベント配管及び弁	

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物, 系統又は機器について, 溢水影響評価上の扱いを ( ) 内に整理。

表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (9/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊発電所3号炉		重要度が特に高い安全機能 <sup>※1</sup>	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器			
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって、PS-1 及び PS-2 以外の構築物、系統及び機器	2) 原子炉冷却材の循環機能	1 次冷却材ポンプ及びその関連系	1 次冷却材ポンプ 化学体積制御設備の封水注入ライン ・ 1 次冷却材ポンプスタンドパイプ ・ 配管及び弁		(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)	
		3) 放射性物質の貯蔵機能	放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの小さいもの）	液体廃棄物処理設備（貯蔵機能を有する範囲） ・ 加圧器逃がしタンク ・ 格納容器サンブ ・ 廃液貯蔵ピット ・ 冷却材貯蔵タンク ・ 格納容器冷却材ドレンタンク ・ 補助建屋サンブタンク ・ 洗浄排水タンク ・ 洗浄排水蒸留水タンク ・ 洗浄排水濃縮廃液タンク ・ 廃液蒸留水タンク ・ 酸液ドレンタンク ・ 濃縮廃液タンク 固体廃棄物処理設備（貯蔵機能を有する範囲） ・ 使用済樹脂貯蔵タンク ・ 固体廃棄物貯蔵庫 新燃料貯蔵庫 新燃料ラック			(放射性物質の貯蔵機能としては、左記機器は静的機器であるため、溢水による影響を受けない)
		4) 電源供給機能（非常用を除く。）	主蒸気系（隔離弁以後）、給水系（隔離弁以前）、送電線、変圧器、開閉所	発電機及び励磁機設備（発電機負荷開閉器を含む。） 直接関連系（発電機及び励磁機設備） 蒸気タービン設備（主蒸気隔離弁以後） ・ 主タービン ・ 主要弁、配管 直接関連系（蒸気タービン設備） 主蒸気設備（主蒸気隔離弁以後） 給水設備（主給水隔離弁以前） ・ 電動主給水ポンプ ・ タービン動主給水ポンプ ・ 給水加熱器 ・ 配管及び弁 直接関連系（給水設備）		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 固定子冷却装置</li> <li>・ 発電機水素ガス冷却装置</li> <li>・ 軸密封油装置</li> <li>・ 励磁系（励磁機、AVR）</li> <li>・ 主蒸気系（主蒸気／駆動源）</li> <li>・ タービン制御系</li> <li>・ タービン潤滑油系</li> <li>・ 駆動用蒸気</li> </ul>	(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを（ ）内に整理。

表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (10/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			泊発電所3号炉		重要度が特に高い安全機能※1	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器			
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1 及び PS-2 以外の構築物、系統及び機器	4) 電源供給機能（非常用を除く。）	主蒸気系（隔離弁以後）、給水系（隔離弁以前）、送電線、変圧器、開閉所	復水設備（復水器及び循環水ラインを含む。） ・復水器 ・復水ポンプ ・循環水ポンプ ・配管及び弁		（左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する）
				直接関連系（復水設備）	・復水器空気抽出系（機械式空気抽出系、配管及び弁） ・取水設備（屋外トレンチを含む）	
				所内電源系（MS-1以外） ・発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路		
				直流電源設備（MS-1以外） ・蓄電池 ・蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路		
				計測制御用電源設備（MS-1以外） ・電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路		
				制御棒駆動装置用電源設備		
				送電線設備 ・送電線		
				変圧器設備 ・主変圧器 ・所内変圧器 ・予備変圧器 ・電路		
				直接関連系（変圧器設備）	・油劣化防止装置 ・冷却装置	
				開閉所設備 ・母線 ・遮断器 ・断路器 ・電路		
5) プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）	原子炉制御系、原子炉計装、プロセス計装	原子炉制御設備の一部		（左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する）		
		原子炉計装の一部				
		プロセス計装の一部				

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを（ ）内に整理。

表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (11/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊発電所3号炉		重要度が特に高い安全機能※1
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器		
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって、PS-1 及び PS-2 以外の構築物、系統及び機器	6) プラント運転補助機能	補助蒸気系、制御用圧縮空気設備 (MS-1 以外)	補助蒸気設備 ・ 蒸気供給系配管及び弁 ・ 補助蒸気ドレンタンク ・ 補助蒸気ドレンポンプ ・ スチームコンバータ ・ スチームコンバータ給水ポンプ ・ スチームコンバータ給水タンク		(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)
				直接関連系 (補助蒸気設備)	・ 軸受水 (スチームコンバータのみ)	
				制御用圧縮空気設備 (MS-1 以外)		
				原子炉補機冷却水設備 (MS-1 以外) ・ 配管及び弁		
				軸受冷却設備 ・ 軸受冷却水ポンプ ・ 熱交換器 ・ 配管及び弁		
				直接関連系 (軸受冷却設備)	・ スタンドパイプ	
				給水処理設備 ・ 配管及び弁 ・ 2次系純水タンク		
	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管及び端栓		(左記機器は静的機器であるため、溢水による影響を受けない)
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	化学体積制御設備の浄化系 (浄化機能)	化学体積制御設備の浄化ライン (浄化機能) ・ 体積制御タンク ・ 再生熱交換器 (胴側) ・ 非再生熱交換器 (管側) ・ 冷却材混床式脱塩塔 ・ 冷却材陽イオン脱塩塔 ・ 冷却材脱塩塔入口フィルタ ・ 冷却材フィルタ ・ 抽出設備関連配管及び弁		(左記機器が機能喪失した場合においても、プラント停止は可能であるため、溢水による影響評価の対象から除外する)

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物、系統又は機器について、溢水影響評価上の扱いを ( ) 内に整理。

表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (12/13)

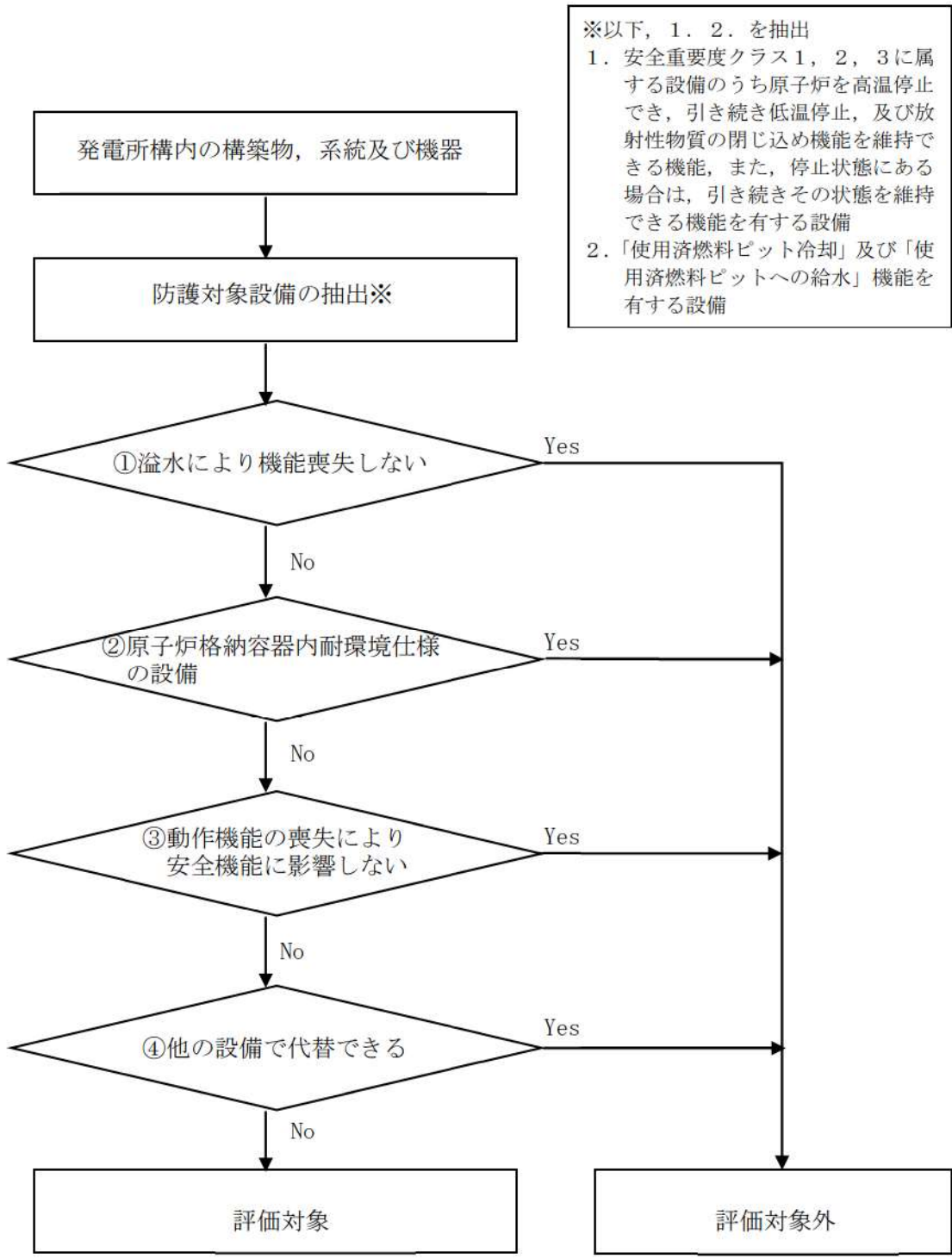
発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊発電所3号炉		重要度が特に高い安全機能※1	
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	構築物, 系統又は機器			
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても, MS-1, MS-2とあいまって, 事象を緩和する構築物, 系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	加圧器逃がし弁 (自動操作)	加圧器逃がし弁 (自動操作)	直接関連系	(原子炉圧力の上昇の緩和機能としては, 左記機器は自動減圧系により代替が可能である)	
		2) 出力上昇の抑制機能	タービンランバック系, 制御棒引抜阻止インターロック	タービンランバックインターロック 制御棒引抜阻止インターロック			(左記機器が機能喪失した場合においても, プラント停止は可能であるため, 溢水による影響評価の対象から除外する)
		3) 原子炉冷却材の補給機能	化学体積制御設備の充てん系, 1次冷却系補給水設備	化学体積制御設備の充てんライン及びほう酸補給ライン ・ほう酸補給タンク ・ほう酸混合器 ・ほう酸補給設備配管及び弁	給水処理設備の1次系補給水ライン ・1次系純水タンク ・配管及び弁 ・1次系補給水ポンプ	直接関連系 (給水処理設備の1次系補給水ライン) ・ポンプミニマムフローライン配管及び弁	(左記機器が機能喪失した場合においても, プラント停止は可能であるため, 溢水による影響評価の対象から除外する)
		—		—	タービン保安装置  主蒸気止め弁		

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物, 系統又は機器について, 溢水影響評価上の扱いを ( ) 内に整理。

表 3-3 安全施設と重要度の特に高い安全機能を有する系統との関連性 (13/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				泊発電所3号炉		重要度が特に高い安全機能 <sup>※1</sup>
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	構築物, 系統又は機器		
MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構築物, 系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所, 試料採取系, 通信連絡設備, 放射線監視設備, 事故時監視計器の一部, 消火系, 安全避難通路, 非常用照明	緊急時対策所		(緊急時対策所は, 屋外で生じる溢水が滞留しない敷地高所に配置されており, 屋外から溢水伝播することはない, 内部にも溢水源がないことから, 溢水の影響を受けない)
				直接関連系 (原子力発電所緊急時対策所)	<ul style="list-style-type: none"> <li>情報収集設備</li> <li>通信連絡設備</li> <li>資材及び器材</li> </ul>	
				蒸気発生器ブローダウンライン (サンプリング機能を有する範囲)		(左記機器が機能喪失した場合においても, プラント停止は可能であるため, 溢水による影響評価の対象から除外する)
				試料採取設備 (事故時に必要な1次冷却材放射性物質濃度及び原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度のサンプリング分析機能を有する範囲)		
				<ul style="list-style-type: none"> <li>配管及び弁</li> </ul>		(左記機器は事故時のプラント操作のための情報の把握機能にて代替可能である)
				通信連絡設備		
				<ul style="list-style-type: none"> <li>1つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備</li> </ul>		(左記機器が機能喪失した場合においても, プラント停止は可能であるため, 溢水による影響評価の対象から除外する)
				放射線監視設備の一部		
				原子炉計装の一部		(左記機器は他の消火設備により代替が可能である)
				プロセス計装の一部		
				消火設備		(左記機器は静的機器であるため溢水による影響を受けない)
<ul style="list-style-type: none"> <li>水消火設備</li> <li>泡消火設備</li> <li>二酸化炭素消火設備</li> </ul>						
直接関連系 (消火設備)		(左記機器は静的機器のため溢水による影響を受けない)				
<ul style="list-style-type: none"> <li>ポンプ冷却水</li> <li>ろ過水タンク</li> <li>火災検出装置 (受信機を含む)</li> <li>防火扉, 防火ダンパ, 耐火壁, 隔壁 (消火設備の機能を維持・担保するために必要なもの)</li> </ul>						
安全避難通路		(左記機器は静的機器のため溢水による影響を受けない)				
直接関連系 (安全避難通路)	安全避難用扉					
非常用照明		(左記機器は懐中電灯等の可搬型照明により代替が可能である)				

※1 安全施設のうち重要度が特に高い安全機能に該当しない構築物, 系統又は機器について, 溢水影響評価上の扱いを ( ) 内に整理。



※以下，1. 2. を抽出

- 安全重要度クラス1，2，3に属する設備のうち原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止，及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる機能，また，停止状態にある場合は，引き続きその状態を維持できる機能を有する設備
- 「使用済燃料ピット冷却」及び「使用済燃料ピットへの給水」機能を有する設備

図 3-1 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー



表 3-4 溢水影響評価の対象外とする理由

各ステップの項目	理由
①溢水により機能喪失しない	<p>容器，熱交換器，安全弁，逆止弁，手動弁，配管等の静的機器は，外部からの電源供給等が不要であることから，溢水の影響により外部からの電源供給や電気信号を喪失しても機能喪失はしないため，溢水影響がないと評価した。</p>
②原子炉格納容器内耐環境仕様の設備	<p>原子炉格納容器内設備のうち，重要度の特に高い安全機能を有する系統設備は，原子炉冷却材喪失（LOCA）時の原子炉格納容器内の状態（温度・圧力条件及び溢水影響）を考慮した耐環境仕様としているため，溢水影響はないと評価した。</p> <p>なお，対象設備が耐環境仕様であることの確認は，メーカー試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行った。</p>
③動作機能の喪失により安全機能に影響しない	<p>状態監視のみの現場指示計，フェイル・アズ・イズでも安全機能に影響しない電動弁，あるいはフェイル・ポジションでも安全機能に影響しない空気作動弁等，動作機能喪失によっても安全機能へ影響しない設備は，溢水影響がないと評価した。</p>
④他の設備で代替できる	<p>他の設備により機能が代替できる設備は，機能喪失しても安全機能に影響しない。</p>

### 3. 4 防護対象設備を防護するための設計方針

想定破損による溢水、消火水の放水による溢水、地震起因による溢水及びその他の溢水に対して、溢水防護対象設備が以下に示す没水、被水及び蒸気の影響を受けても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とするとともに、使用済燃料ピットのスロッシングにおける水位低下を考慮しても、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能等が維持できる設計とする。

また、溢水評価において、現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて環境の温度及び放射線量を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。

#### 3. 4. 1 没水の影響に対する設計方針

防護対象設備が没水により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか又は組み合わせの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

##### (1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 漏えい検知システム等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作(自動又は手動)又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- b. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

- c. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより溢水量を低減する。
- d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより溢水量を低減する。
- e. その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては、漏えい検知器による早期検知や床目皿からの排水等により、溢水防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とする。

##### (2) 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 溢水防護対象設備の設置高さを嵩上げし、評価の各段階における保守性と併せて考慮した上で、溢水防護対象設備の機能喪失高さが、発生した溢水による水位を十分な裕度を持って上回る設計とする。
- b. 溢水防護対象設備周囲に堰を設置し、溢水防護対象設備が没水しない設計とする。設置する堰については、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる

設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

#### 3. 4. 2 被水の影響に対する設計方針

溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか又は組み合わせの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

##### (1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止することにより被水の影響が発生しない設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

- b. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。
- c. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。
- d. 消火水の放水による溢水に対しては、溢水防護対象設備が設置されている溢水防護区画においてガス消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することにより、被水の影響が発生しない設計とする。また、水消火を行う場合には、水消火による被水の影響を最小限にとどめるため、溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

##### (2) 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器への取替えを行う。
- b. 溢水防護対象設備に対し、実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行う。

#### 3. 4. 3 蒸気の影響に対する設計方針

溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか又は組み合わせの対策を行うことにより、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水防護区画外の蒸気放出に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉等は、溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

- b. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、破損形状を特定することにより蒸気放出による影響を軽減する設計とする。

- c. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

- d. 蒸気の漏えいを検知し、中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）を行うための配管漏えい検知システムを設置し、漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。

また、配管漏えい検知システムだけでは溢水防護対象設備の健全性が確保されない場合には、破損想定箇所に防護カバーを設置することで漏えい蒸気量を抑制して、溢水防護区画内雰囲気温度への影響を軽減する設計とする。

(2) 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 蒸気放出の影響に対して耐性を有しない溢水防護対象設備については、蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替えを行う。

- b. 溢水防護対象設備に対し、実機での蒸気条件を考慮しても安全機能を損なわないことを蒸気曝露試験等により確認した保護カバーやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

3. 4. 4 その他の溢水に対する設計方針

地下水の流入、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水が、溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えいに対して、漏えい検知器による早期検知や床目皿からの排水等により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

#### 4 溢水防護区画及び溢水経路の設定

##### 4. 1 溢水防護区画の設定

防護対象設備が設置されている、壁、扉及び堰又はそれらの組み合わせによって、他の区画と分離されている区画、並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路を溢水防護区画として設定した。すべての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、設置許可基準規則第十二条（安全施設）で要求される重要度の特に高い安全機能を有する系統及び使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能を有する系統について、系統図から設備（機器）を抽出するとともに、それらの機器の配置状況を示す図書（配管施工図や機器配置図等）から溢水防護区画を設定した。溢水防護区画については設計図書（壁、扉及び堰又はそれらの組み合わせ）を用いて設定し、この中でアクセス通路については、図面等で図示されていることを確認した。溢水防護区画図について、添付資料7に示す。

##### 4. 2 滞留面積の算出

4. 1にて設定した各区画について、溢水が発生した場合に滞留可能な床面をその面積として算出した。算出に当たっては、当該区画内に設置されている各機器により占有されている領域等を考慮し、保守的な有効面積を算出した。詳細については、添付資料8に示す。

##### 4. 3 溢水経路の設定

防護対象設備が設置されている建屋において、床開口部（機器ハッチ、階段等）及び溢水影響評価において期待することのできる設備（水密扉や堰等）の抽出を行い、溢水経路を設定した。溢水経路の設定に当たっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいを想定して設定した。また、評価対象区画からの定量的な溢水流出を確認できる開口部については、その効果を考慮した。

溢水経路を構成する壁、扉、堰、床段差等は、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し、必要な健全性を維持できるとともに、保守管理及び水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとした。

なお、溢水が長期間滞留する区画境界の壁にひび割れが生じる場合は、ひび割れからの浸水量を算出し、溢水評価に影響を与えないことを確認した。

貫通部に実施した流出及び流入防止対策も同様に、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し、必要な健全性を維持できるとともに、保守管理を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとした。

火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合には、当該貫通部からの消火水の流入を考慮する。消火活動により区画の扉を開放する場合は、開放した扉からの消火水の伝播を考慮した。

また、定期事業者検査作業に伴う防護対象設備の待機除外や扉の開放等、プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により、影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合については、重大事故等対処施設の利用も含めた対応も考慮し、その状態を踏まえ

た必要な安全機能が損なわれない運用とする(別添2参照)。

溢水影響評価において止水を期待できる設備について、添付資料9に示す。溢水防護区画図上に溢水の伝播経路を考慮した溢水伝播経路図を添付資料10に示し、各区画の接続状況や滞留面積等をブロック図上に整理した溢水伝播フロー図を添付資料31に示す。また、開口部等からの流出流量の評価について、添付資料11に示す。

(1) 溢水防護区画内漏えいの溢水経路

溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護区画内の水位が最も高くなるよう、当該溢水区画から他区画への流出がないように溢水経路を設定した。

a. 床ドレン

床ドレン配管が設置され、他の区画とつながっている場合であっても、他の区画への流出は想定しない。

b. 床面開口部及び床貫通部

評価対象区画床面に床開口部又は床貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は考慮しない。ただし、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合は、評価対象区画から他の区画への流出を考慮した。

c. 壁貫通部

評価対象区画の境界壁の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しない。

d. 扉

評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から隣室への流出は考慮しない。

e. 排水設備

評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しない。

(2) 溢水防護区画外漏えいの溢水経路

溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象設備の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように溢水経路を設定した。

a. 床ドレン

評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合は、水位差による流入量を考慮した。

ただし、評価対象区画内に設置されているドレン配管に逆止弁を設置している場合は、その効果を考慮した。

b. 天井面開口部及び貫通部

評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとした。

ただし、開口部又は貫通部に流出防止処置を施している場合は、評価対象区画への流入は考慮しない。

c. 壁貫通部

評価対象区画の境界壁の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合は、その貫通部からの流入を考慮した。

ただし、境界壁の貫通部に流出防止処置を施している場合は、評価対象区画への流入は考慮しない。

d. 扉

評価対象区画に扉が設置されている場合は、水位差による流入量を考慮した。

ただし、水密扉については、水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有しているため、流入を考慮しない。

e. 堰

溢水が発生している区画に堰が設置されており、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとした。

f. 排水設備

評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しない。

(3) 溢水伝播

上層階の溢水は階段あるいは開口部を經由して下層階へ伝播する。下層階への伝播については、下層階における溢水の伝播先を特定し、上層階からの溢水量全量が流入するものとする。

## 5 想定破損評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価

### 5. 1 想定破損による溢水源

#### (1) 破損を想定する配管の分類

防護対象設備が設置されている建屋内の水系配管（油系配管含む）について、高エネルギー配管<sup>※1</sup>と低エネルギー配管<sup>※2</sup>の分類フローに基づき、高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類した。分類した結果を添付資料 12 に示す。溢水ガイドの記載のとおり、高エネルギー配管は完全全周破断、低エネルギー配管は貫通クラックを想定し、溢水影響を評価（没水評価及び蒸気評価）した。

