

設 計 及 び 工 事 計 画 変 更 認 可 申 請 書
(女川原子力発電所第2号機の設計及び工事の計画の変更)

東北電原技第2号
令和4年6月30日

原子力規制委員会 殿

仙台市青葉区本町一丁目7番1号
東北電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
樋口 康二郎

核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の9
第2項の規定により, 別紙のとおり設計及び工事の計画の変更の認可を受け
たいので申請します。

別 紙

女川原子力発電所

第2号機

設計及び工事計画変更認可申請書本文及び添付書類

02 変一 R0

東北電力株式会社

本設計及び工事計画変更認可申請書は、「女川原子力発電所第2号機 設計及び工事計画認可申請書本文及び添付書類」（令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可）についての変更認可申請である。

申請範囲

今回の申請範囲は、女川原子力発電所第2号機の次の部分であります。
(設計及び工事の計画の変更該当するものに限る。)

- 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
 - 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備
 - 2.4.2 燃料プール代替注水系
 - (8) 主配管 (スプレイヘッドを含む。) (可搬型)
 - 2.4.3 燃料プールスプレイ系
 - (8) 主配管 (スプレイヘッドを含む。) (可搬型)
 - 2.4.4 放射性物質拡散抑制系
 - (8) 主配管 (スプレイヘッドを含む。) (可搬型)
 - 2.5 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の基本設計方針, 適用基準及び適用規格
 - 2.6 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る工事の方法
- 3. 原子炉冷却系統施設
 - 3.5 残留熱除去設備
 - 3.5.2 原子炉格納容器フィルタベント系
 - (8) 主配管 (可搬型)
 - 3.6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備
 - 3.6.5 低圧代替注水系
 - (7) 主配管 (可搬型)
 - 3.6.9 代替水源移送系
 - (7) 主配管 (可搬型)
 - 3.8 原子炉補機冷却設備
 - 3.8.3 原子炉補機代替冷却水系
 - (9) 主配管 (可搬型)
 - 3.11 原子炉冷却系統施設 (蒸気タービンを除く。)の基本設計方針, 適用基準及び適用規格
 - 3.12 原子炉冷却系統施設 (蒸気タービンを除く。)に係る工事の方法
- 4. 計測制御系統施設
 - 4.10 計測制御系統施設 (発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。)の基本設計方針, 適用基準及び適用規格
 