なお、一部の配管について、溢水ガイド附属書 A 「流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」の規定<sup>※3</sup>を適用した。

※1 「高エネルギー配管」は、呼び径 25A(1B)を超える配管でプラントの通常運転時に運転温度が 95℃を超えるか又は運転圧力が 1.9MPa[gage]を超える配管。ただし、被水、蒸気については配管径に関係なく影響を評価した。なお、高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の 2%又はプラント運転期間の 1%より小さければ、低エネルギー配管として扱う。

※2 「低エネルギー配管」は、呼び径 25A(1B)を超える配管でプラントの通常運転時に運転温度が 95℃以下で、かつ運転圧力が 1.9MPa[gage]以下の配管。（ただし静水頭圧の配管は除く）

※3 溢水ガイド附属書 A では、配管の発生応力  $S_n$  が許容応力  $S_a$  に対する条件を満足すれば、以下の想定が可能であることを規定している（以下、摘要）。

#### 【高エネルギー配管（ターミナルエンドを除く）】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

(a) クラス 2, 3 又は非安全系配管

$S_n \leq 0.4S_a \quad \Rightarrow \quad$  想定破損なし

$0.4S_a < S_n \leq 0.8S_a \quad \Rightarrow \quad$  貫通クラック

#### 【低エネルギー配管】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

(a) クラス 2, 3 又は非安全系配管

$S_n \leq 0.4S_a \quad \Rightarrow \quad$  想定破損なし

#### (2) 高エネルギー配管の破損形状の想定

原則として、高エネルギー配管は「完全全周破断」を想定する。

ただし、没水評価において、区画番号：3RB-F-N2 に設置されている蒸気発生器ブローダウン系配管の一部（主蒸気管室外）及び主蒸気系（主蒸気管室外）については、配管の発生応力  $S_n$  を許容応力  $S_a$  に対して、条件 ( $S_n \leq 0.4S_a$ ) を満足することが確認できたことから、



想定破損除外を適用した。

また、蒸気評価において、区画番号：3RB-F-N2 に設置されている蒸気発生器ブローダウン系配管の一部（主蒸気管室外）及び主蒸気系（主蒸気管室外）については、配管の発生応力  $S_n$  を許容応力  $S_a$  に対して、条件（ $S_n \leq 0.4S_a$ ）を満足することが確認できたことから、想定破損除外を適用した。区画番号：3AB-D-N1, 3AB-D-2, 3RB-D-1, 3RB-D-2, 3RB-D-3, 3AB-H-1, 3AB-H-N4, 3AB-F-1, 3AB-F-N7, 3RB-E-2, 3RB-E-1, 3RB-F-N2 に設置されている補助蒸気系配管については、配管の発生応力  $S_n$  を許容応力  $S_a$  に対して、条件（ $0.4S_a < S_n \leq 0.8S_a$ ）を満足することが確認できたことから、破損形状は貫通クラックを想定した。

高エネルギー配管の想定破損除外又は貫通クラックについて、添付資料 13 に示す。

なお、想定破損の除外を適用するに当たっては、評価対象範囲内にターミナルエンドが設置されていないことを確認している。

### (3) 低エネルギー配管の破損形状の想定

原則として、低エネルギー配管は「貫通クラック」を想定する。

ただし、防護対象設備が設置される原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋に設置されている循環水管を除く低エネルギー配管については、配管の発生応力  $S_n$  が許容応力  $S_a$  に対する条件（ $S_n \leq 0.4S_a$ ）を満足することが確認できたことから、想定破損除外を適用した。循環水管については、溢水ガイドに従い伸縮継手部の貫通クラックを想定した。低エネルギー配管の想定破損除外の評価結果について、添付資料 14 に示す。

### (4) 減肉等による破損の評価について

(2) 及び (3) 項の評価結果により想定破損除外を行う箇所については、減肉、腐食、又は疲労による破損を別途想定し、非破壊検査によって当該部分の損傷状態を定期的に実施管理することにより、減肉による破損の想定を除外した。

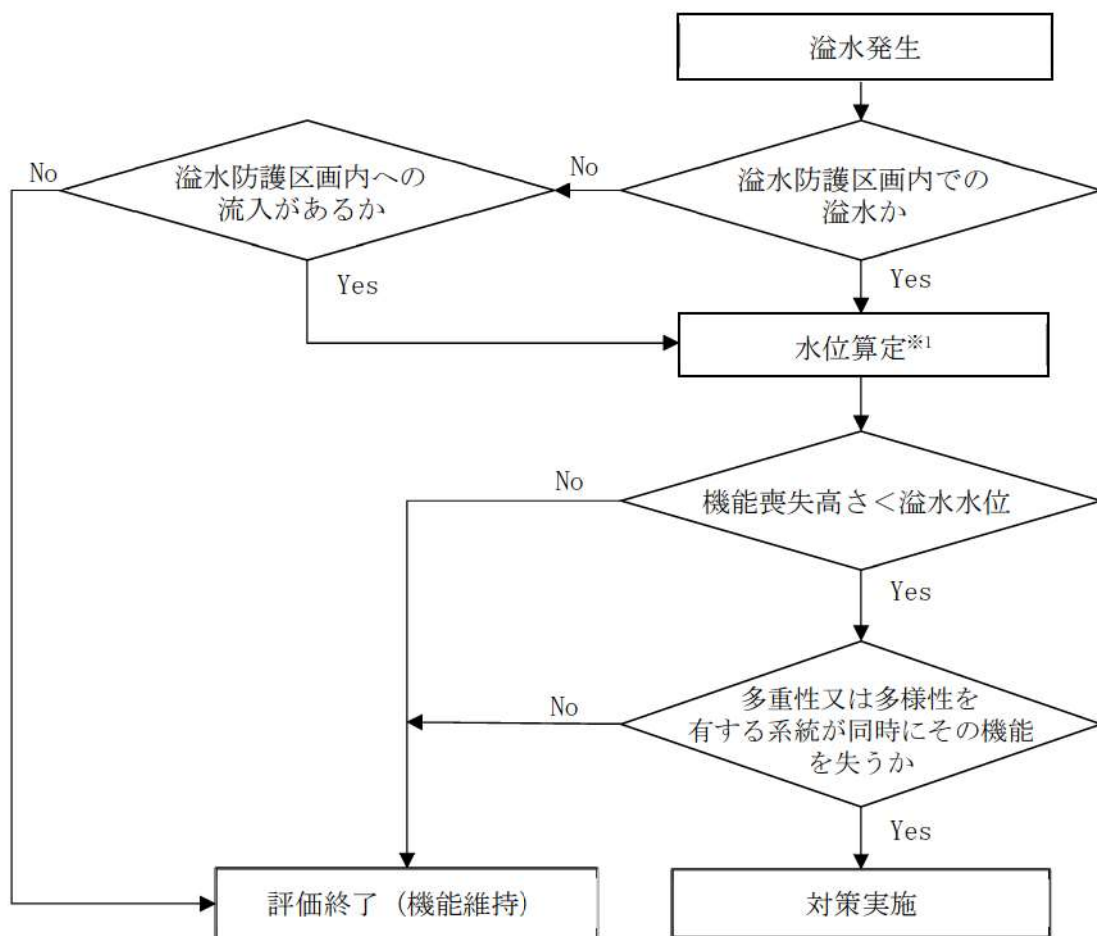
減肉等による破損の評価結果について、添付資料 15 に示す。

## 5. 2 想定破損による没水影響評価

### (1) 想定破損による没水影響評価フロー

高エネルギー配管、低エネルギー配管の溢水量に基づき、溢水経路上のエリアの没水評価を実施した。評価に用いる溢水量は、区画内にある溢水源のうち、最も溢水量が大きくなる系統を溢水源として設定した。

図 5-1 に想定破損による没水影響評価フローを示す。



※1 評価に用いる溢水量は、区画内にある溢水源のうち、最も溢水量が大きくなる系統を溢水源として設定した。

図 5-1 想定破損による没水影響評価フロー

(2) 想定破損による溢水影響評価のうち没水影響評価結果

溢水源となりうる系統ごとに系統上の想定破損箇所に対して溢水経路図を作成し、区画ごとに溢水水位と防護対象設備の機能喪失高さの比較により没水影響を評価した。

高エネルギー配管の没水評価では、完全全周破断による溢水を想定し、隔離による漏えい停止に必要な時間から溢水量を算定した。想定する破損箇所は溢水評価上最も保守的となる位置での破損を想定し、設置レベル等にかかわらず、評価対象となるすべての区画に対して同じ値を用いて評価を実施した。

低エネルギー配管の没水評価では、貫通クラックによる溢水を想定し、隔離による漏えい停止に必要な時間から溢水量を算定した。想定する破損箇所は溢水評価上最も保守的となる位置での破損を想定し、設置レベル等にかかわらず、評価対象となるすべての区画に対して同じ値を用いて評価を実施した。算定した溢水量に対し、以下の判定基準を満足す

るために、一部必要となる設備対策を実施することで、防護対象設備が機能喪失しないことを確認した。

- a. 溢水水位<防護対象設備の機能喪失高さ
- b. 当該設備の機能喪失により多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないか。

系統別溢水量算出結果を添付資料 16 に示す。また、想定破損による没水影響評価結果について、添付資料 17 に示す。没水影響評価の結果、防護対象設備に対する対策（設備の嵩上げ、周囲への堰設置等）は不要であることを確認した。

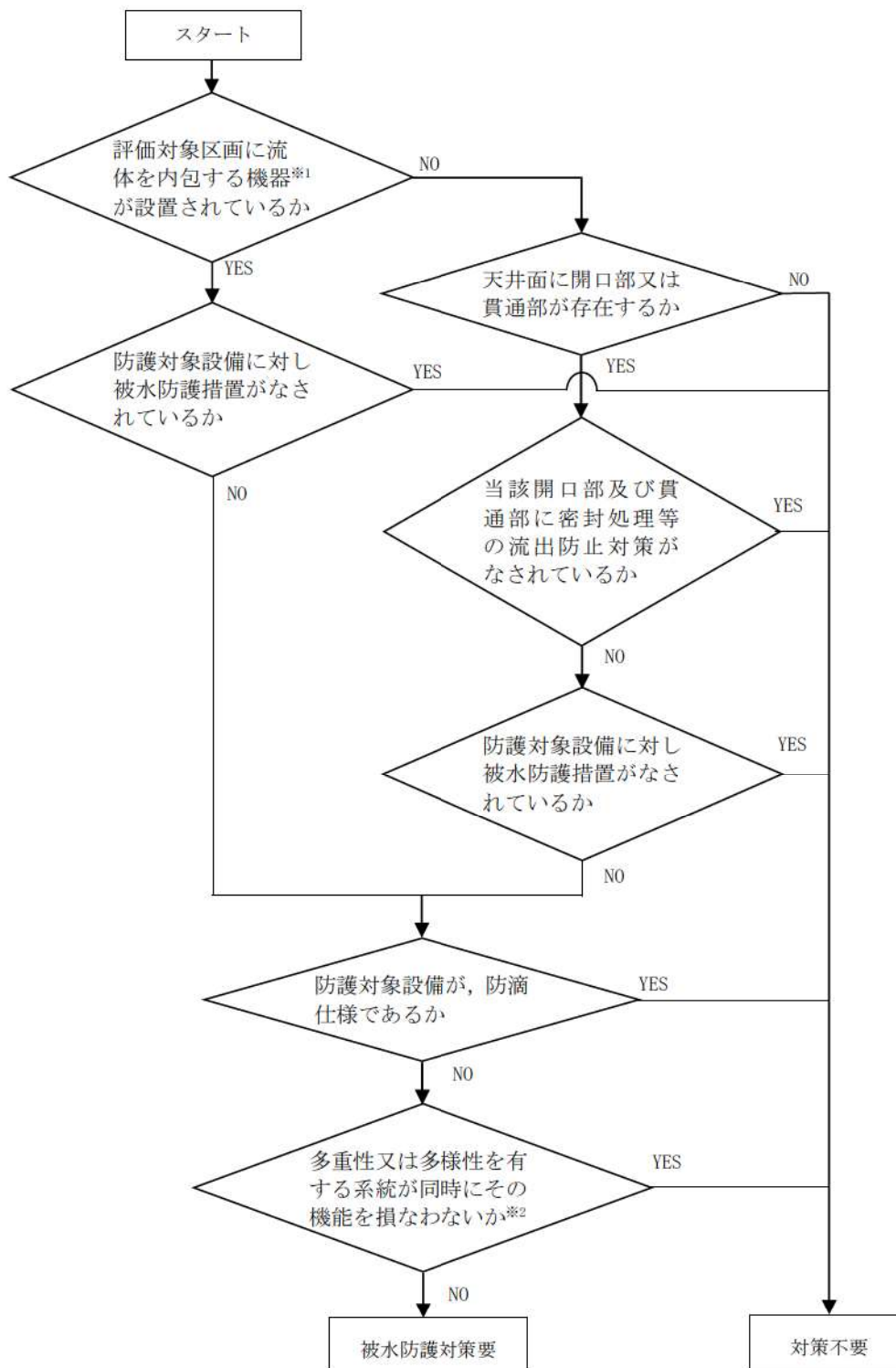
### 5. 3 想定破損による被水影響評価

#### (1) 想定破損による被水影響評価フロー

評価対象区画内の通過配管の想定破損による直接の被水、天井面の開口部又は貫通部からの被水を考慮し、防護対象設備の機能維持の可否を評価した。

飛散距離については、溢水ガイドでは管内圧力、重力を考慮した弾道計算モデルが示されているが、本評価では被水源との距離によらず、被水影響のある防護対象設備を検討対象とした。

図 5-2 に想定破損による被水影響評価フローを示す。



※1 蒸気を内包する場合は蒸気影響の項で評価する。

※2 原子炉外乱が発生する場合には、事故時等の単一故障を想定しても異常状態を収束できるよう必要に応じて対策を実施する。

図 5-2 想定破損による被水影響評価フロー

## (2) 想定破損による溢水影響評価のうち被水影響評価結果

被水影響評価は以下の観点で確認を行い、一部必要となる被水防護対策（保護カバーの設置、コーキング処理等）を実施することにより、被水により防護対象設備が機能喪失しないことを確認した。

- a. 防護対象設備が設置されている評価対象区画内に被水源を有しているか。  
なお、被水源の確認に際しては流出防止処置が施されていない天井面の開口部や貫通部の有無も確認する。
- b. 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされているか。
- c. 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合にあっては、防護対象設備に対し被水防護措置がなされているか。
- d. 防護対象設備が「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有しているか。
- e. 当該設備の機能喪失により多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないか。

想定破損による被水影響評価結果について、添付資料 18 に示す。また、評価結果から必要となる設備対策について、添付資料 32 に示す。

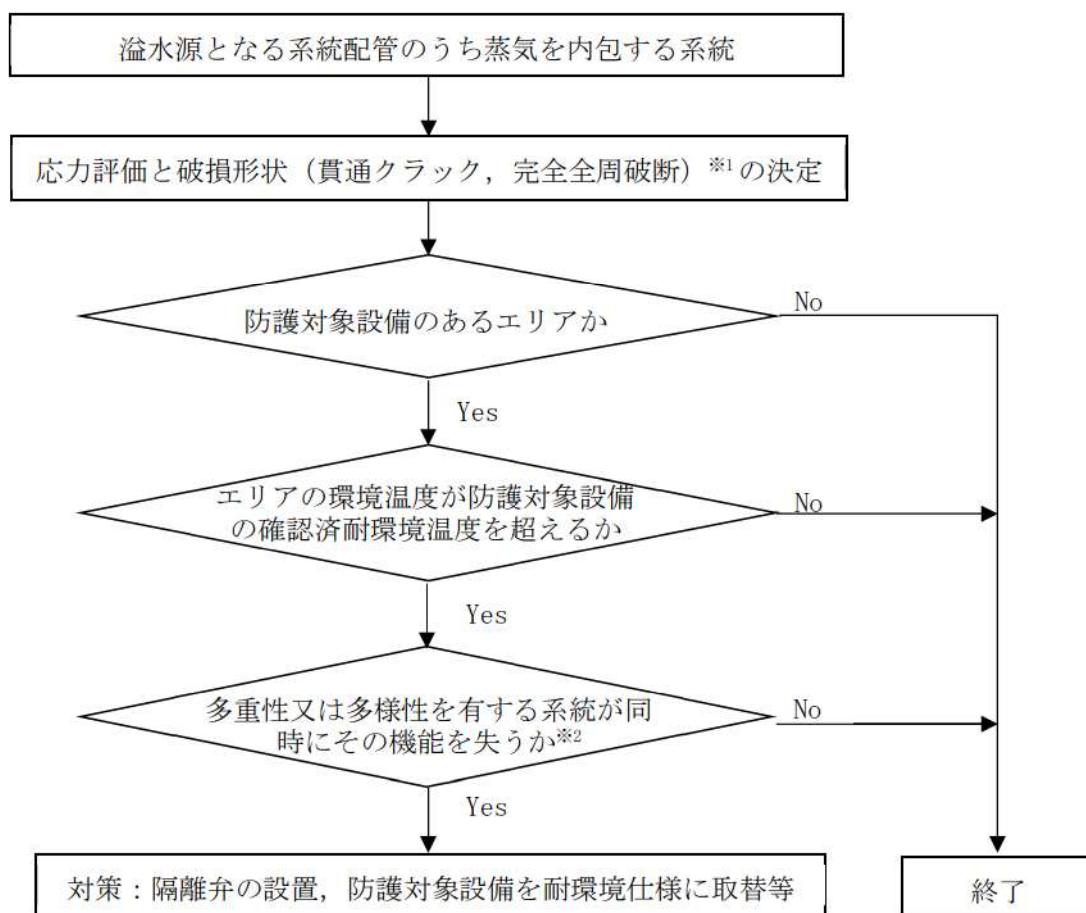
## 5. 4 想定破損による蒸気影響評価

### (1) 想定破損による蒸気影響評価フロー

機器の破損に起因する蒸気による防護対象設備への影響について、蒸気の発生源の有無、伝播、防護対象設備の耐環境仕様等の観点から、防護対象設備の機能維持の可否を評価した。

このとき、熱流体解析コードを用い、実機を模擬した空調条件や解析区画を設定して解析を実施し、防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。また、破損想定箇所の近傍に防護対象設備が設置されている場合は、漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響も考慮するとともに、溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障も考慮する。

図 5-3 に想定破損による蒸気影響評価フローを示す。



※1 ターミナルエンドは完全全周破断

※2 原子炉外乱が発生する場合には、事故時等の単一故障を想定しても異常状態を収束できるよう必要に応じて対策を実施する。

図 5-3 想定破損による蒸気影響評価フロー

## (2) 想定破損による溢水影響評価のうち蒸気影響評価結果

蒸気影響評価は以下の観点で確認を行い、想定破損の除外を適用すること、一部必要となる設備対策を実施することにより、蒸気により防護対象設備が機能喪失しないことを確認した。

- a. 防護対象区画内に蒸気を内包する設備がないか。
- b. 防護対象区画の環境温度が防護対象設備の確認済耐環境温度を超えないか。
- c. 当該設備の機能喪失により多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないか。

想定破損による蒸気影響評価結果について、添付資料 19 に示す。蒸気影響評価の結果、防護対象設備に対する対策（機器の取り替え、保護カバーの設置等）は不要であることを確認した。

## 6 消火水の放水評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価

### 6. 1 消火水の放水による溢水源

泊発電所3号炉には、防護対象設備の有無にかかわらず、建屋内に自動作動するスプリンクラーが設置されていないことから、火災発生時に消火栓による消火活動を行う区画における放水による溢水を想定し、防護対象設備に対する影響を評価した。

建屋外の消火栓及びスプリンクラーに対しては、その作動による溢水の流入により防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

格納容器スプレイについては、単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから、溢水源として考慮しない。

### 6. 2 消火水の放水による没水影響評価

発電所内で生じる異常状態の拡大防止のために設置される系統からの放水のうち、消火活動のために設置される消火栓からの放水による溢水を想定した。

消火水の放水による溢水影響評価対象区画を添付資料20に示す。

消火活動における消火水の放水時間は、溢水ガイドに従い原則3時間に設定した。ただし、火災源が小さい一部の区画については、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の火災防護指針（JEAG4607-2010）」解説-4-5（1）（表4-3 火災荷重と等価時間について）に従い、放水時間を設定した。溢水流量と放水時間から評価に用いる消火栓からの溢水量を以下のとおりとした。

・ 溢水量（屋内消火栓）＝150L/min×2箇所×放水時間

・ 溢水量（屋外消火栓）＝390L/min×2箇所×放水時間

溢水量算出の考え方について、添付資料21に示す。

消火活動における消火栓からのホース引き回し経路から、扉の開放が想定される場合には、隣接エリアについても滞留エリアとして考慮した。

溢水経路については放水がある当該フロア及び下階等影響の及ぶエリアを考慮した。

各建屋、各フロアで管理区域／非管理区域ごとに、消火活動による溢水量から算出される溢水水位と、防護対象設備の機能喪失高さを比較することで、評価を実施した結果、防護対象設備が機能喪失に至らないことを確認した。

消火水の放水による没水影響評価結果を添付資料22に示す。

なお、火災そのものによる防護対象設備への影響に関しては設置許可基準規則第八条「火災による損傷の防止」に関する審査にて評価することとし、ここでは放水による溢水影響を評価した。

## 6. 3 消火水の放水による被水影響評価

評価対象区画内の消火水の放水による直接の被水、天井面の開口部又は貫通部からの被水を考慮し、防護対象設備の機能維持の可否を評価した。

飛散距離については、溢水ガイドでは管内圧力、重力を考慮した弾道計算モデルが示されているが、本評価では被水源との距離によらず、被水影響のある防護対象設備を検討対象とした。

消火水の放水による被水影響評価フローは、図 5-2 と同じであり、被水源は「流体を内包する機器」から「消火水放水」に読み替える。

消火水の放水による被水影響評価結果について、添付資料 18 に示す。

## 7 地震時評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価

### 7. 1 地震起因による溢水源

地震に起因する溢水は、地震により破損する機器（配管、容器等）及び使用済燃料ピット等のスロッシングを溢水源として考慮した。なお、使用済燃料ピット等のスロッシングによる溢水量については、「8. 使用済燃料ピット等のスロッシング後の機能維持評価」に算出結果を示す。

また、以下の評価は、現状の基本設計段階にて想定しているものであり、今後詳細設計等を精査するに伴い、耐震評価等の変更が生じる可能性がある。

### 7. 2 地震起因による没水影響評価

#### 7. 2. 1 地震起因による没水影響評価の前提条件

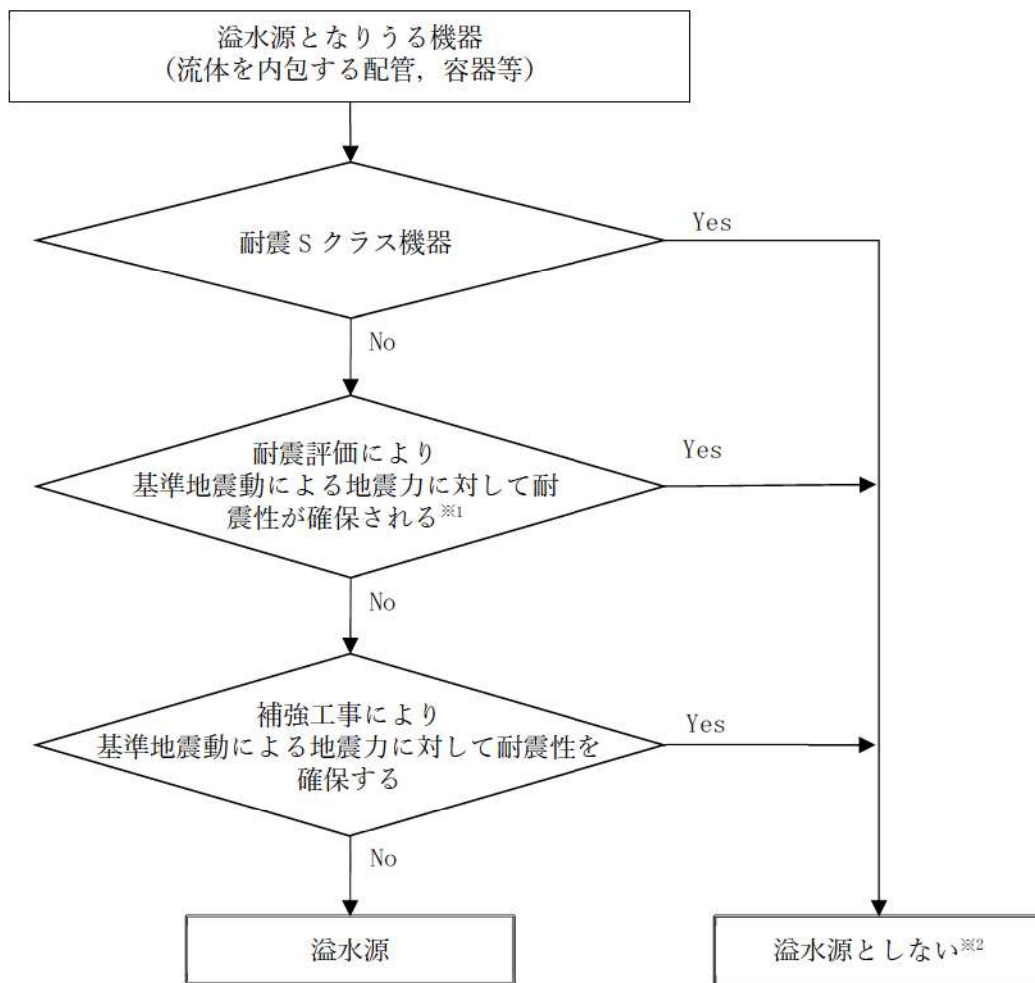
耐震 S クラス機器については、基準地震動による地震力によって破損は生じないことから地震による溢水源としない。また、耐震 B、C クラス機器のうち、耐震 S クラス機器と同様に基準地震動による地震力によって耐震評価を実施してバウンダリ機能の確保が確認されたもの、又は補強工事により耐震性を確保するものについては溢水源としない。

一方、溢水源と想定する場合の機器の破損による溢水量は、漏えい検知による停止や配管ルートに基づく流出範囲の限定には期待せず、配管については完全全周破断により系統の全保有水量が流出、容器については容器内保有水の全量が流出するものとした。

地震時に溢水源とする機器の抽出フローを図 7-1 に示す。

地震に起因する溢水源リストを添付資料 23 に示す。





※1 耐震評価を実施しないものは溢水源として扱う。

※2 使用済燃料ピット等のスロッシングによる溢水を除く

図 7-1 地震時に溢水源とする機器の抽出フロー

### 7. 2. 2 地震起因による没水影響評価

溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機器のうち溢水防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価した。また、地震による設備の破損が複数個所で同時に発生する可能性を考慮し、隔離による漏えい停止には期待できないものとして、建屋内の各区画において設備が破損した場合の溢水量を算定し、溢水が発生した区画からの伝播（上階から下階への伝播）を考慮し、溢水経路を設定し、溢水経路上の評価対象区画のすべてに対して影響評価に用いる溢水水位の算出を行った。

以上を踏まえ、溢水量から算出される溢水水位と、防護対象設備の機能喪失高さを比較することで、防護対象設備が機能喪失に至らないことを確認した。

地震起因による没水影響評価結果を添付資料 24 に示す。また、耐震 B, C クラス機器の耐震

評価について、添付資料 25 に示す。

### 7. 3 地震起因による被水影響評価

評価対象区画内の地震起因による直接の被水、天井面の開口部又は貫通部からの被水を考慮し、防護対象設備の機能維持の可否を評価した。

飛散距離については、溢水ガイドでは管内圧力、重力を考慮した弾道計算モデルが示されているが、本評価では被水源との距離によらず、被水影響のある防護対象設備を検討対象とした。

地震起因による被水影響評価フローは図 5-2 と同じである。

地震起因による被水影響評価結果について、添付資料 18 に示す。

### 7. 4 地震起因による蒸気影響評価

高エネルギー流体を内包する機器のうち、基準地震動によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その発生蒸気による影響を評価する。

ただし、蒸気流出の可能性のある耐震 B、C クラス機器のうち、蒸気を内包する系統については、基準地震動による地震力に対して耐震評価を実施してバウンダリ機能の確保を確認する、若しくは補強工事を実施することにより耐震性を確保するため破損が発生せず、蒸気影響はない。

## 8 使用済燃料ピット等のスロッシング後の機能維持評価

使用済燃料ピットの冷却及び給水系の防護対象設備については、これまでの溢水影響評価において、機能喪失しないことを確認している。

ここでは、基準地震動におけるスロッシングによる使用済燃料ピット等からの溢水量がピット外に流出した際の使用済燃料ピット水位を求め、ピット冷却（保安規定で定めた水温 65°C 以下）機能及び使用済燃料の遮蔽機能維持に必要な水位が確保されていることを確認する。

なお、以下の評価は、現状の基本設計段階にて想定しているものであり、今後詳細設計等を精査するに伴い、耐震評価等の変更が生じる可能性がある。

### 8. 1 解析評価

基準地震動に対する使用済燃料ピット、燃料取替用チャンネル、キャスクピット、燃料検査ピット（以下「使用済燃料ピット等」という）のスロッシングによる溢水量を推定するため、3次元流動解析を実施した。

使用済燃料ピット等が設置される原子炉建屋（T.P. 33.1m）の使用済燃料ピット周辺の機器配置図を図 8-1、使用済燃料ピットの概要図を図 8-2 に示す。

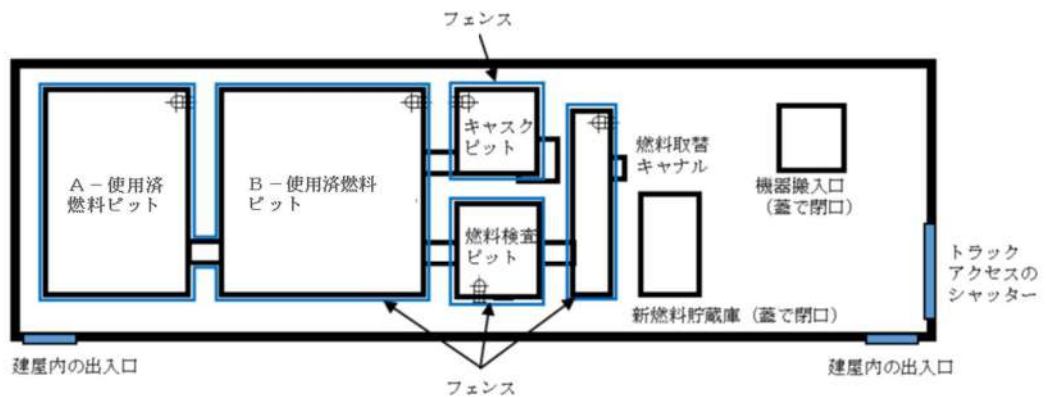


図 8-1 使用済燃料ピット周辺の機器配置図

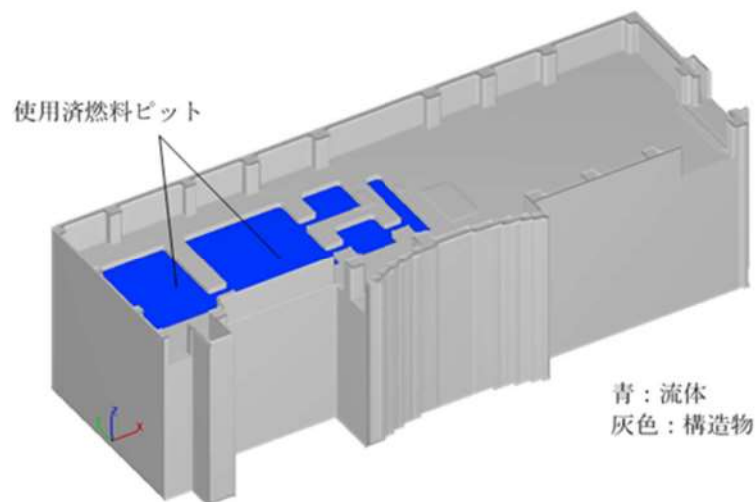


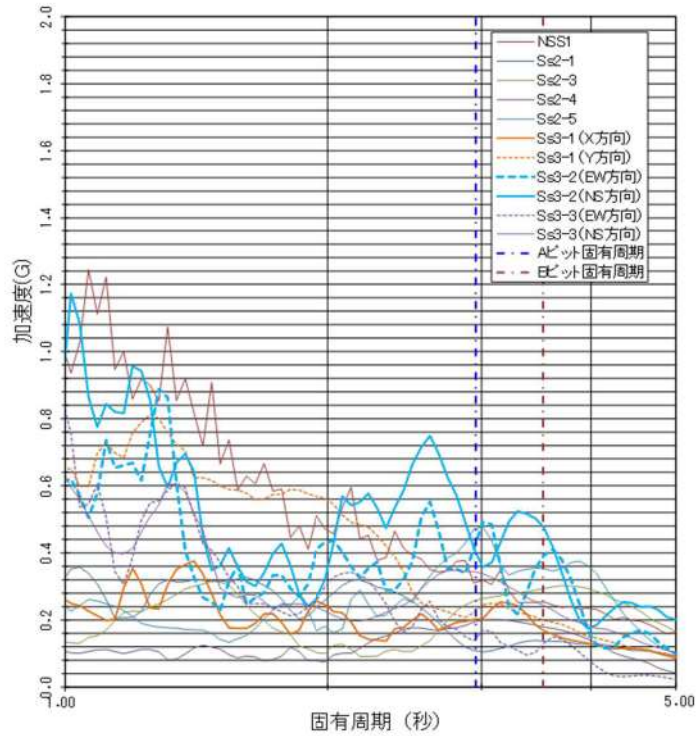
図 8-2 使用済燃料ピット等の概要図

(1) 評価用地震動

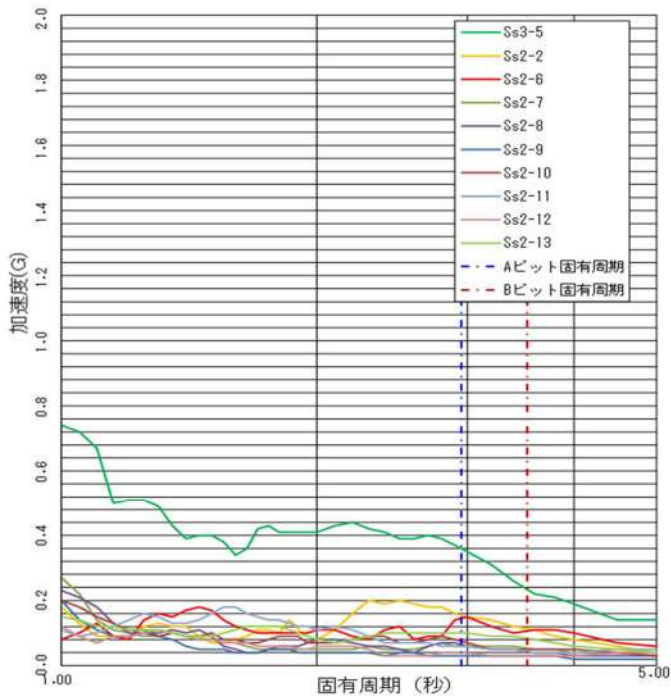
応答スペクトルに基づく地震動評価結果による基準地震動（以下「応答スペクトルベース」という）、断層モデルを用いた手法による地震動評価結果による基準地震動及び震源を特定せず策定する基準地震動（以下「断層モデルベース等」という）を用いて評価を実施した。

使用済燃料ピット等が存在する標高近傍の水平方向床応答スペクトルを図 8-3、これまでの 3次元流動解析結果で溢水量が最も多く、使用済燃料ピットの固有周期での応答も最大である基準地震動 Ss3-2（金ヶ崎地震動）の時刻歴加速度波形を図 8-4 に示す。

X方向



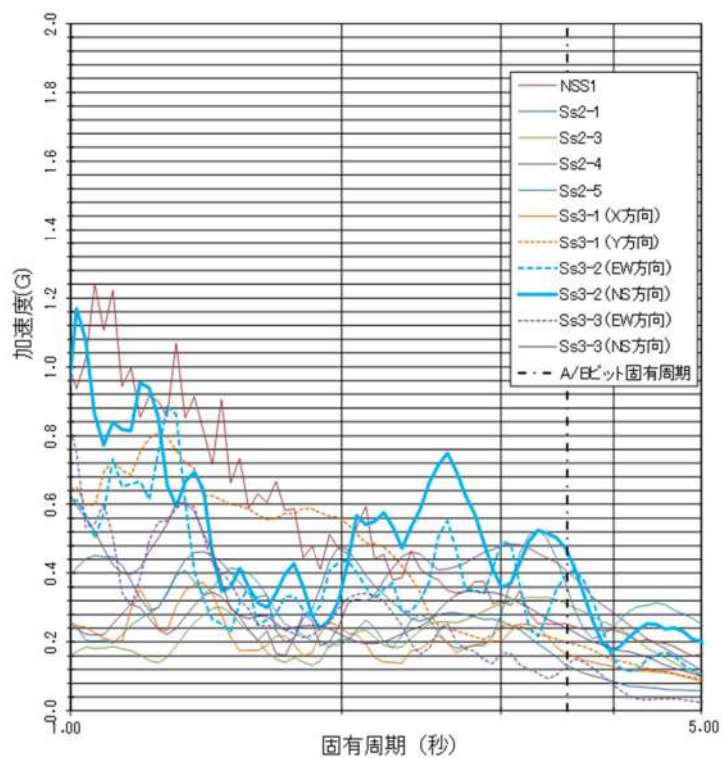
(3次元流動解析を実施済みの基準地震動)



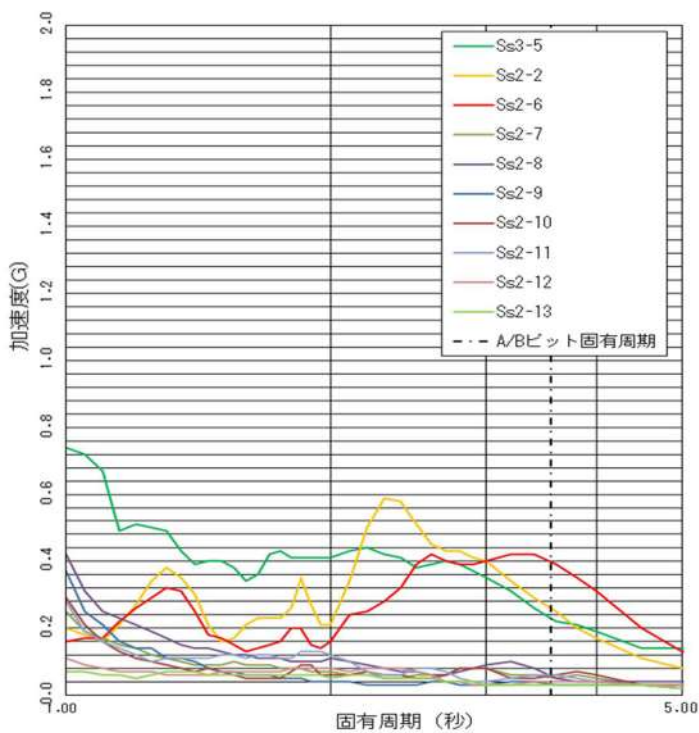
(詳細設計段階で3次元流動解析を実施する基準地震動)

図 8-3 水平方向の床応答スペクトル (X方向)

Y方向



(3次元流動解析を実施済みの基準地震動)



(詳細設計段階で3次元流動解析を実施する基準地震動)

図 8-3 水平方向の床応答スペクトル (Y方向)

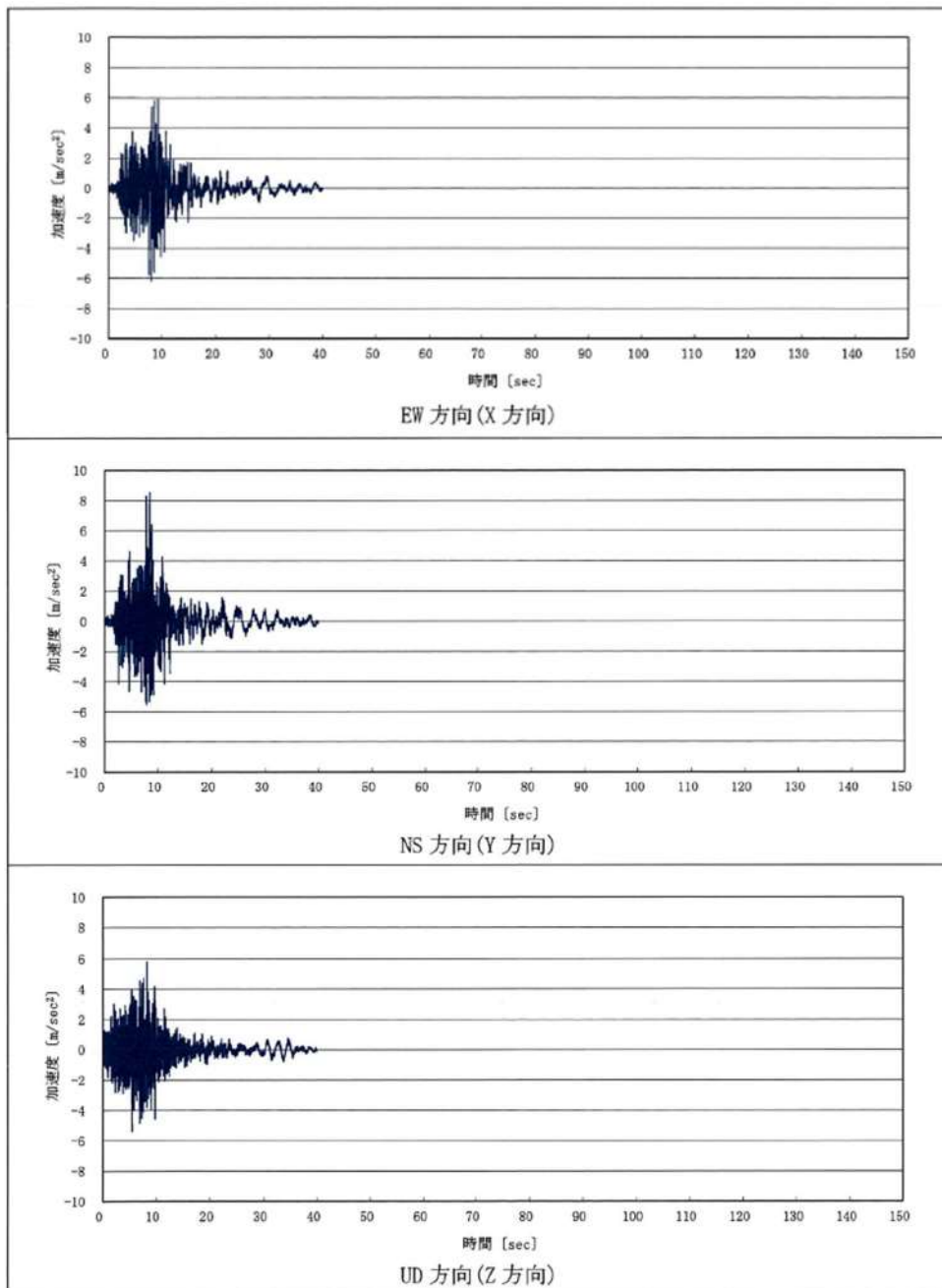


図 8-4 基準地震動 Ss3-2 の時刻歴加速度波形

(2) 解析条件

溢水量を算出するための解析条件を表 8-1 に示す。また、解析モデル諸元を表 8-2 及び表 8-3 に、解析モデル図を図 8-5～図 8-7 に示す。

表 8-1 解析条件

モデル化範囲	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ピットのあるフロアレベル全体</li> <li>・建築図からピット及び躯体寸法を読み取り、ピット形状を模擬した。</li> </ul>
境界条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・シャッター位置及び室内外への出入口からは水が流出するものとする。</li> <li>・上部は大気開放条件とする。</li> <li>・その他のモデル化範囲外周は壁境界を設定し、溢水の跳ね返りを考慮する。</li> <li>・蓋で閉口している床面開口部（新燃料貯蔵庫，機器搬入口）からの流出は考慮しない。また、排水ドレーン口は全閉とする。</li> </ul>
初期水位	T. P. 32. 73m（使用済燃料ピット水位高警報設定値 H. W. L）
評価用地震動	<ul style="list-style-type: none"> <li>・以下の基準地震動による燃料取扱棟（T. P. 33. 1m）の応答時刻歴波を使用する。              応答スペクトルベース：Ss-1              断層モデルベース等：Ss2-1, Ss2-2, Ss2-3, Ss2-4              Ss3-1, Ss3-2, Ss3-3</li> <li>・以下の基準地震動については、詳細設計段階で3次元流動解析を実施する。              断層モデルベース等：Ss2-5, Ss2-6, Ss2-7, Ss2-8, Ss2-9, Ss2-10, Ss2-11,              Ss2-12, Ss2-13, Ss3-5</li> <li>・特定の方向性を持たない応答スペクトルベースに対しては、水平1方向と鉛直方向（NS+UD 及び EW+UD）を組合せ、時刻歴により評価を行う。</li> <li>・断層モデルベース等に対しては、水平2方向（NS 及び EW）と鉛直方向（UD）を組合せ、時刻歴により評価を行う。</li> </ul>
解析コード	<p>FLOW-3D Ver9. 2. 1（流体解析ソフトウェア）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自由表面（及び2流体界面）の大変形を伴う複雑な3次元流動現象を精度よく計算することを特徴としている。</li> <li>・一般産業施設の主要な解析実績としては、液体燃料やLNG タンクのスロッシング解析、インクジェット解析、鋳造湯流れ凝固解析等が挙げられる。</li> </ul>
その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ラックは考慮せず、ピット内の水がすべて揺動するとした。</li> <li>・ピット周りに設置されているフェンス等による流出に対する抵抗は考慮しない。</li> <li>・A-使用済燃料ピット，B-使用済燃料ピット，燃料取替用キャナル，キャスクピット，燃料検査ピットのすべてが水張りされた状態とする。</li> </ul>

表8-2 使用済燃料ピットの解析領域とメッシュ数

解析領域		
X方向	-0.5~58.9 [m]	
Y方向	-20.5~2.8 [m]	
Z方向	19.9~36.1 [m]	

表8-3 物性値

水 (SI 単位系)	
粘性係数	0.001 [Pa·s]
密度	1,000 [kg/m <sup>3</sup> ]

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

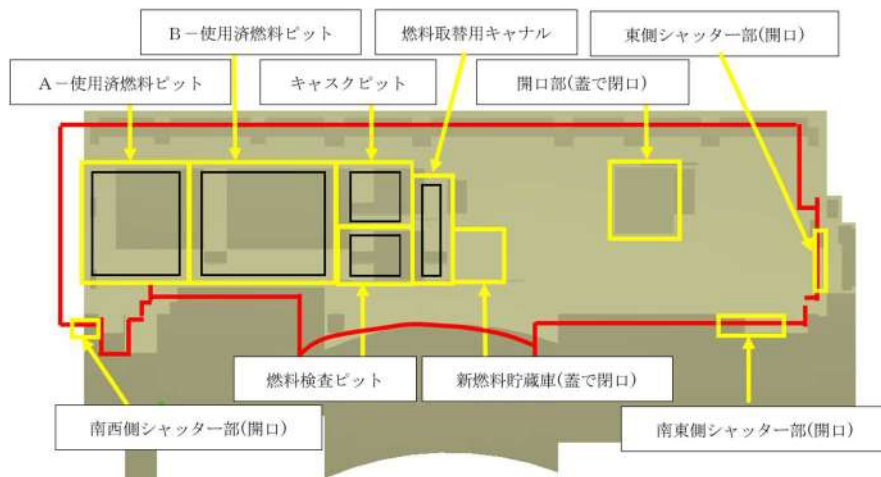


図 8-5 使用済燃料ピット等の解析領域 (赤線)

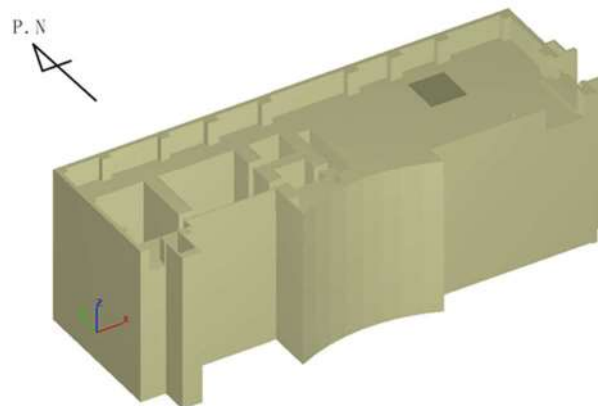


図 8-6 使用済燃料ピットの解析モデル図





※メッシュ設定は，図に示すように気液界面及び建屋構造物不連続部を密に設定している。

図 8-7 使用済燃料ピットの 3 次元メッシュ図



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## 8. 2 スロッシングによる溢水量（解析結果）

基準地震動のうち、使用済燃料ピット等のスロッシングによる溢水量が最大となった基準地震動 Ss3-2 における溢水量（ピーク値）を表 8-5 に示す。また、スロッシングによる溢水量の時間変化を図 8-8 に示す。

地震起因による溢水影響評価に用いる溢水量は、水平 2 方向（EW 及び NS）及び鉛直方向（UD）の組合せによる解析結果にさらに 10%の余裕を見込んだ上で、小数第 1 位を切り上げ処理し、35m<sup>3</sup>とした。

詳細設計段階で 3 次元流動解析を実施する基準地震動については、使用済燃料ピットの固有周期において、溢水量が最大となった Ss3-2 の応答加速度を超えるものがないことから、評価に用いる溢水量として妥当であると判断した。水平方向床応答スペクトル（ピット固有周期の拡大図）を図 8-9 に示す。

なお、詳細設計段階における 3 次元流動解析結果が現状の溢水量 35m<sup>3</sup> を超える場合であっても、溢水に対する防護方針は変更しない。

表 8-5 スロッシングによる溢水量（解析結果）

評価ケース		解析結果 [m <sup>3</sup> ]	評価に用いる溢水量 [m <sup>3</sup> ]
Ss3-2	EW+NS+UD 方向	31.30	35

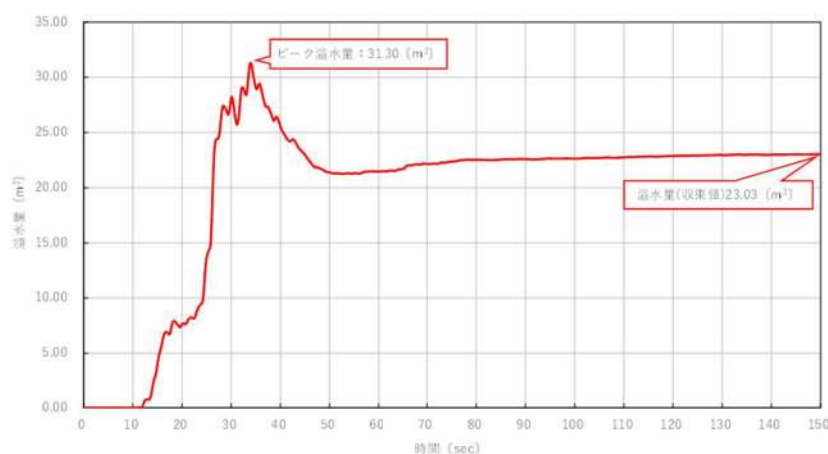
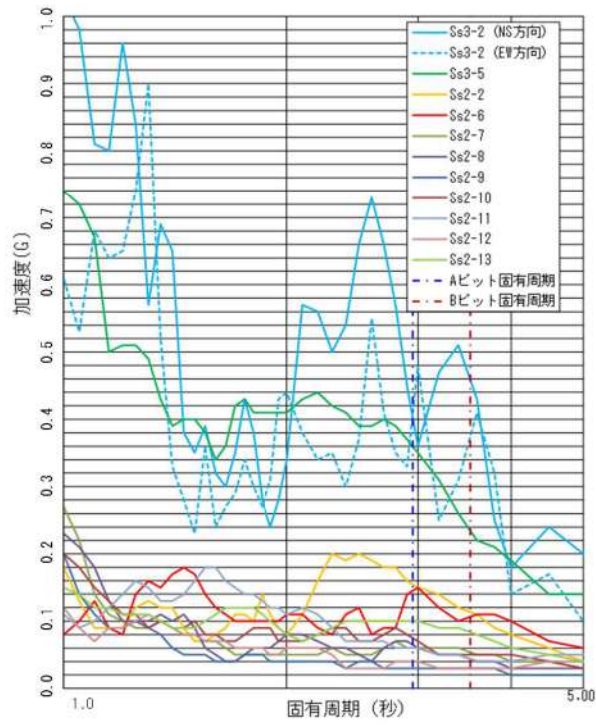


図 8-8 溢水量の時間変化（使用済燃料ピット）

X方向



Y方向

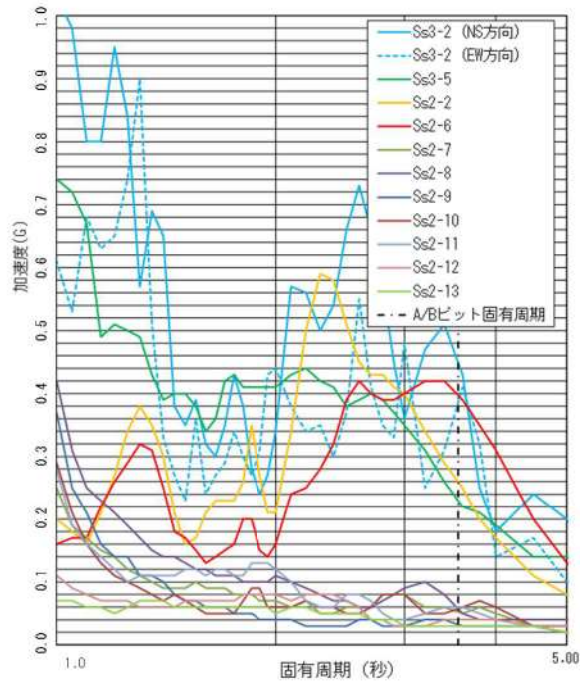


図 8-9 水平方向床応答スペクトル (ビット固有周期の拡大図)

8. 3 使用済燃料ピット等のスロッシングに対する冷却機能・給水機能・遮蔽機能維持の確認

(1) スロッシングによる使用済燃料ピット水位低下及び必要水位

使用済燃料ピット等からのスロッシングによる溢水量（ピーク値）が使用済燃料ピット低水位警報設定値（L.W.L）からピット外に流出した際の使用済燃料ピット水位及びピット冷却並びに遮蔽に必要な水位を表 8-6 に示す。使用済燃料ピット単独でのスロッシング影響を考慮した場合の方が、使用済燃料ピット水位がより低下するため、以下では使用済燃料ピット単独のスロッシングによる影響を評価した。

表 8-6 スロッシング発生後の使用済燃料ピット水位及び必要水位

初期ピット水位 T.P. [m] ※1	32.58
スロッシング発生後のピット水位 T.P. [m]	32.36
ピット冷却に必要な水位※2 T.P. [m]	31.62
遮蔽に必要な水位※3 T.P. [m]	29.74

※1 使用済燃料ピット低水位警報設定値（L.W.L）

※2 使用済燃料ピットの冷却機能（保安規定で定められた水温 65℃）の維持に必要な水位（使用済燃料ピットポンプ吸込側のピット接続配管の上端レベル）

※3 使用済燃料の放射線に対する遮蔽機能（水面の設計基準線量率 $\leq 0.01\text{mSv/h}$ ）に必要な水位

(2) ピット冷却に必要な水位の確保について

表 8-6 より、使用済燃料ピットの冷却に必要な水位が確保されていることを確認した。

(3) 遮蔽に必要な水位の確保について

表 8-6 より、使用済燃料ピットの遮蔽に必要な水位が確保されていることを確認した。

## 9. タービン建屋からの溢水影響評価

### 9. 1 評価条件

溢水源となりうる機器が存在するタービン建屋において、想定する機器の破損等により生じる溢水、消火水の放水により生じる溢水、地震による機器の破損によって生じる溢水が発生した場合に、この溢水が、防護対象設備を設置している原子炉建屋に伝播するか否かについての溢水影響評価を行った。

なお、タービン建屋における単一機器の破損により生じる溢水量及び消火水の放水により生じる溢水量は、地震に起因する機器の破損に伴う溢水量に包含されることから、ここでは、地震に起因する機器の破損に伴う溢水量について評価を行った。また、タービン建屋内に循環水管が設置されていることを考慮し、タービン建屋における事象進展は以下のとおり想定した。

- (1) 地震により循環水管の伸縮継手部及び耐震Cクラス機器が破損し、溢水が発生する。
- (2) 耐震Cクラス機器の破損による溢水は瞬時に滞留し、循環水管の伸縮継手部からの溢水は循環水ポンプ停止まで継続する。
- (3) 地震に随伴し、津波が来襲することを考慮する。

タービン建屋の溢水概念図を図9-1に示す。

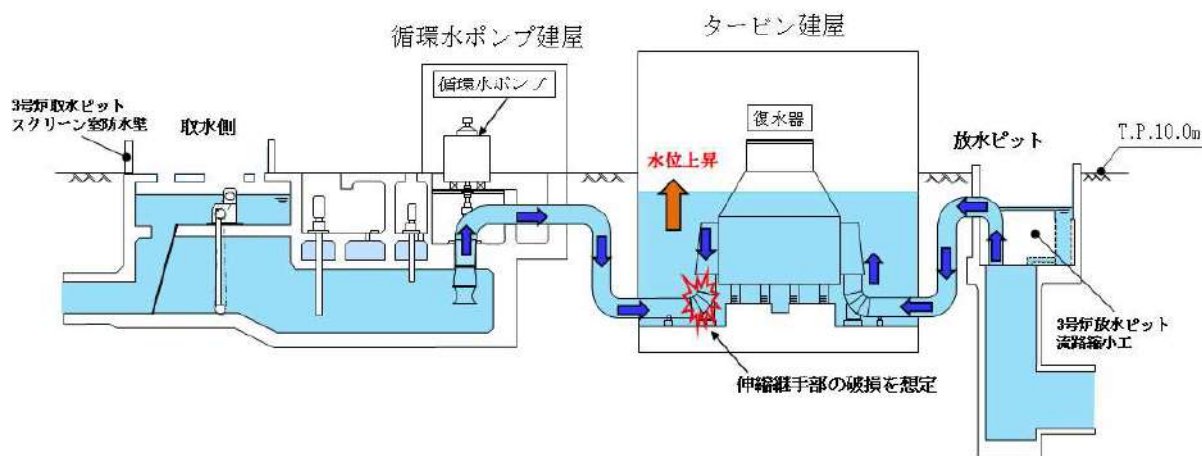


図9-1 タービン建屋の溢水概念図

### 9. 2 評価に用いる各項目の算出

#### 9. 2. 1 タービン建屋における溢水源

系統図及び機器配置図を用いて、タービン建屋内に存在する溢水源となる系統を抽出した。抽出結果を添付資料12に示す。

## 9. 2. 2 タービン建屋における溢水量

以下のとおり、タービン建屋における地震に起因する機器の破損に伴う溢水量を算出した。算出結果を添付資料 16 に示す。

地震に起因する機器の破損に伴う溢水量は、以下の条件に基づき算出した。その結果、各系統の溢水量の合計は、47,820m<sup>3</sup>となった。

- a. 系統保有水量には配管保有水量に加えて、機器の内容積も考慮する。
- b. 循環水管については、地震発生からポンプ停止までの時間を考慮し、循環水ポンプ出口の伸縮継手部の全周破損に伴う漏えい開始から 46 分後に循環水ポンプ吐き出し停止となり漏えいが止まるものとして算定した。また、ポンプ運転時はポンプ定格揚程に津波の来襲を考慮した取水側水位を加えた水頭によって溢水が流入することを想定した。

さらに循環水ポンプ停止以降の津波来襲による取水側水位 (T.P. 7.25m) 及び放水ピット水位 (T.P. 7.0m) とタービン建屋内の溢水水位 (T.P. 7.3m) を比較した結果、タービン建屋内の溢水水位の方が高いことから、この期間の外部からの流入はない。

## 9. 2. 3 タービン建屋における溢水経路

タービン建屋における、地震に起因する機器の破損に伴い発生した溢水は、階段室、グレーチングが設置された開口部等を経由し、最終的には最地下階に貯留される。タービン建屋における溢水経路を添付資料 26 に示す。

## 9. 3 評価結果

### 9. 3. 1 タービン建屋からの溢水影響評価結果

タービン建屋における没水水位は、T.P. 7.3m となり、溢水経路上にある、原子炉建屋との境界（貫通部等）に対しては溢水防護措置（ドレンライン逆止弁の設置、配管等の貫通部への止水処置等）を講ずることで、タービン建屋からの溢水による影響がないことを確認した。

表 9-1 にタービン建屋における評価結果を示す。また、タービン建屋断面図を図 9-2 に示す。

なお、タービン建屋における没水水位の算出では、一部の津波高さ（入力津波）を用いており、詳細設計段階では、全ての入力津波からタービン建屋の没水水位が最も高くなる入力津波を選定して評価を行う。その結果、タービン建屋の水位が現状の T.P. 7.3m を超えた場合であっても、溢水に対する防護方針は変更しない。

表 9-1 タービン建屋における評価結果（没水）

フロア	溢水量 (m <sup>3</sup> )	空間容積 (m <sup>2</sup> )	溢水水位 (m)
B1F (T.P. 2.8m)	47,820	61,500	T.P. 7.3m
B2F (T.P. -1.7m)			

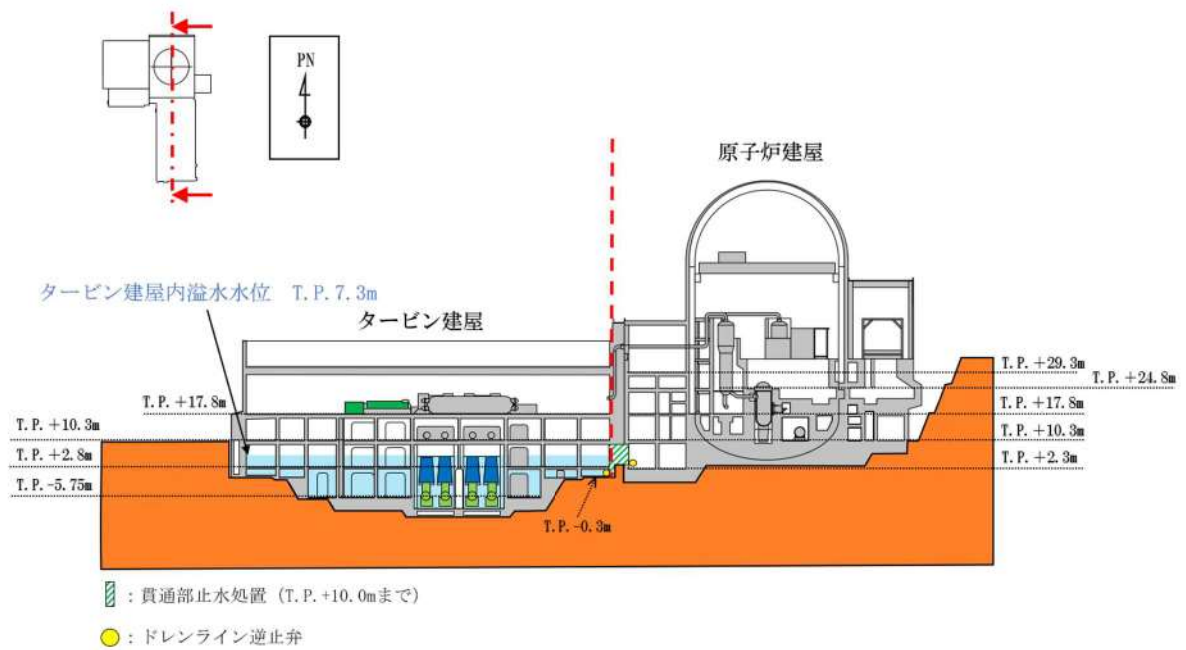


図 9-2 タービン建屋断面図

9. 3. 2 タービン建屋からの溢水影響を防止する対策内容

(1) タービン建屋からの溢水伝播に対して止水を期待する設備

タービン建屋からの溢水伝播に対して止水を期待する設備について表 9-2 に整理する。

表 9-2 タービン建屋からの溢水伝播に対して止水を期待する設備

設置建屋	設置レベル	対象	種別	区分	箇所数
原子炉建屋	T.P. 2.3m	ドレンライン逆止弁	逆止弁	新設	4

## 10 電気建屋からの溢水影響評価

### (1) はじめに

溢水源となりうる機器が存在する電気建屋において、想定する機器の破損等により生じる溢水、消火水の放水により生じる溢水、地震による機器の破損によって生じる溢水が発生した場合に、この溢水が、防護対象設備を設置している原子炉建屋及び原子炉補助建屋に伝播するか否かについての溢水影響評価を行う。

なお、電気建屋における単一機器の破損により生じる溢水量及び消火水の放水により生じる溢水量は、地震に起因する機器の破損に伴う溢水量に包含されることから、ここでは、地震に起因する機器の破損に伴う溢水量について評価を行う。

### (2) 電気建屋における溢水源

系統図及び機器配置図を用いて、電気建屋内に存在する溢水源となる系統を抽出した。抽出結果を添付資料 12 に示す。

### (3) 電気建屋における溢水量

電気建屋において、地震に起因する機器の破損に伴う溢水量は、以下の条件に基づき算出した。算出結果を添付資料 16 に示す。その結果、各系統の溢水量の合計は 730m<sup>3</sup>となった。

- (a) 隔離操作により漏えい停止までの隔離時間を考慮し、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて漏水量を設定する。
- (b) 系統保有水量には配管保有水量に加えて、機器の内容積も考慮する。

### (4) 電気建屋における溢水経路

電気建屋における、地震に起因する機器の破損に伴い発生した溢水は、階段室、開口部等を経由し、最終的には最地下階である T. P. 2. 3m に貯留される。電気建屋における溢水経路図を添付資料 27 に示す。

### (5) 原子炉補機冷却海水放水路

電気建屋における没水水位の評価において、原子炉補機冷却海水系等の排水経路である原子炉補機冷却海水放水路は、基準地震動による地震力に対して通水機能を確保する設計とすることを考慮する。また、原子炉補機冷却海水放水路及び一次系放水ピットには津波を遡上させない方針とすることから、電気建屋内への津波流入は考慮しない。



(6) 電気建屋からの溢水影響評価結果

電気建屋における没水水位は、最地下階である T.P. 2.3m で 5.5m となるが、電気建屋地下部に設置された一次系放水ピット隔壁にひび割れが生じ、ピット内包水が電気建屋内に漏水する可能性を考慮し、没水水位は保守的に原子炉補機冷却海水放水路の流路開口上端の T.P. 8.7m とする。

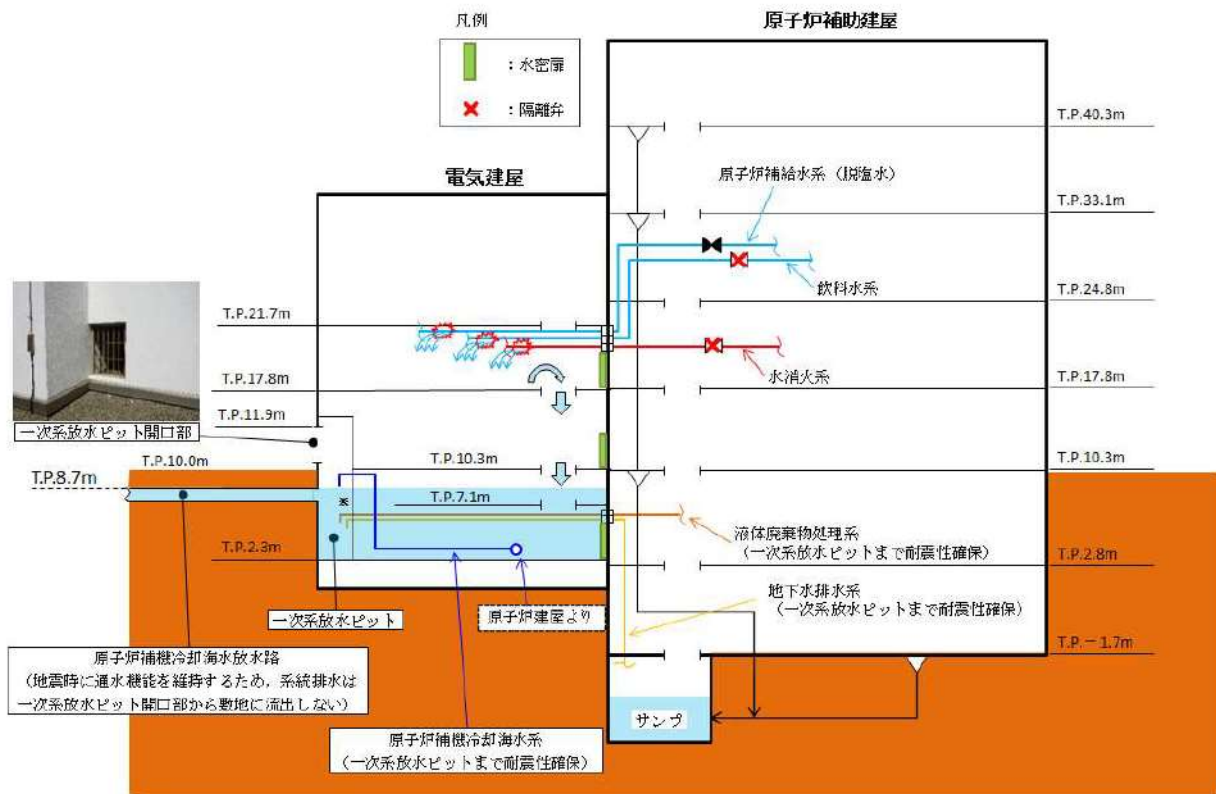
溢水経路上にある、原子炉建屋及び原子炉補助建屋との境界（貫通部等）に対しては、電気建屋における没水水位との関係を考慮した、溢水防護措置（水密扉の設置、配管等の貫通部への止水処置等）を講ずることで、電気建屋からの溢水による影響がないことを確認した。

表 10-1 に電気建屋における評価結果を示す。また、電気建屋の溢水概念図を図 10-1 に示す。

表 10-1 電気建屋における評価結果（没水）

フロア	溢水量 (m <sup>3</sup> ) ①	滞留面積 (m <sup>2</sup> ) ②	溢水水位 (m) ①/②
T.P. 2.3m	307	64 (T.P. 2.3m~T.P. 7.1m)	4.8 (満水)
	423	685 (T.P. 7.1m~T.P. 10.0m)	5.5 (4.8+0.7)
	—	—	6.4 <sup>※1</sup>

※1 電気建屋地下部に設置された一次系放水ピットから電気建屋内へ漏水した場合を想定し、電気建屋内の溢水水位が一次系放水ピットと同じレベルまで上昇することを考慮。溢水水位は保守的に原子炉補機冷却海水放水路の流路開口上端の T.P. 8.7m とした。



※ 一次系放水ピット隔壁にひび割れが生じ、建屋内に漏えいする可能性を考慮し、電気建屋内の溢水水位は原子炉補機冷却海水放水路の流路開口上端の T.P. 8.7m とした。ここで、下記に示す各系の合計通水流量（合計：7,263 m<sup>3</sup>/h）を原子炉補機冷却海水放水路で排水した場合においても、水理計算によって求めた一次系放水ピット水位は T.P. 8.2m であり、原子炉補機冷却海水放水路が満水になることはないため、電気建屋の没水水位である T.P. 8.7m は保守的な設定である。

- ・ 原子炉補機冷却海水系：6,800 m<sup>3</sup>/h（原子炉補機冷却海水ポンプの4台起動時）
- ・ 液体廃棄物処理系：30 m<sup>3</sup>/h（ポンプ定格流量）
- ・ 地下水排水系：25 m<sup>3</sup>/h（"）
- ・ 飲料水系：18 m<sup>3</sup>/h（"）
- ・ 水消火系：390 m<sup>3</sup>/h（"）

図 10-1 電気建屋の溢水概念図

(7) 電気建屋からの溢水影響を防止する対策内容

電気建屋からの溢水伝播に対して、止水を期待する設備について表 10-2 に整理する。

表 10-2 電気建屋からの溢水伝播に対して止水を期待する設備

設置建屋	設置レベル	対象	種別	区分	箇所数
原子炉補助建屋	T. P. 2. 3m	水密扉 No. 68 (A-G 階段室⇔電気建屋)	水密扉	新設	1
	T. P. 10. 3m	水密扉 No. 85 (常用系インバーター室⇔電気建屋)	水密扉	新設	1
		水密扉 No. 87 (A-F 階段室⇔電気建屋)	水密扉	新設	1
	T. P. 17. 8m	水密扉 No. 142 (A-G 階段室⇔電気建屋)	水密扉	新設	1
		水密扉 No. 143 (原子炉補助建屋⇔電気建屋)	水密扉	新設	1
原子炉建屋	T. P. 4. 35m	水密扉 No. 69 (原子炉補機冷却水ポンプエリア⇔電気建屋)	水密扉	新設	1
	T. P. 10. 3m	水密扉 No. 93 (トラックアクセスエリア⇔電気建屋)	水密扉	新設	1
	T. P. 17. 8m	水密扉 No. 140 (原子炉建屋⇔電気建屋)	水密扉	新設	1

## 11 出入管理建屋からの溢水影響評価

### (1) はじめに

溢水源となりうる機器が存在する出入管理建屋において、想定する機器の破損等により生じる溢水、消火水の放水により生じる溢水、地震による機器の破損によって生じる溢水が発生した場合に、この溢水が、防護対象設備を設置している原子炉補助建屋に伝播するか否かについての溢水影響評価を行った。

なお、出入管理建屋における単一機器の破損により生じる溢水量及び消火水の放水により生じる溢水量は、地震に起因する機器の破損に伴う溢水量に包含されることから、ここでは、地震に起因する機器の破損に伴う溢水量について評価を行った。

### (2) 出入管理建屋における溢水源

系統図及び機器配置図を用いて、出入管理建屋内に存在する溢水源となる系統を抽出した。抽出結果を添付資料 12 に示す。

### (3) 出入管理建屋における溢水量

出入管理建屋において、地震に起因する機器の破損に伴う溢水量は、以下の条件に基づき算出した。溢水量算出結果を添付資料 16 に示す。その結果、各系統の溢水量の合計は  $1,070\text{m}^3$  となった。

- a. 隔離操作により漏えい停止までの隔離時間を考慮し、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて漏水量を設定する。
- b. 系統保有水量には配管保有水量に加えて、機器の内容積も考慮する。

### (4) 出入管理建屋における溢水経路

出入管理建屋における、地震に起因する機器の破損に伴い発生した溢水は、階段室を経由し、最終的には最地下階である T.P. 6. 3m に貯留される。出入管理建屋における溢水経路図を添付資料 28 に示す。

### (5) 出入管理建屋からの溢水影響評価結果

出入管理建屋における没水水位は、T.P. 6. 3m で 2.9m (満水)、T.P. 10. 3m で 0.9m となり、溢水経路上にある、原子炉補助建屋との境界 (貫通部等) に対しては、出入管理建屋における没水水位との関係を考慮した、溢水防護措置 (水密扉の設置、配管等の貫通部への止水処置等) を講ずることで、出入管理建屋からの溢水による影響がないことを確認した。

表 11-1 に出入管理建屋における評価結果を示す。また、出入管理建屋の溢水概念図を図 11-1 に示す。

表 11-1 出入管理建屋における評価結果（没水）

フロア	溢水量 (m <sup>3</sup> )	滞留面積 (m <sup>2</sup> )	溢水水位 (m)
	①	②	①/②
T. P. 6. 3m	1070	128	2.9 (満水)
T. P. 10. 3m	690	863	0.9

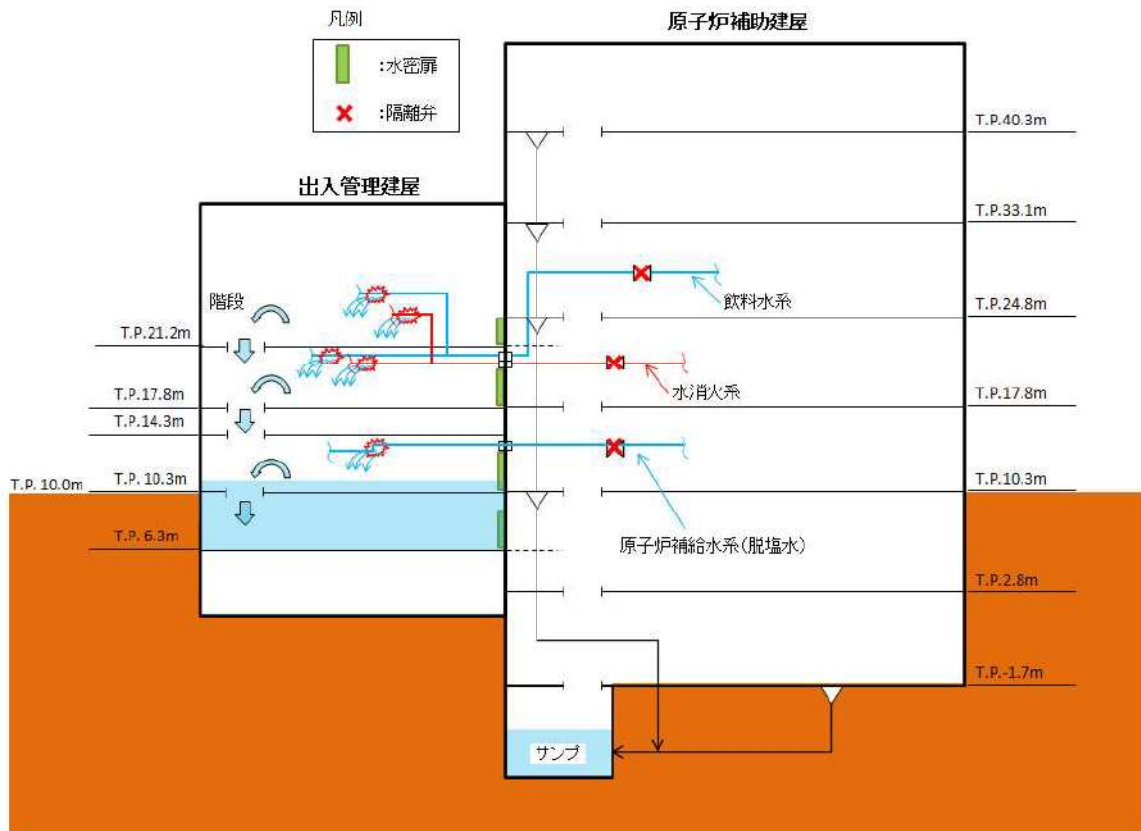


図 11-1 出入管理建屋の溢水概念図

(6) 出入管理建屋からの溢水影響を防止する対策内容

出入管理建屋からの溢水伝播に対して、止水を期待する設備について表 11-2 に整理する。

表 11-2 出入管理建屋からの溢水伝播に対して止水を期待する設備

設置建屋	設置レベル	対象	種別	区分	箇所数
原子炉補助建屋	T. P. 6. 3m	水密扉 No. 73 (原子炉補助建屋⇔出入管理建屋)	水密扉	新設	1
	T. P. 10. 3m	水密扉 No. 77 (管理区域メイン出入口⇔出入管理建屋)	水密扉	新設	1
	T. P. 10. 3m	水密扉 No. 78 (原子炉補助建屋⇔出入管理建屋)	水密扉	新設	1
	T. P. 17. 8m	水密扉 No. 141 (原子炉補助建屋⇔出入管理建屋)	水密扉	新設	1
	T. P. 21. 2m	水密扉 No. 144 (原子炉補助建屋⇔出入管理建屋)	水密扉	新設	1

## 12 屋外タンクからの溢水影響評価

### (1) はじめに

屋外タンク（屋外にあり溢水源となりうる設備を含む）自体は防護対象ではないが、屋外タンクの破損により生じる溢水が、防護対象設備の設置されている原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋に及ぼす影響を確認する。

なお、原子炉補機冷却海水等の系統排水については、敷地に流出させない方針とすることから溢水源として想定しない。

### (2) 屋外タンクの抽出

泊発電所にある溢水影響評価の対象となる屋外タンクの配置を図 12-1 に、タンク容量を表 12-1 に示す。

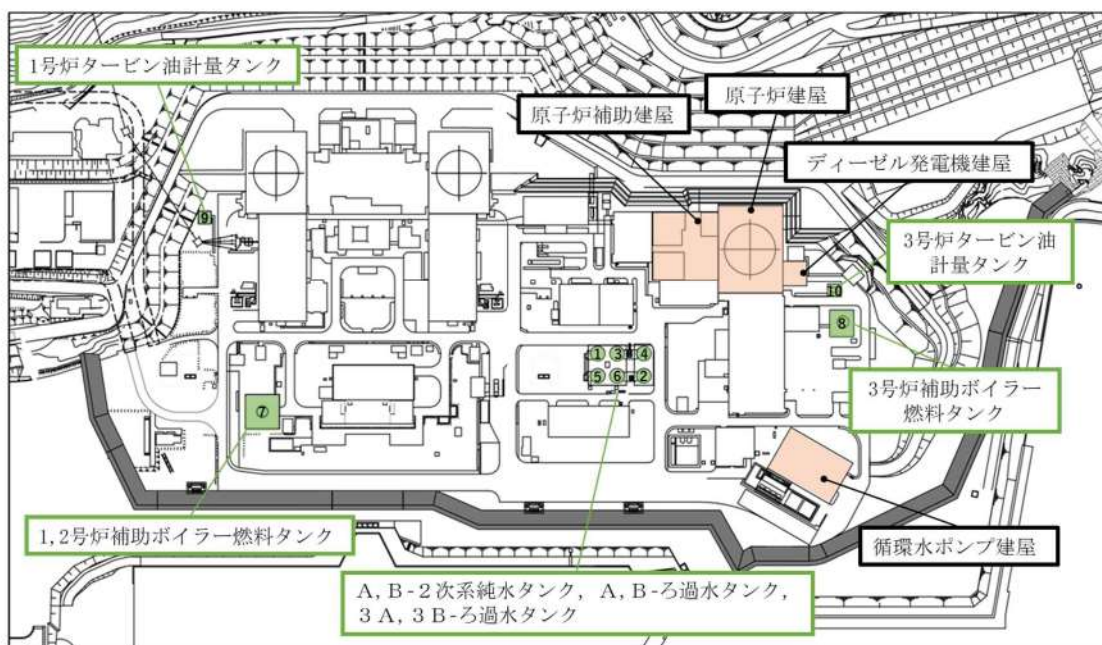


図 12-1 溢水影響評価の対象となる屋外タンクの配置図

表 12-1 溢水影響評価の対象となる屋外タンクの容量

No.	タンク名称	基数	容量 (m <sup>3</sup> )	評価に用いる容量 (m <sup>3</sup> )
1	A-2次系純水タンク	1	1,500	1,600
2	B-2次系純水タンク	1	1,500	1,600
3	3A-ろ過水タンク	1	1,500	1,600
4	3B-ろ過水タンク	1	1,500	1,600
5	A-ろ過水タンク	1	1,500	1,600
6	B-ろ過水タンク	1	1,500	1,600
7	1号及び2号炉 補助ボイラー燃料タンク	1	600	450*
8	3号炉 補助ボイラー燃料タンク	1	735	410*
9	1号炉 タービン油計量タンク	1	70	70
10	3号炉 タービン油計量タンク	1	110	0*
合計				10,530

※評価に用いる容量は、発電所の所則類に反映し、運用容量を超過しないように管理する。

なお、本事項は後段規則での対応が必要となる事項である（別添2参照）。

(3) 評価の前提条件

- a. 敷地内に広がった溢水は雨水排水路からの流出や地盤への浸透は考慮しない。
- b. タンクから漏れ出した溢水は敷地全体に均一に広がるものとする。



#### (4) 屋外タンクによる溢水影響評価

屋外の溢水影響評価に影響を及ぼす大型の水源(1,000m<sup>3</sup>以上の大型タンク)については、最高使用圧力が静水頭であり、想定破損による評価が除外できる。このため、屋外タンクによる溢水影響評価においては、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されないタンクについて、複数同時破損を想定した溢水影響評価を実施した。

その結果、屋外タンクの破損により生じる溢水が、防護対象設備の設置されている原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋に影響を及ぼさないことを確認した。なお、原子炉建屋及び原子炉補助建屋には、屋外に接する開口は無いことから、それぞれ隣接するタービン建屋及び出入管理建屋の出入口高さが最大浸水深を上回ることを確認した。

A1, A2-燃料油貯油槽タンク室及びB1, B2-燃料油貯油槽タンク室については、タンク室内に設置されているディーゼル発電機燃料油貯油槽及び燃料油配管は静的機器であることから、溢水影響がないと評価した。

表12-2に屋外タンクによる溢水影響評価結果を示す。

表12-2 屋外タンクによる溢水影響評価結果

建屋	建屋開口高さ (m)	溢水量 (m <sup>3</sup> )	敷地面積 (m <sup>2</sup> )	敷地浸水深 <sup>※2</sup> (m)	評価
原子炉建屋 (タービン建屋入口)	0.30 <sup>※1</sup>	10,530	116,800	0.10	○
ディーゼル発電機建屋	0.30 <sup>※1</sup>				
原子炉補助建屋 (出入管理建屋入口)	0.30 <sup>※1</sup>				
循環水ポンプ建屋	0.30 <sup>※1</sup>				

※1 建屋入口高さから敷地レベル T.P. 10.0m を引いた値

※2 敷地レベル T.P. 10.0m からの浸水深

#### (5) 屋外消火活動に伴う溢水影響

屋外消火活動では、屋外消火栓や変圧器の火災に対するスプリンクラーからの放水が想定される。これらの放水には、表12-1に示すNo.3~6のタンクが水源として使用される。前項の評価では、基準地震動により表12-1の全てのタンクが損傷し、内包水全量が溢水となり敷地に流出した場合でも、防護対象設備に溢水影響が及ばないことを確認している。

したがって、屋外消火栓及びスプリンクラーからの放水による溢水が敷地に流出した場合でも、防護対象設備の安全機能に影響を与えることはない。

### 13 地下水による影響評価

#### (1) 通常時の地下水の排水

原子炉建屋周辺の地下水は、以下のとおり排水される（図 13-1、図 13-2 参照）。

- a. 建屋底面に接する地盤からの湧水は、基礎底面下の集水管及びサブドレンに集水し、集水管の流末に設置されている湧水ピットから湧水ピットポンプ（湧水ピット 1箇所につき湧水ピットポンプが 2 台設置されている）により排水配管を通して一次系放水ピットに排水される。
- b. 建屋周辺の地盤からの湧水は、基礎底面下の集水管のうち、外郭に設置された集水管に集水し、集水管の流末に設置されている湧水ピットから湧水ピットポンプにより排水管を通して一次系放水ピットに排水される。

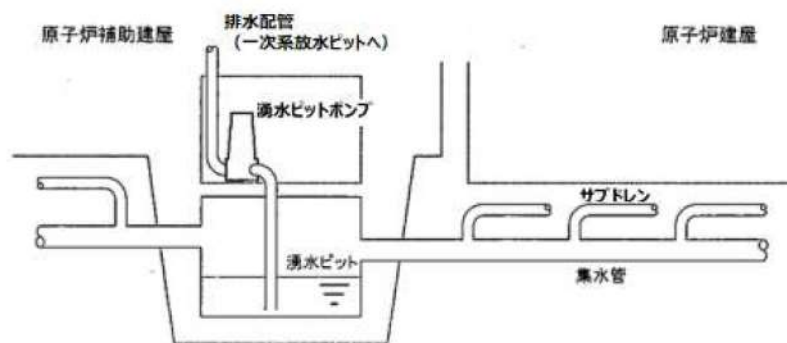


図 13-1 地下水排水設備の概要

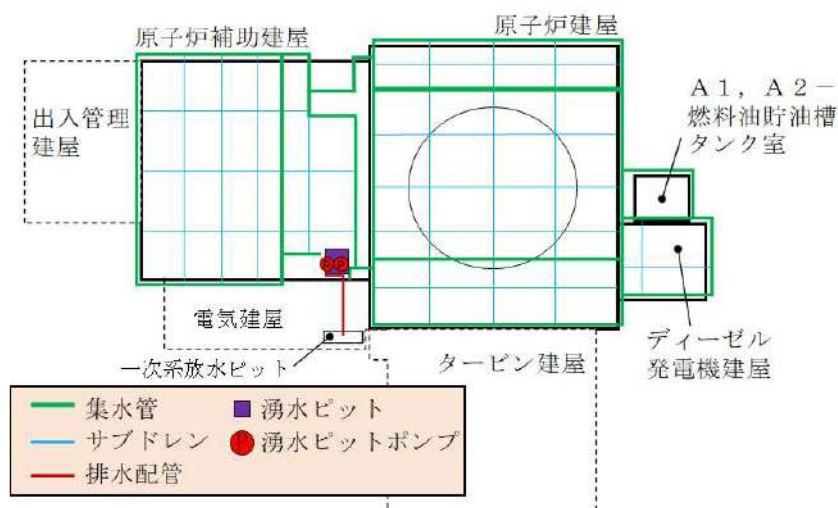


図 13-2 地下水排水設備の配置

(2) 湧水ピットポンプ停止時における地下水による影響

地下水排水設備については、想定される事象等を考慮し、信頼性向上対策を施すことで、供用期間のすべての状態において機能喪失しない設計とするものの、仮に湧水ピットポンプ停止により建屋周囲の水位が地表面まで上昇することを想定した場合でも、以下に示す理由により、地下水が防護対象設備を設置している区画へ流入することはない。

- a. 地下外壁にはアスファルト防水を施しており、さらに防水層の上に保護板を設置し、防水層が切れないように配慮している。
- b. 安全上重要な機器が設置されている原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋の地下外壁については、地震時に想定される残留ひび割れの評価結果から、「原子炉施設における建築物の維持管理指針・同解説（日本建築学会）」に示される、コンクリート構造物の使用性（水密）の観点から設定されたひび割れ幅の評価基準値【0.2mm未滿】を満足することを確認している。
- c. 原子炉補助建屋と湧水ピットの境界（湧水ピットポンプ設置床）に対しては、溢水防護措置（ドレンライン逆止弁の設置等）を講ずることにより、湧水ピットから原子炉補助建屋内に地下水が伝播しないよう配慮している。
- d. A1, A2-燃料油貯油槽タンク室及びB1, B2-燃料油貯油槽タンク室については、タンク室内に設置されているディーゼル発電機燃料油貯油槽及び燃料油配管は静的機器であることから、地下水の流入による溢水影響がないと評価した。
- e. 安全上重要な機器が設置されている循環水ポンプ建屋のうち取水ピットポンプ室の側壁については、止水機能が要求される構造部材として、「水道施設耐震工法指針・解説2009」に規定されている照査基準のとおり、漏水が生じるような顕著な（部材を貫通するような）ひび割れが発生しないよう、目標性能としては鉄筋が降伏しないこと及び発生せん断力がせん断耐力以下になることを確認している。

#### 14 放射性物質を含む液体の漏えいの防止

管理区域内で発生した溢水は、建屋の最地下階に貯留されるため、貯留される地下階の範囲及び溢水の伝播経路となる範囲について、前章までの溢水影響評価結果を基に、溢水防護措置（止水板の設置、配管等の貫通部への止水処置等）を講ずることにより、機器の破損等により生じた放射性物質を含んだ液体が、管理区域外に伝播しないことを確認した。

表 14-1 に放射性物質を含んだ液体の溢水伝播に対して、止水を期待する設備について整理する。また、その設置場所について添付資料 29 に示す。

なお、使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水も考慮し、機器の破損等により生じた放射性物質を含んだ液体の最大溢水量（地震起因による溢水量：56m<sup>3</sup>）を想定し、原子炉建屋及び原子炉補助建屋の溢水防護措置（止水板の設置、配管等の貫通部への止水処置等）を講ずることにより、発生した溢水が管理区域外へ伝播しないことを確認した。

表 14-1 放射性物質を含んだ液体の溢水伝播に対して、止水を期待する設備

設置建屋	フロア	対象	種別	区分	箇所数
原子炉建屋	T. P. 33. 1m	33. 1m（区画境界②）堰	堰	既設	1
	T. P. 33. 1m	33. 1m（区画境界③）堰	堰	既設	1
	T. P. 33. 1m	33. 1m（区画境界④）堰	堰	既設	1
原子炉補助建屋	T. P. 2. 8m	止水板 2. 8-A	止水板	新設	1
	T. P. 6. 3m	止水板 6. 3-A	止水板	新設	1
	T. P. 6. 3m	止水板 6. 3-B	止水板	新設	1
	T. P. 10. 3m	管理区域出入り口堰	堰	既設	1
	T. P. 10. 3m	10. 3m（A-D 階段前機器ハッチ廻り）堰	堰	既設	1
	T. P. 33. 1m	33. 5m（区画境界）堰	堰	既設	1
	T. P. 33. 1m	33. 5m（区画境界⑦）堰	堰	既設	1
	T. P. 33. 1m	33. 5m（区画境界⑧）堰	堰	既設	1

#### 15 経年劣化事象の検討

原子力発電所で使用されている設備については、機器、弁等の定期的な開放点検時の配管内部の目視点検、漏えい試験、日常点検（巡視点検）等により有意な劣化がないことを確認するとともに、クラス1～3配管については供用期間中検査において非破壊試験、漏えい試験等により有意な欠陥等がないことを確認している。また、このような保全に加え、過去の運転経験に基づき個別の経年劣化事象に着目した評価及び点検並びに予防保全を実施している。

このように、経年劣化事象は適切に把握されており、評価対象箇所に経年劣化がある場合は、取替等による経年劣化事象の解消又は劣化事象に応じた評価の実施が可能である。

#### 16 溢水影響評価の判定

内部溢水に対して、原子炉施設の安全機能並びに使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能が失われないことを確認した。

表1 発生要因及び評価項目ごとに想定する溢水源

	想定破損	消火水の放水	地震起因の破損
没水	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 耐震Sクラスを含む水系系統配管※1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 消火栓からの放水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 基準地震動に対して、耐震性が確保されていない水系系統※1</li> <li>▶ 使用済燃料ピット等のスロッシング</li> </ul>
被水	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 耐震Sクラスを含む水系系統配管※1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 消火栓からの放水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 基準地震動に対して、耐震性が確保されていない水系系統※1</li> <li>▶ 使用済燃料ピット等のスロッシング</li> </ul>
蒸気	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 耐震Sクラスを含む高エネルギー配管※2,3</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 基準地震動に対して耐震性が確保されていない高エネルギー配管※2,3</li> </ul>

※1 油系系統も考慮する。

※2 呼び径25A (1B) を超える配管であって、運転温度が95℃を超えるか、又は、運転圧力が1.9MPaを超える配管

ただし、蒸気の影響については配管径に関係なく評価する

※3 蒸気評価の対象となる溢水源の考え方は没水・被水評価と同じであるが、蒸気を内包する配管として高エネルギー配管を対象とする

溢水源となりうる機器のリスト

原子炉建屋，原子炉補助建屋，ディーゼル発電機建屋，循環水ポンプ建屋，タービン建屋，出入管理建屋及び電気建屋に設置される流体を内包する容器（タンク，熱交換器，空調ユニット等）及び配管を抽出した結果を表 1～5 に示す。

表 1 溢水源となりうる機器リスト（原子炉建屋）

設置場所		管理区域 区分	機器名称	耐震 クラス
建屋	フロア			
原子炉建屋	T. P. 2. 3m	外	原子炉補機冷却水冷却器	S
		外	原子炉補機冷却水冷却器海水入ロストレーナ	S
		外	薬液混合タンク	C
		外	空調用冷凍機	C
		外	空調用冷水ポンプ	C
		外	配管	—
	T. P. 10. 3m	内	ガス圧縮装置	B
		内	廃ガス除湿装置	B
		内	使用済燃料ピット冷却器	B
		内	使用済燃料ピットポンプ	B
		内	1次系補給水ポンプ	C
		内	配管	—
	T. P. 17. 8m	外	燃料油サービスタンク	S
		内	非再生冷却器	B
		内	サンプル冷却器	C
		内	ブローダウンタンク	C
		内	1次系純水タンク	C
		内・外	配管	—
	T. P. 24. 8m	内	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器	C
		内	燃料取替用水加熱器	B
		内	ブローダウンサンプル冷却器	C
		内	配管	—
	T. P. 33. 1m	外	飲料水タンク	C
		外	配管	—
	T. P. 43. 6m	外	原子炉補機冷却水サージタンク	S
		外	空調用冷水膨張タンク	C
		外	配管	—

表2 溢水源となりうる機器リスト（原子炉補助建屋）（1/2）

設置場所		管理区域 区分	機器名称	耐震 クラス
建屋	フロア			
原子炉補助建屋	T. P. -1. 7m	内	洗浄排水タンク	C
		内	洗浄排水ポンプ	C
		内	洗浄排水フィルタ	C
		内	補助蒸気復水モニタ冷却器	C
		内	補助蒸気ドレンタンク	C
		内	補助蒸気ドレンポンプ	C
		内	配管	—
	T. P. 2. 8m	内	冷却材貯蔵タンク	B
		内	廃液蒸留水タンク	C
		内	廃液蒸留水ポンプ	C
		内	洗浄排水蒸留水タンク	C
		内	洗浄排水蒸留水ポンプ	C
		内	酸液ドレンタンク	B
		内	酸液ドレンポンプ	B
		内	使用済樹脂貯蔵タンク	B
		内	ほう酸回収装置給水ポンプ	B
		内	廃液給水ポンプ	B
		内	酸液ドレンタンクか性ソーダ計量タンク	C
		内	安全補機室冷却ユニット	C
		内	配管	—
	T. P. 10. 3m	内	よう素除去薬品タンク	S
		内	封水冷却器	B
		内	ほう酸回収装置	B
		内	亜鉛注入装置	B
		内	余熱除去冷却器	S
		内	格納容器スプレイ冷却器	S
		内	pH調整剤貯蔵タンク	S
		内	配管	—
	T. P. 17. 8m	内	ほう酸注入タンク	S
		内	ほう酸タンク	S
		内	ほう酸フィルタ	S
		内	冷却材混床式脱塩塔	B



表2 溢水源となりうる機器リスト（原子炉補助建屋）（2/2）

設置場所		管理区域 区分	機器名称	耐震 クラス
建屋	フロア			
原子炉補助建屋	T. P. 17. 8m	内	冷却材陽イオン脱塩塔	B
		内	冷却材脱塩塔入口フィルタ	B
		内	冷却材フィルタ	B
		内	体積制御タンク	B
		内	ほう酸回収装置混床式脱塩塔	B
		内	ほう酸回収装置陽イオン脱塩塔	B
		内	ほう酸回収装置脱塩塔フィルタ	B
		内	1次系薬品タンク	B
		内	洗浄排水濃縮廃液タンク	C
		内	洗浄排水濃縮廃液ポンプ	C
		内	濃縮廃液タンク	B
		内	濃縮廃液ポンプ	B
		内	廃液フィルタ	B
		内	廃液蒸留水脱塩塔	C
		内	使用済燃料ピット脱塩塔	B
		内	使用済燃料ピットフィルタ	B
		内	配管	—
	T. P. 24. 8m	内	廃液貯蔵ピットか性ソーダ計量タンク	C
		内	廃液蒸発装置	C
		内	洗浄排水蒸発装置	C
		内	洗浄排水蒸発装置リン酸ソーダ注入装置	C
		外	安全補機開閉器室給気ユニット	C
		外	中央制御室給気ユニット	S
		外	試料採取室給気ユニット	C
		外	出入管理室冷却ユニット	C
		内	ほう酸補給タンク	C
		内・外	配管	—
	T. P. 33. 1m	内	樹脂タンク	B
		外	1次系か性ソーダタンク	C
		内・外	配管	—
T. P. 2. 8m ～24. 8m	内	セメント固化装置	—	

表3 溢水源となりうる機器リスト (ディーゼル発電機建屋, 循環水ポンプ建屋)

設置場所		管理区域 区分	機器名称	耐震 クラス
建屋	フロア			
ディーゼル 発電機建屋	—	外	配管	—
循環水ポンプ 建屋	T. P. 10. 3m 以下	外	原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレ ーナ	S
	T. P. 10. 3m	外	海水電解装置	C
	—	外	海水淡水化設備	C
	—	外	配管	—

表4 溢水源となりうる機器リスト（タービン建屋）（1/3）

設置場所		管理区域 区分	機器名称	耐震 クラス
建屋	フロア			
タービン建屋	B2F	外	復水回収タンク	C
		外	復水器	C
		外	海水ブースタポンプ	C
		外	復水ポンプ	C
		外	タービンプローダウンタンク	C
		外	温水排水ポンプ	C
		外	海水ピット排水ポンプ	C
		外	定常淡水ピット排水ポンプ	C
	外	配管	—	
	B1F	外	復水ブースタポンプ	C
		外	タービン動主給水ポンプ	C
		外	タービン動主給水ポンプ油タンク	C
		外	タービン動主給水ポンプ油冷却器	C
		外	電動主給水ポンプ	C
		外	給水ブースタポンプ（タービン動用）	C
		外	給水ブースタポンプ（電動用）	C
		外	主油タンク	C
		外	油清浄機	C
		外	油清浄機ドレンタンク	C
		外	油冷却器	C
		外	スチームコンバータ給水ポンプ	C
		外	スチームコンバータ給水タンク	C
		外	スチームコンバータドレンクーラ	C
		外	スチームコンバータドレンタンク	C
		外	スチームコンバータ	C
		外	所内用空気圧縮機	C
		外	所内用空気除湿装置	C
		外	所内用空気冷却器	C
		外	SG プロー復水冷却器	C
		外	湿分分離器ドレンポンプ	C
		外	復水器真空ポンプ	C
		外	低圧給水加熱器ドレンポンプ	C
		外	軸受冷却水冷却器	C
外		軸受冷却水ポンプ	C	
外	アンモニア原液タンク	C		

表4 溢水源となりうる機器リスト (タービン建屋) (2/3)

設置場所		管理区域 区分	機器名称	耐震 クラス
建屋	フロア			
タービン建屋	B1F	外	ヒドラジン原液タンク	C
		外	ヒドラジンタンク	C
		外	アンモニアタンク	C
		外	2次系補給水ポンプ	C
		外	カチオン再生塔	C
		外	混合樹脂受入槽	C
		外	樹脂補給ホッパ	C
		外	アニオン再生塔	C
		外	スクラバ	C
		外	配管	—
	1F	外	第6 高圧給水加熱器	C
		外	高圧油供給装置	C
		外	脱気器再循環ポンプ	C
		外	低圧給水加熱器ドレンタンク	C
		外	SG ブロー熱回収フラッシュタンク	C
		外	湿分分離加熱器ドレンタンク #1	C
		外	湿分分離加熱器ドレンタンク #2	C
		外	湿分分離器ドレンタンク	C
		外	復水器水室空気抜きポンプ	C
		外	復水脱塩塔	C
		外	復水ろ過器	C
		外	レジんキャッチャ	C
		外	レジントラップ	C
		外	樹脂混合用空気貯槽	C
		外	制御用空気貯槽	C
		外	塩酸貯槽	C
		外	塩酸計量槽	C
		外	塩酸スクラバ	C
		外	苛性ソーダ計量槽	C
		外	苛性ソーダ貯槽	C
	外	ジャッキングオイルポンプユニット	C	
	外	配管	—	
	2F	外	第3 低圧給水加熱器	C
外		第4 低圧給水加熱器	C	

表4 溢水源となりうる機器リスト（タービン建屋）（3/3）

設置場所		管理区域 区分	機器名称	耐震 クラス
建屋	フロア			
タービン建屋	2F	外	湿分分離加熱器	C
		外	配管	—
	3F	外	軸受冷却水スタンドパイプ	C
		外	脱気器	C
		外	配管	—
	—	外	循環水管伸縮継手	C
	—	外	屋外タンク	—

表5 溢水源となりうる機器リスト（出入管理建屋，電気建屋）

設置場所		管理区域 区分	機器名称	耐震 クラス
建屋	フロア			
出入管理建屋	—	内・外	配管	—
電気建屋	—	外	配管	—

表1 想定する溢水量一覧

	想定破損	消火水の放水	地震起因の破損
没水	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 機器の単一破損を想定</li> <li>➤ 内部流体条件により破断形状を設定</li> <li>➤ 手動・自動隔離を考慮（隔離後における残水の流出を考慮）</li> </ul> <p>⇒ 漏えい流量、隔離に要する時間、系統保有水量より溢水量を算出</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 消火栓からの放水時間を原則3時間と想定</li> <li>➤ 火災源が小さい一部の区画については日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の火災防護指針(JEAG4607-2010)」解説-4-5 (1) (表4-3 火災荷重と等価時間について) に従い、放水時間を設定</li> <li>➤ 実放水量の確認結果 (25L.7L/min) に保守性を考慮 ⇒ 《屋内消火栓》 ・ 300L/min×60min×放水時間 《屋外消火栓》 ・ 780L/min×60min×放水時間</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 複数（系統&amp;箇所）同時破損を考慮</li> <li>➤ 破損する系統の保有水を溢水量として算定</li> <li>➤ 手動隔離を考慮（漏えい停止までの流出量を考慮）</li> </ul> <p>⇒ 破損する系統の保有水量を各建屋ごとに算定</p>
被水	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 溢水量に依存しない （溢水発生箇所と防護対象設備の位置関係、被水防護措置の有無、防滴仕様の有無により評価）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 溢水量に依存しない （溢水発生箇所と防護対象設備の位置関係、被水防護措置の有無、防滴仕様の有無により評価）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 溢水量に依存しない （溢水発生箇所と防護対象設備の位置関係、被水防護措置の有無、防滴仕様の有無により評価）</li> </ul>
蒸気	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 溢水量は算定せず （伝播範囲と防護対象設備の位置関係、耐環境仕様の有無により評価）</li> </ul>		

表1 防護対象設備一覧 (1/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ (3FWP1)	3RB-H-N4	原子炉建屋	0.05	0.67	個別	③
補助給水系	A-電動補助給水ポンプ (3FWP2A)	3RB-H-N6	原子炉建屋	0.30	0.66	基本	③
補助給水系	B-電動補助給水ポンプ (3FWP2B)	3RB-H-N7	原子炉建屋	0.30	0.67	基本	③
補助給水系	A-補助給水ポンプ出口流量 調節弁 (3V-FW-582A)	3RB-H-N6	原子炉建屋	4.35	4.66	基本	③
補助給水系	B-補助給水ポンプ出口流量 調節弁 (3V-FW-582B)	3RB-H-N4	原子炉建屋	4.35	4.63	基本	③
補助給水系	C-補助給水ポンプ出口流量 調節弁 (3V-FW-582C)	3RB-H-N7	原子炉建屋	4.39	4.69	基本	③
主蒸気系	タービン動補助給水ポンプ駆動 蒸気入口弁A (3V-MS-582A)	3RB-H-N4	原子炉建屋	4.50	5.05	基本	③
主蒸気系	タービン動補助給水ポンプ駆動 蒸気入口弁B (3V-MS-582B)	3RB-H-N4	原子炉建屋	4.50	5.04	基本	③
補助給水系	A-補助給水隔離弁 (3V-FW-589A)	3RB-D-N51	原子炉建屋	0.50	0.79	基本	③⑤
補助給水系	B-補助給水隔離弁 (3V-FW-589B)	3RB-D-N51	原子炉建屋	0.50	0.81	基本	③⑤
補助給水系	C-補助給水隔離弁 (3V-FW-589C)	3RB-D-N51	原子炉建屋	0.50	0.81	基本	③⑤
補助給水系	A-補助給水ライン流量 (II) (3FT-3766)	3RB-H-N1	原子炉建屋	1.03	1.02	個別	③⑦

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能

表1 防護対象設備一覧 (2/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
補助給水系	B-補助給水ライン流量 (Ⅲ) (3FT-3776)	3RB-H-N1	原子炉建屋	1.03	1.00	個別	③⑦
補助給水系	C-補助給水ライン流量 (Ⅳ) (3FT-3786)	3RB-H-N1	原子炉建屋	1.03	1.02	個別	③⑦
補助給水系	補助給水ピット水位 (Ⅰ) (3LT-3750)	3RB-D-N3	原子炉建屋	1.03	1.00	個別	③⑦
補助給水系	補助給水ピット水位 (Ⅱ) (3LT-3751)	3RB-D-N3	原子炉建屋	1.03	1.00	個別	③⑦
関連設備	タービン動補助給水ポンプ 起動盤トレンA (3TDFA)	3RB-H-N1	原子炉建屋	0.37	0.47	基本	③⑥
関連設備	タービン動補助給水ポンプ 起動盤トレンB (3TDFB)	3RB-H-N1	原子炉建屋	0.37	0.46	基本	③⑥
関連設備	補助給水ポンプ出口流量 調節弁盤トレンA (3AFWA)	3RB-H-N1	原子炉建屋	0.43	0.53	基本	③⑥
関連設備	補助給水ポンプ出口流量 調節弁盤トレンB (3AFWB)	3RB-H-N1	原子炉建屋	0.43	0.52	基本	③⑥
化学体積 制御系	A-充てんポンプ (3CSP1A)	3AB-H-8	原子炉補助 建屋	0.63	0.68	個別	②
化学体積 制御系	B-充てんポンプ (3CSP1B)	3AB-H-6	原子炉補助 建屋	0.63	0.68	個別	②
化学体積 制御系	C-充てんポンプ (3CSP1C)	3AB-H-4	原子炉補助 建屋	0.63	0.68	個別	②
化学体積 制御系	体積制御タンク出口第1止め弁 (3LCV-121B)	3AB-G-5	原子炉補助 建屋	0.68	1.03	基本	②

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能



表1 防護対象設備一覧 (3/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
化学体積 制御系	体積制御タンク出口第2止め弁 (3LCV-121C)	3AB-G-5	原子炉補助 建屋	0.67	1.02	基本	②
化学体積 制御系	充てんポンプ入口燃料取替用水 ピット側入口弁A (3LCV-121D)	3AB-G-5	原子炉補助 建屋	0.56	0.91	基本	②
化学体積 制御系	充てんポンプ入口燃料取替用水 ピット側入口弁B (3LCV-121E)	3AB-G-5	原子炉補助 建屋	0.56	0.91	基本	②
化学体積 制御系	充てんラインC/V外側止め弁 (3V-CS-175)	3RB-E-2	原子炉建屋	0.60	0.97	基本	②
化学体積 制御系	充てんラインC/V外側隔離弁 (3V-CS-177)	3RB-E-2	原子炉建屋	0.60	0.97	基本	②⑤
化学体積 制御系	A-ほう酸ポンプ (3CSP2A)	3AB-F-21	原子炉補助 建屋	0.43	0.59	基本	②
化学体積 制御系	B-ほう酸ポンプ (3CSP2B)	3AB-F-20	原子炉補助 建屋	0.43	0.59	基本	②
化学体積 制御系	緊急ほう酸注入弁 (3V-CS-541)	3AB-G-5	原子炉補助 建屋	0.50	0.75	基本	②
化学体積 制御系	A-ほう酸タンク水位 (I) (3LT-206)	3AB-F-1	原子炉補助 建屋	1.03	1.00	個別	②⑦
化学体積 制御系	B-ほう酸タンク水位 (II) (3LT-208)	3AB-F-1	原子炉補助 建屋	1.03	0.99	個別	②⑦
化学体積 制御系	1次冷却材ポンプ封水戻りライ ンC/V外側隔離弁 (3V-CS-255)	3RB-E-2	原子炉建屋	0.86	0.89	基本	⑤
余熱除去 系	A-余熱除去ポンプ (3RHP1A)	3AB-L-6	原子炉補助 建屋	0.75	0.83	基本	③④

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能

表1 防護対象設備一覧 (4/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※ <sup>1</sup> (m)	個別測定 高さ※ <sup>2</sup> (m)	設定 箇所	安全 機能
余熱除去系	B-余熱除去ポンプ (3RHP1B)	3AB-L-5	原子炉補助 建屋	0.75	0.83	基本	③④
余熱除去系	A-余熱除去ポンプミニフロー 弁 (3FCV-601)	3AB-K-21	原子炉補助 建屋	2.95	3.25	基本	③④
余熱除去系	B-余熱除去ポンプミニフロー 弁 (3FCV-611)	3AB-K-13	原子炉補助 建屋	2.95	3.23	基本	③④
余熱除去系	A-余熱除去ポンプ出口流量 (I) (3FT-601)	3AB-K-4	原子炉補助 建屋	1.03	1.01	個別	③④
余熱除去系	B-余熱除去ポンプ出口流量 (II) (3FT-611)	3AB-K-4	原子炉補助 建屋	1.03	1.00	個別	③④
余熱除去系	A-余熱除去ポンプRWSP側入口 弁 (3V-RH-051A)	3AB-K-21	原子炉補助 建屋	0.70	1.75	個別	④
余熱除去系	B-余熱除去ポンプRWSP側入口 弁 (3V-RH-051B)	3AB-K-13	原子炉補助 建屋	0.70	1.78	個別	④
余熱除去系	A-余熱除去ポンプRWSP/再循環 サンプ側入口弁 (3V-RH-055A)	3AB-K-21	原子炉補助 建屋	0.70	1.77	個別	④
余熱除去系	B-余熱除去ポンプRWSP/再循環 サンプ側入口弁 (3V-RH-055B)	3AB-K-13	原子炉補助 建屋	0.70	1.78	個別	④
余熱除去系	A-余熱除去ポンプ再循環サン プ側入口弁 (3V-RH-058A)	3RB-J-2	原子炉建屋	2.90	4.08	基本	④⑤
余熱除去系	B-余熱除去ポンプ再循環サン プ側入口弁 (3V-RH-058B)	3RB-J-1	原子炉建屋	2.90	3.85	個別	④⑤
制御用 空気系	A-制御用空気圧縮機 (3IAE1A)	3RB-H-N2	原子炉建屋	0.40	0.44	基本	⑥

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能

表1 防護対象設備一覧 (5/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
制御用 空気系	B－制御用空気圧縮機 (3IAE1B)	3RB-H-N3	原子炉建屋	0.40	0.45	基本	⑥
制御用 空気系	A－制御用空気Cヘッド供給弁 (3V-IA-501A)	3RB-H-N2	原子炉建屋	0.50	0.80	基本	⑥
制御用 空気系	B－制御用空気Cヘッド供給弁 (3V-IA-501B)	3RB-H-N2	原子炉建屋	0.50	0.80	基本	⑥
制御用 空気系	A－制御用空気主蒸気逃がし弁 供給弁 (3V-IA-505A)	3RB-H-N3	原子炉建屋	0.50	0.78	基本	⑥
制御用 空気系	B－制御用空気主蒸気逃がし弁 供給弁 (3V-IA-505B)	3RB-H-N3	原子炉建屋	0.50	0.77	基本	⑥
制御用 空気系	A－制御用空気ヘッド圧力 (Ⅲ) (3PT-1800)	3RB-F-2	原子炉建屋	1.03	1.02	個別	⑥
制御用 空気系	B－制御用空気ヘッド圧力 (Ⅳ) (3PT-1810)	3RB-F-2	原子炉建屋	1.03	1.01	個別	⑥
関連設備	A－制御用空気圧縮機盤 (3IAPA)	3RB-H-N2	原子炉建屋	0.30	0.30	基本	⑥
関連設備	B－制御用空気圧縮機盤 (3IAPB)	3RB-H-N3	原子炉建屋	0.30	0.30	基本	⑥
関連設備	A－制御用空気圧縮機容量 調節盤 (3IAWPA)	3RB-H-N2	原子炉建屋	0.80	0.79	個別	⑥
関連設備	B－制御用空気圧縮機容量 調節盤 (3IAWPB)	3RB-H-N3	原子炉建屋	0.80	0.80	基本	⑥
制御用 空気系	A－制御用空気C/V外側隔離弁 (3V-IA-510A)	3RB-F-2	原子炉建屋	0.75	0.75	基本	⑤⑥

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能

表1 防護対象設備一覧 (6/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
制御用 空気系	B－制御用空気C/V外側隔離弁 (3V-IA-510B)	3RB-F-2	原子炉建屋	0.75	0.75	基本	⑤⑥
原子炉 補機冷却 水系	A－原子炉補機冷却水ポンプ (3CCP1A)	3RB-K-N4	原子炉建屋	2.80	2.87	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	B－原子炉補機冷却水ポンプ (3CCP1B)	3RB-K-N4	原子炉建屋	2.80	2.87	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	C－原子炉補機冷却水ポンプ (3CCP1C)	3RB-K-N1	原子炉建屋	2.80	2.88	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	D－原子炉補機冷却水ポンプ (3CCP1D)	3RB-K-N1	原子炉建屋	2.80	2.87	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	原子炉補機冷却水戻り母管A側 連絡弁 (3V-CC-044A)	3RB-K-N4	原子炉建屋	1.30	2.65	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	原子炉補機冷却水戻り母管B側 連絡弁 (3V-CC-044B)	3RB-K-N1	原子炉建屋	1.30	2.66	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	原子炉補機冷却水供給母管A側 連絡弁 (3V-CC-055A)	3RB-K-N4	原子炉建屋	2.65	3.99	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	原子炉補機冷却水供給母管B側 連絡弁 (3V-CC-055B)	3RB-K-N1	原子炉建屋	2.65	4.00	基本	⑥

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能

表1 防護対象設備一覧 (7/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
原子炉 補機冷却 水系	A-余熱除去冷却器補機冷却水 出口弁 (3V-CC-117A)	3AB-K-4	原子炉補助 建屋	0.60	1.28	基本	③④
原子炉 補機冷却 水系	B-余熱除去冷却器補機冷却水 出口弁 (3V-CC-117B)	3AB-K-4	原子炉補助 建屋	0.60	1.29	基本	③④
原子炉 補機冷却 水系	A-格納容器スプレイ冷却器 補機冷却水出口弁 (3V-CC-177A)	3AB-K-4	原子炉補助 建屋	0.60	1.27	基本	⑤
原子炉 補機冷却 水系	B-格納容器スプレイ冷却器 補機冷却水出口弁 (3V-CC-177B)	3AB-K-4	原子炉補助 建屋	0.60	1.30	基本	⑤
原子炉 補機冷却 水系	A-使用済燃料ピット冷却器 補機冷却水入口弁 (3V-CC-151A)	3RB-H-4	原子炉建屋	0.55	1.10	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	B-使用済燃料ピット冷却器 補機冷却水入口弁 (3V-CC-151B)	3RB-H-4	原子炉建屋	0.55	1.10	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	A-使用済燃料ピット冷却器 補機冷却水出口弁 (3V-CC-159A)	3RB-H-4	原子炉建屋	0.55	1.10	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	B-使用済燃料ピット冷却器 補機冷却水出口弁 (3V-CC-159B)	3RB-H-4	原子炉建屋	0.55	1.10	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	BA, WD及びLDエバポ補機冷却水 戻りライン第1止め弁 (3V-CC-351)	3AB-F-1	原子炉補助 建屋	0.62	1.02	基本	⑥

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

- |               |                  |
|---------------|------------------|
| ①緊急時停止機能      | ⑥安全上特に重要な関連機能    |
| ②未臨界維持機能      | ⑦事故時のプラント状態の把握機能 |
| ③原子炉停止後の除熱機能  | ⑧制御室外からの安全停止機能   |
| ④炉心冷却機能       | ⑨ピット冷却機能         |
| ⑤放射性物質の閉じ込め機能 | ⑩ピット給水機能         |

表1 防護対象設備一覧 (8/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
原子炉 補機冷却 水系	BA, WD及びLDエバポ補機冷却水 戻りライン第2止め弁 (3V-CC-352)	3AB-F-1	原子炉補助 建屋	0.62	1.01	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	原子炉補機冷却水サージタンク 水位 (Ⅲ) (3LT-1200)	3RB-A-N2	原子炉建屋	1.03	1.02	個別	⑥
原子炉 補機冷却 水系	原子炉補機冷却水サージタンク 水位 (Ⅳ) (3LT-1201)	3RB-A-N2	原子炉建屋	1.03	1.00	個別	⑥
原子炉 補機冷却 水系	A, B-C/V再循環ユニット補機 冷却水入口C/V外側隔離弁 (3V-CC-203A)	3RB-D-2	原子炉建屋	1.00	1.18	基本	⑤
原子炉 補機冷却 水系	C, D-C/V再循環ユニット補機 冷却水入口C/V外側隔離弁 (3V-CC-203B)	3RB-D-3	原子炉建屋	1.20	1.39	基本	⑤
原子炉 補機冷却 水系	A-C/V再循環ユニット補機 冷却水出口C/V外側隔離弁 (3V-CC-208A)	3RB-D-2	原子炉建屋	3.94	4.00	基本	⑤
原子炉 補機冷却 水系	B-C/V再循環ユニット補機 冷却水出口C/V外側隔離弁 (3V-CC-208B)	3RB-D-2	原子炉建屋	3.94	4.00	基本	⑤
原子炉 補機冷却 水系	C-C/V再循環ユニット補機 冷却水出口C/V外側隔離弁 (3V-CC-208C)	3RB-D-3	原子炉建屋	3.94	4.00	基本	⑤
原子炉 補機冷却 水系	D-C/V再循環ユニット補機 冷却水出口C/V外側隔離弁 (3V-CC-208D)	3RB-D-3	原子炉建屋	3.94	4.04	基本	⑤

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能

表1 防護対象設備一覧 (9/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
原子炉 補機冷却 水系	余剰抽出冷却器等補機冷却水 入口C/V外側隔離弁 (3V-CC-422)	3RB-E-1	原子炉建屋	1.38	1.45	基本	⑤
原子炉 補機冷却 水系	余剰抽出冷却器等補機冷却水 出口C/V外側隔離弁 (3V-CC-430)	3RB-E-1	原子炉建屋	0.88	0.90	基本	⑤
原子炉 補機冷却 水系	1次冷却材ポンプ補機冷却水 入口止め弁 (3V-CC-501)	3RB-E-1	原子炉建屋	1.12	1.27	基本	⑥
原子炉 補機冷却 水系	1次冷却材ポンプ補機冷却水 入口C/V外側隔離弁 (3V-CC-503)	3RB-E-1	原子炉建屋	1.12	1.28	基本	⑤
原子炉 補機冷却 水系	1次冷却材ポンプ補機冷却水 出口C/V外側隔離弁 (3V-CC-528)	3RB-E-1	原子炉建屋	1.12	1.25	基本	⑤
関連設備	A-充電器盤 (3CPA)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.10	0.10	個別	⑥
関連設備	B-充電器盤 (3CPB)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.10	0.10	個別	⑥
関連設備	運転コンソール (3MCB)	3AB-F-N8	原子炉補助 建屋	0.20	0.20	基本	⑥
関連設備	共通要因故障対策EP盤室操作盤 (3CMFLP)						⑥
関連設備	A-共通要因故障対策操作盤 (3CMFPA)	3AB-F-N8	原子炉補助 建屋	0.37	0.33	個別	⑥

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

- |               |                  |
|---------------|------------------|
| ①緊急時停止機能      | ⑥安全上特に重要な関連機能    |
| ②未臨界維持機能      | ⑦事故時のプラント状態の把握機能 |
| ③原子炉停止後の除熱機能  | ⑧制御室外からの安全停止機能   |
| ④炉心冷却機能       | ⑨ピット冷却機能         |
| ⑤放射性物質の閉じ込め機能 | ⑩ピット給水機能         |

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表1 防護対象設備一覧 (10/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能	
関連設備	B－共通要因故障対策操作盤 (3CMFPB)	3AB-F-N8	原子炉補助 建屋	0.37	0.33	個別	⑥	
関連設備	A－中央制御室外原子炉停止盤 (3EPA)							⑧
関連設備	B－中央制御室外原子炉停止盤 (3EPB)							⑧
関連設備	A－換気空調系集中現場盤 (3LVPA)							⑥
関連設備	B－換気空調系集中現場盤 (3LVPB)							⑥
関連設備	工学的安全施設作動盤 (トレンA) (3EFA)	3AB-F-N13	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	基本	⑥	
関連設備	工学的安全施設作動盤 (トレンB) (3EFB)	3AB-F-N2	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	基本	⑥	
関連設備	A－1次冷却材ポンプ母線 計測盤 (3RBIA)	3RB-H-N5	原子炉建屋	0.04	0.04	個別	⑥	
関連設備	B－1次冷却材ポンプ母線 計測盤 (3RBIB)	3RB-H-N5	原子炉建屋	0.04	0.04	個別	⑥	
関連設備	C－1次冷却材ポンプ母線 計測盤 (3RBIC)	3RB-H-N5	原子炉建屋	0.04	0.04	個別	⑥	
関連設備	原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネルI) (3RTI)	3RB-F-N3	原子炉建屋	0.06	0.06	個別	⑥	
関連設備	原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネルII) (3RTII)	3RB-F-N3	原子炉建屋	0.06	0.06	個別	⑥	

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

- |               |                  |
|---------------|------------------|
| ①緊急時停止機能      | ⑥安全上特に重要な関連機能    |
| ②未臨界維持機能      | ⑦事故時のプラント状態の把握機能 |
| ③原子炉停止後の除熱機能  | ⑧制御室外からの安全停止機能   |
| ④炉心冷却機能       | ⑨ピット冷却機能         |
| ⑤放射性物質の閉じ込め機能 | ⑩ピット給水機能         |

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



表1 防護対象設備一覧 (11/35)

系統	設 備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
関連設備	原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネルⅢ) (3RTⅢ)	3RB-F-N3	原子炉建屋	0.06	0.06	個別	⑥
関連設備	原子炉トリップ遮断器盤 (チャンネルⅣ) (3RTⅣ)	3RB-F-N3	原子炉建屋	0.06	0.06	個別	⑥
関連設備	原子炉安全保護盤 (チャンネルⅠ) (3PI)	3AB-F-N13	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	原子炉安全保護盤 (チャンネルⅡ) (3PⅡ)	3AB-F-N2	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	原子炉安全保護盤 (チャンネルⅢ) (3PⅢ)	3AB-F-N13	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	原子炉安全保護盤 (チャンネルⅣ) (3PⅣ)	3AB-F-N2	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	安全系FDPプロセッサ盤 (3SFMA)	3AB-F-N13	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	安全系FDPプロセッサ盤 (3SFMB)	3AB-F-N2	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	安全系FDPプロセッサ盤 (3SFOA)	3AB-F-N13	原子炉補助 建屋	0.05	0.05	個別	⑥
関連設備	安全系FDPプロセッサ盤 (3SFOB)	3AB-F-N2	原子炉補助 建屋	0.05	0.05	個別	⑥
関連設備	安全系マルチプレクサ (トレンA) (3SMCA)	3AB-F-N13	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	安全系マルチプレクサ (トレンB) (3SMCB)	3AB-F-N2	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

- |               |                  |
|---------------|------------------|
| ①緊急時停止機能      | ⑥安全上特に重要な関連機能    |
| ②未臨界維持機能      | ⑦事故時のプラント状態の把握機能 |
| ③原子炉停止後の除熱機能  | ⑧制御室外からの安全停止機能   |
| ④炉心冷却機能       | ⑨ピット冷却機能         |
| ⑤放射性物質の閉じ込め機能 | ⑩ピット給水機能         |

表1 防護対象設備一覧 (12/35)

系統	設 備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
関連設備	安全系現場制御監視盤（トレン Aグループ1）（3SLCA1）	3AB-F-N13	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	安全系現場制御監視盤（トレン Aグループ2）（3SLCA2）	3AB-F-N13	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	安全系現場制御監視盤（トレン Aグループ3）（3SLCA3）	3AB-F-N13	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	安全系現場制御監視盤（トレン Bグループ1）（3SLCB1）	3AB-F-N2	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	安全系現場制御監視盤（トレン Bグループ2）（3SLCB2）	3AB-F-N2	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	安全系現場制御監視盤（トレン Bグループ3）（3SLCB3）	3AB-F-N2	原子炉補助 建屋	0.04	0.04	個別	⑥
関連設備	A－計装用インバータ（3IVA）	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.10	0.10	個別	⑥
関連設備	B－計装用インバータ（3IVB）	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.10	0.10	個別	⑥
関連設備	C－計装用インバータ（3IVC）	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.10	0.10	個別	⑥
関連設備	D－計装用インバータ（3IVD）	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.10	0.10	個別	⑥
関連設備	A1－計装用交流分電盤 （3IDPA1）	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.21	0.23	基本	⑥
関連設備	A2－計装用交流分電盤 （3IDPA2）	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.21	0.22	基本	⑥

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

- |               |                  |
|---------------|------------------|
| ①緊急時停止機能      | ⑥安全上特に重要な関連機能    |
| ②未臨界維持機能      | ⑦事故時のプラント状態の把握機能 |
| ③原子炉停止後の除熱機能  | ⑧制御室外からの安全停止機能   |
| ④炉心冷却機能       | ⑨ピット冷却機能         |
| ⑤放射性物質の閉じ込め機能 | ⑩ピット給水機能         |

表1 防護対象設備一覧 (13/35)

系統	設 備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
関連設備	B 1 - 計装用交流分電盤 (3IDPB1)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.21	0.20	個別	⑥
関連設備	B 2 - 計装用交流分電盤 (3IDPB2)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.21	0.21	基本	⑥
関連設備	C 1 - 計装用交流分電盤 (3IDPC1)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.21	0.22	基本	⑥
関連設備	C 2 - 計装用交流分電盤 (3IDPC2)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.21	0.22	基本	⑥
関連設備	D 1 - 計装用交流分電盤 (3IDPD1)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.21	0.20	個別	⑥
関連設備	D 2 - 計装用交流分電盤 (3IDPD2)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.21	0.20	個別	⑥
関連設備	A - 計装用交流電源切換器盤 (3ISPA)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.34	0.35	基本	⑥
関連設備	B - 計装用交流電源切換器盤 (3ISPB)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.34	0.33	個別	⑥
関連設備	C - 計装用交流電源切換器盤 (3ISPC)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.34	0.35	基本	⑥
関連設備	D - 計装用交流電源切換器盤 (3ISPD)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.34	0.33	個別	⑥
関連設備	A - 補助建屋直流分電盤 (3DDPA)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.22	0.23	基本	⑥
関連設備	B - 補助建屋直流分電盤 (3DDPB)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.22	0.22	基本	⑥

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

- |               |                  |
|---------------|------------------|
| ①緊急時停止機能      | ⑥安全上特に重要な関連機能    |
| ②未臨界維持機能      | ⑦事故時のプラント状態の把握機能 |
| ③原子炉停止後の除熱機能  | ⑧制御室外からの安全停止機能   |
| ④炉心冷却機能       | ⑨ピット冷却機能         |
| ⑤放射性物質の閉じ込め機能 | ⑩ピット給水機能         |

表1 防護対象設備一覧 (14/35)

系統	設 備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
関連設備	ソレノイド分電盤トレン A 1 (3SDA1)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.19	0.20	個別	⑥
関連設備	ソレノイド分電盤トレン A 2 (3SDA2)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.19	0.20	個別	⑥
関連設備	ソレノイド分電盤トレン A 3 (3SDA3)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.19	0.20	個別	⑥
関連設備	ソレノイド分電盤トレン A 4 (3SDA4)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.19	0.20	個別	⑥
関連設備	ソレノイド分電盤トレン B 1 (3SDB1)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.19	0.18	個別	⑥
関連設備	ソレノイド分電盤トレン B 2 (3SDB2)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.19	0.19	個別	⑥
関連設備	ソレノイド分電盤トレン B 3 (3SDB3)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.19	0.19	個別	⑥
関連設備	ソレノイド分電盤トレン B 4 (3SDB4)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.19	0.18	個別	⑥
関連設備	A－直流コントロールセンタ (3DCA)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.10	0.10	個別	⑥
関連設備	B－直流コントロールセンタ (3DCB)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.10	0.10	個別	⑥
関連設備	A 1－原子炉コントロールセン タ (3RCC-A1)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.10	0.10	個別	⑥
関連設備	A 2－原子炉コントロールセン タ (3RCC-A2)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.10	0.10	個別	⑥

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

- |               |                  |
|---------------|------------------|
| ①緊急時停止機能      | ⑥安全上特に重要な関連機能    |
| ②未臨界維持機能      | ⑦事故時のプラント状態の把握機能 |
| ③原子炉停止後の除熱機能  | ⑧制御室外からの安全停止機能   |
| ④炉心冷却機能       | ⑨ピット冷却機能         |
| ⑤放射性物質の閉じ込め機能 | ⑩ピット給水機能         |

表1 防護対象設備一覧 (15/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
関連設備	B 1 - 原子炉コントロールセン タ (3RCC-B1)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.10	0.10	個別	⑥
関連設備	B 2 - 原子炉コントロールセン タ (3RCC-B2)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.10	0.10	個別	⑥
関連設備	A 1 - パワーコントロールセン タ (3PCC-A1)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.06	0.06	個別	⑥
関連設備	A 2 - パワーコントロールセン タ (3PCC-A2)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.06	0.06	個別	⑥
関連設備	B 1 - パワーコントロールセン タ (3PCC-B1)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.06	0.06	個別	⑥
関連設備	B 2 - パワーコントロールセン タ (3PCC-B2)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.06	0.06	個別	⑥
関連設備	A - 6.6kVメタクラ (3MC-A)	3AB-H-N6	原子炉補助 建屋	0.15	0.15	個別	⑥
関連設備	B - 6.6kVメタクラ (3MC-B)	3AB-H-N1	原子炉補助 建屋	0.15	0.15	個別	⑥
原子炉 補機冷却 海水系	A - 原子炉補機冷却海水ポンプ (3SWP1A)	3CWPB-B- N01	循環水 ポンプ建屋	0.20	1.50	個別	⑥
原子炉 補機冷却 海水系	B - 原子炉補機冷却海水ポンプ (3SWP1B)	3CWPB-B- N01	循環水 ポンプ建屋	0.20	1.50	個別	⑥
原子炉 補機冷却 海水系	C - 原子炉補機冷却海水ポンプ (3SWP1C)	3CWPB-B- N02	循環水 ポンプ建屋	0.20	1.50	個別	⑥

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能

表1 防護対象設備一覧 (16/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
原子炉 補機冷却 海水系	D-原子炉補機冷却海水ポンプ (3SWP1D)	3CWPB-B- N02	循環水 ポンプ建屋	0.20	1.50	個別	⑥
原子炉 補機冷却 海水系	A-原子炉補機冷却水冷却器補 機冷却海水出口止め弁 (3V-SW-571A)	3RB-K-N4	原子炉建屋	0.70	0.76	基本	⑥
原子炉 補機冷却 海水系	B-原子炉補機冷却水冷却器 補機冷却海水出口止め弁 (3V-SW-571B)	3RB-K-N4	原子炉建屋	0.70	0.75	基本	⑥
原子炉 補機冷却 海水系	C-原子炉補機冷却水冷却器 補機冷却海水出口止め弁 (3V-SW-571C)	3RB-K-N1	原子炉建屋	0.70	0.76	基本	⑥
原子炉 補機冷却 海水系	D-原子炉補機冷却水冷却器 補機冷却海水出口止め弁 (3V-SW-571D)	3RB-K-N1	原子炉建屋	0.70	0.75	基本	⑥
非常用 所内電源 系	A-ディーゼル発電機 (3DGE2A)	3DG-J-N2 (3DG-H- N2)	ディーゼル 発電機建屋	0.30	0.38	基本	⑥
非常用 所内電源 系	B-ディーゼル発電機 (3DGE2B)	3DG-J-N1 (3DG-H- N1)	ディーゼル 発電機建屋	0.30	0.37	基本	⑥
非常用 所内電源 系	A-ディーゼル機関 (3DGE1A)	3DG-J-N2 (3DG-H- N2)	ディーゼル 発電機建屋	0.20	0.32	基本	⑥
非常用 所内電源 系	B-ディーゼル機関 (3DGE1B)	3DG-J-N1 (3DG-H- N1)	ディーゼル 発電機建屋	0.20	0.32	基本	⑥

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

- |               |                  |
|---------------|------------------|
| ①緊急時停止機能      | ⑥安全上特に重要な関連機能    |
| ②未臨界維持機能      | ⑦事故時のプラント状態の把握機能 |
| ③原子炉停止後の除熱機能  | ⑧制御室外からの安全停止機能   |
| ④炉心冷却機能       | ⑨ピット冷却機能         |
| ⑤放射性物質の閉じ込め機能 | ⑩ピット給水機能         |

表1 防護対象設備一覧 (17/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
非常用 所内電源 系	A-蓄電池 (3BATA)	3AB-H-N7	原子炉補助 建屋	0.57	0.57	基本	⑥
非常用 所内電源 系	B-蓄電池 (3BATB)	3AB-H-N3	原子炉補助 建屋	0.57	0.57	基本	⑥
関連設備	A-ディーゼル発電機 コントロールセンタ (3GCC-A)	3RB-H-N11	原子炉建屋	0.10	0.10	個別	⑥
関連設備	B-ディーゼル発電機 コントロールセンタ (3GCC-B)	3RB-H-N10	原子炉建屋	0.10	0.10	個別	⑥
非常用 所内電源 系	A-ディーゼル発電機制御盤 (3EGBA)	3RB-H-N11	原子炉建屋	0.07	0.07	個別	⑥
非常用 所内電源 系	B-ディーゼル発電機制御盤 (3EGBB)	3RB-H-N10	原子炉建屋	0.07	0.07	個別	⑥
原子炉 格納容器 スプレイ 系	A-格納容器スプレイポンプ (3CPP1A)	3AB-L-7	原子炉補助 建屋	0.63	0.83	基本	⑤
原子炉 格納容器 スプレイ 系	B-格納容器スプレイポンプ (3CPP1B)	3AB-L-4	原子炉補助 建屋	0.63	0.82	基本	⑤
原子炉 格納容器 スプレイ 系	A-格納容器スプレイ冷却器 出口C/V外側隔離弁 (3V-CP-013A)	3RB-E-2	原子炉建屋	1.12	1.29	基本	⑤

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能

表1 防護対象設備一覧 (18/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
原子炉 格納容器 スプレイ 系	B-格納容器スプレイ冷却器 出口C/V外側隔離弁 (3V-CP-013B)	3RB-E-2	原子炉建屋	1.12	1.44	基本	⑤
原子炉 格納容器 スプレイ 系	よう素除去薬品タンク注入 Aライン止め弁 (3V-CP-054A)	3AB-H-1	原子炉補助 建屋	0.52	0.42	個別	⑤
原子炉 格納容器 スプレイ 系	よう素除去薬品タンク注入 Bライン止め弁 (3V-CP-054B)	3AB-H-1	原子炉補助 建屋	0.51	0.42	個別	⑤
原子炉 格納容器 スプレイ 系	格納容器圧力 (I) (3PT-590)	3RB-F-2	原子炉建屋	0.85	1.15	基本	⑤⑦
原子炉 格納容器 スプレイ 系	格納容器圧力 (II) (3PT-591)	3RB-F-2	原子炉建屋	0.85	1.14	基本	⑤⑦
原子炉 格納容器 スプレイ 系	格納容器圧力 (III) (3PT-592)	3RB-F-2	原子炉建屋	0.85	1.12	基本	⑤⑦

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

- |               |                  |
|---------------|------------------|
| ①緊急時停止機能      | ⑥安全上特に重要な関連機能    |
| ②未臨界維持機能      | ⑦事故時のプラント状態の把握機能 |
| ③原子炉停止後の除熱機能  | ⑧制御室外からの安全停止機能   |
| ④炉心冷却機能       | ⑨ピット冷却機能         |
| ⑤放射性物質の閉じ込め機能 | ⑩ピット給水機能         |



表1 防護対象設備一覧 (19/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※ <sup>1</sup> (m)	個別測定 高さ※ <sup>2</sup> (m)	設定 箇所	安全 機能
原子炉 格納容器 スプレイ 系	格納容器圧力 (IV) (3PT-593)	3RB-F-2	原子炉建屋	0.85	1.12	基本	⑤⑦
使用済燃 料ピット 水浄化冷 却系	A-使用済燃料ピットポンプ (3SFP1A)	3RB-H-7	原子炉建屋	0.69	0.75	基本	⑨
使用済燃 料ピット 水浄化冷 却系	B-使用済燃料ピットポンプ (3SFP1B)	3RB-H-7	原子炉建屋	0.69	0.76	基本	⑨
高压注入 系	A-高压注入ポンプ (3SIP1A)	3AB-L-8 (3AB-L- 9)	原子炉補助 建屋	0.33	0.32	個別	②④
高压注入 系	B-高压注入ポンプ (3SIP1B)	3AB-L-2 (3AB-L- 3)	原子炉補助 建屋	0.33	0.32	個別	②④
高压注入 系	A-高压注入ポンプ燃料取替用 水ピット側入口弁 (3V-SI-002A)	3AB-H-9	原子炉補助 建屋	0.80	1.84	個別	②④⑤
高压注入 系	B-高压注入ポンプ燃料取替用 水ピット側入口弁 (3V-SI-002B)	3AB-H-2	原子炉補助 建屋	0.80	1.84	個別	②④⑤
高压注入 系	A-高压注入ポンプ第1ミニフ ロー弁 (3V-SI-014A)	3AB-K-22	原子炉補助 建屋	0.72	0.72	基本	②④

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能

表1 防護対象設備一覧 (20/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※ <sup>1</sup> (m)	個別測定 高さ※ <sup>2</sup> (m)	設定 箇所	安全 機能
高压注入系	A-高压注入ポンプ第2ミニフロー弁 (3V-SI-015A)	3AB-K-22	原子炉補助建屋	0.72	0.72	基本	②④
高压注入系	B-高压注入ポンプ第1ミニフロー弁 (3V-SI-014B)	3AB-K-12	原子炉補助建屋	0.72	0.73	基本	②④
高压注入系	B-高压注入ポンプ第2ミニフロー弁 (3V-SI-015B)	3AB-K-12	原子炉補助建屋	0.72	0.73	基本	②④
高压注入系	A-高压注入ポンプ出口C/V外側連絡弁 (3V-SI-020A)	3AB-K-21	原子炉補助建屋	0.93	1.01	個別	②④
高压注入系	B-高压注入ポンプ出口C/V外側連絡弁 (3V-SI-020B)	3AB-K-13	原子炉補助建屋	0.93	1.00	個別	②④
高压注入系	ほう酸注入タンク入口弁A (3V-SI-032A)	3AB-F-23	原子炉補助建屋	0.89	0.98	基本	②④
高压注入系	ほう酸注入タンク入口弁B (3V-SI-032B)	3AB-F-23	原子炉補助建屋	0.89	0.98	基本	②④
高压注入系	ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁A (3V-SI-036A)	3RB-E-2	原子炉建屋	0.60	1.10	基本	②④⑤
高压注入系	ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁B (3V-SI-036B)	3RB-E-2	原子炉建屋	0.60	1.09	基本	②④⑤
高压注入系	補助高压注入ラインC/V外側隔離弁 (3V-SI-051)	3RB-E-2	原子炉建屋	0.60	1.10	基本	④⑤
高压注入系	A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 (3V-SI-084A)	3RB-J-2	原子炉建屋	2.90	3.86	基本	④⑤
高压注入系	B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 (3V-SI-084B)	3RB-J-1	原子炉建屋	2.90	4.07	個別	④⑤
燃料取替用水系	A-燃料取替用水ポンプ (3RFP1A)	3RB-D-1	原子炉建屋	0.51	0.53	基本	⑩

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

- |               |                  |
|---------------|------------------|
| ①緊急時停止機能      | ⑥安全上特に重要な関連機能    |
| ②未臨界維持機能      | ⑦事故時のプラント状態の把握機能 |
| ③原子炉停止後の除熱機能  | ⑧制御室外からの安全停止機能   |
| ④炉心冷却機能       | ⑨ピット冷却機能         |
| ⑤放射性物質の閉じ込め機能 | ⑩ピット給水機能         |

表1 防護対象設備一覧 (21/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
燃料取替 用水系	B－燃料取替用水ポンプ (3RFP1B)	3RB-D-1	原子炉建屋	0.51	0.53	基本	⑩
燃料取替 用水系	燃料取替用水ピット水位 (I) (3LT-1400)	3RB-D-1	原子炉建屋	1.03	1.04	基本	②④⑦
燃料取替 用水系	燃料取替用水ピット水位 (II) (3LT-1401)	3RB-D-1	原子炉建屋	1.03	1.04	基本	②④⑦
主給水 系	A－主給水隔離弁 (3V-FW-538A)	3RB-D-N51	原子炉建屋	1.30	2.39	基本	③⑤
主給水 系	B－主給水隔離弁 (3V-FW-538B)	3RB-D-N51	原子炉建屋	1.30	2.40	基本	③⑤
主給水 系	C－主給水隔離弁 (3V-FW-538C)	3RB-D-N51	原子炉建屋	1.30	2.40	基本	③⑤
主蒸気 系	A－主蒸気逃がし弁 (3PCV-3610)	3RB-D-N51	原子炉建屋	8.62	9.25	基本	③⑤
主蒸気 系	B－主蒸気逃がし弁 (3PCV-3620)	3RB-D-N51	原子炉建屋	8.62	9.24	基本	③⑤
主蒸気 系	C－主蒸気逃がし弁 (3PCV-3630)	3RB-D-N51	原子炉建屋	8.62	9.27	基本	③⑤
主蒸気 系	A－主蒸気逃がし弁 (付属パネル) (－)	3RB-D-N51	原子炉建屋	8.30	9.00	基本	③⑤
主蒸気 系	B－主蒸気逃がし弁 (付属パネル) (－)	3RB-D-N51	原子炉建屋	8.30	9.00	基本	③⑤
主蒸気 系	C－主蒸気逃がし弁 (付属パネル) (－)	3RB-D-N51	原子炉建屋	8.30	8.65	基本	③⑤
主蒸気 系	A－主蒸気隔離弁 (3V-MS-528A)	3RB-D-N51	原子炉建屋	7.12	7.60	基本	③⑤

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能

表1 防護対象設備一覧 (22/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
主蒸気系	B－主蒸気隔離弁 (3V-MS-528B)	3RB-D-N51	原子炉建屋	7.12	7.57	基本	③⑤
主蒸気系	C－主蒸気隔離弁 (3V-MS-528C)	3RB-D-N51	原子炉建屋	7.12	7.58	基本	③⑤
主蒸気系	A－主蒸気隔離弁 (付属パネル) (－)	3RB-C-N51	原子炉建屋	0.60	0.63	基本	③⑤
主蒸気系	B－主蒸気隔離弁 (付属パネル) (－)	3RB-C-N51	原子炉建屋	0.60	0.63	基本	③⑤
主蒸気系	C－主蒸気隔離弁 (付属パネル) (－)	3RB-C-N51	原子炉建屋	0.60	0.63	基本	③⑤
主蒸気系	A－主蒸気ライン圧力 (I) (3PT-465)	3RB-C-N1	原子炉建屋	1.03	0.79	個別	③⑦
主蒸気系	A－主蒸気ライン圧力 (II) (3PT-466)	3RB-C-N1	原子炉建屋	1.03	0.79	個別	③⑦
主蒸気系	A－主蒸気ライン圧力 (III) (3PT-467)	3RB-C-N1	原子炉建屋	1.03	0.79	個別	③⑦
主蒸気系	A－主蒸気ライン圧力 (IV) (3PT-468)	3RB-C-N1	原子炉建屋	1.03	0.80	個別	③⑦
主蒸気系	B－主蒸気ライン圧力 (I) (3PT-475)	3RB-C-N1	原子炉建屋	1.03	0.79	個別	③⑦
主蒸気系	B－主蒸気ライン圧力 (II) (3PT-476)	3RB-C-N1	原子炉建屋	1.03	0.79	個別	③⑦
主蒸気系	B－主蒸気ライン圧力 (III) (3PT-477)	3RB-C-N1	原子炉建屋	1.03	0.79	個別	③⑦
主蒸気系	B－主蒸気ライン圧力 (IV) (3PT-478)	3RB-C-N1	原子炉建屋	1.03	0.79	個別	③⑦

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能

表1 防護対象設備一覧 (23/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
主蒸気系	Cー主蒸気ライン圧力 (I) (3PT-485)	3RB-C-N1	原子炉建屋	1.03	0.79	個別	③⑦
主蒸気系	Cー主蒸気ライン圧力 (II) (3PT-486)	3RB-C-N1	原子炉建屋	1.03	0.79	個別	③⑦
主蒸気系	Cー主蒸気ライン圧力 (III) (3PT-487)	3RB-C-N1	原子炉建屋	1.03	0.79	個別	③⑦
主蒸気系	Cー主蒸気ライン圧力 (IV) (3PT-488)	3RB-C-N1	原子炉建屋	1.03	0.79	個別	③⑦
換気空調系	Aーアニュラス空気浄化ファン (3VSF9A)	3RB-C-2	原子炉建屋	0.15	1.10	基本	⑤
換気空調系	Bーアニュラス空気浄化ファン (3VSF9B)	3RB-C-2	原子炉建屋	0.15	1.10	基本	⑤
換気空調系	Aーアニュラス排気ダンパ (3D-VS-101A)	3RB-C-2	原子炉建屋	4.55	4.02	個別	⑤
換気空調系	Bーアニュラス排気ダンパ (3D-VS-101B)	3RB-C-2	原子炉建屋	4.55	4.02	個別	⑤
換気空調系	Aーアニュラス戻りダンパ (3PCD-2373)	3RB-B-3	原子炉建屋	5.40	4.86	個別	⑤
換気空調系	Bーアニュラス戻りダンパ (3PCD-2393)	3RB-B-3	原子炉建屋	5.40	4.86	個別	⑤
換気空調系	Aーアニュラス戻りダンパ流量 設定器 (3HC-2373)	3RB-B-2	原子炉建屋	1.44	1.44	基本	⑤
換気空調系	Bーアニュラス戻りダンパ流量 設定器 (3HC-2393)	3RB-B-2	原子炉建屋	1.44	1.44	基本	⑤
換気空調系	Aーアニュラス全量排気弁 (3V-VS-102A)	3RB-B-4	原子炉建屋	4.17	4.16	個別	⑤

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

①緊急時停止機能

②未臨界維持機能

③原子炉停止後の除熱機能

④炉心冷却機能

⑤放射性物質の閉じ込め機能

⑥安全上特に重要な関連機能

⑦事故時のプラント状態の把握機能

⑧制御室外からの安全停止機能

⑨ピット冷却機能

⑩ピット給水機能

表1 防護対象設備一覧 (24/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※1 (m)	個別測定 高さ※2 (m)	設定 箇所	安全 機能
換気空調系	B－アニュラス全量排気弁 (3V-VS-102B)	3RB-B-4	原子炉建屋	4.17	4.18	基本	⑤
換気空調系	A－アニュラス少量排気弁 (3V-VS-103A)	3RB-B-4	原子炉建屋	3.12	3.10	個別	⑤
換気空調系	B－アニュラス少量排気弁 (3V-VS-103B)	3RB-B-4	原子炉建屋	3.12	3.12	基本	⑤
換気空調系	A－安全補機室冷却ファン (3VSF70A)	3AB-K-22	原子炉補助 建屋	0.15	0.97	基本	④
換気空調系	B－安全補機室冷却ファン (3VSF70B)	3AB-K-12	原子炉補助 建屋	0.15	0.97	基本	④
換気空調系	A－余熱除去冷却器室室内空気 温度(1)(3TS-2631)	3AB-K-20	原子炉補助 建屋	1.42	3.01	基本	④
換気空調系	A－余熱除去冷却器室室内空気 温度(2)(3TS-2632)	3AB-K-20	原子炉補助 建屋	1.42	3.01	基本	④
換気空調系	B－余熱除去冷却器室室内空気 温度(1)(3TS-2641)	3AB-K-19	原子炉補助 建屋	1.42	3.01	基本	④
換気空調系	B－余熱除去冷却器室室内空気 温度(2)(3TS-2642)	3AB-K-19	原子炉補助 建屋	1.42	3.01	基本	④
換気空調系	A－格納容器スプレイポンプ室 室内空気温度(1)(3TS-2633)	3AB-L-7	原子炉補助 建屋	1.42	1.45	基本	④
換気空調系	A－格納容器スプレイポンプ室 室内空気温度(2)(3TS-2634)	3AB-L-7	原子炉補助 建屋	1.42	1.46	基本	④
換気空調系	B－格納容器スプレイポンプ室 室内空気温度(1)(3TS-2643)	3AB-L-4	原子炉補助 建屋	1.42	1.46	基本	④
換気空調系	B－格納容器スプレイポンプ室 室内空気温度(2)(3TS-2644)	3AB-L-4	原子炉補助 建屋	1.42	1.45	基本	④

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

- |               |                  |
|---------------|------------------|
| ①緊急時停止機能      | ⑥安全上特に重要な関連機能    |
| ②未臨界維持機能      | ⑦事故時のプラント状態の把握機能 |
| ③原子炉停止後の除熱機能  | ⑧制御室外からの安全停止機能   |
| ④炉心冷却機能       | ⑨ピット冷却機能         |
| ⑤放射性物質の閉じ込め機能 | ⑩ピット給水機能         |

表1 防護対象設備一覧 (25/35)

系統	設備	区画番号	設置建屋	基本設定 高さ※ <sup>1</sup> (m)	個別測定 高さ※ <sup>2</sup> (m)	設定 箇所	安全 機能
換気空調系	A-ディーゼル発電機室給気ファン (3VSF39A)	3RB-F-N10	原子炉建屋	0.20	0.19	個別	⑥
換気空調系	B-ディーゼル発電機室給気ファン (3VSF39B)	3RB-F-N10	原子炉建屋	0.20	0.19	個別	⑥
換気空調系	C-ディーゼル発電機室給気ファン (3VSF39C)	3RB-F-N8	原子炉建屋	0.20	0.19	個別	⑥
換気空調系	D-ディーゼル発電機室給気ファン (3VSF39D)	3RB-F-N8	原子炉建屋	0.20	0.19	個別	⑥
換気空調系	A-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ (3HCD-2741)	3RB-F-N10	原子炉建屋	5.07	4.11	個別	⑥
換気空調系	B-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ (3HCD-2742)	3RB-F-N8	原子炉建屋	5.07	4.11	個別	⑥
換気空調系	A-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ流量設定器 (3HC-2741)	3RB-F-N10	原子炉建屋	1.44	1.44	基本	⑥
換気空調系	B-ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ流量設定器 (3HC-2742)	3RB-F-N8	原子炉建屋	1.44	1.44	基本	⑥
換気空調系	A-ディーゼル発電機室室内空気温度 (1) (3TS-2747)	3DG-H-N2	ディーゼル発電機建屋	1.67	5.80	基本	⑥
換気空調系	A-ディーゼル発電機室室内空気温度 (2) (3TS-2748)	3DG-H-N2	ディーゼル発電機建屋	1.67	5.79	基本	⑥
換気空調系	A-ディーゼル発電機室室内空気温度 (3) (3TS-2751)	3DG-H-N2	ディーゼル発電機建屋	1.17	5.21	基本	⑥
換気空調系	A-ディーゼル発電機室室内空気温度 (4) (3TS-2752)	3DG-H-N2	ディーゼル発電機建屋	1.17	5.21	基本	⑥
換気空調系	B-ディーゼル発電機室室内空気温度 (1) (3TS-2749)	3DG-H-N1	ディーゼル発電機建屋	1.67	5.16	基本	⑥

※1：保守的に機能喪失すると仮定した床面からの高さ

※2：没水により機能喪失する床面からの高さ

- |               |                  |
|---------------|------------------|
| ①緊急時停止機能      | ⑥安全上特に重要な関連機能    |
| ②未臨界維持機能      | ⑦事故時のプラント状態の把握機能 |
| ③原子炉停止後の除熱機能  | ⑧制御室外からの安全停止機能   |
| ④炉心冷却機能       | ⑨ピット冷却機能         |
| ⑤放射性物質の閉じ込め機能 | ⑩ピット給水機能         |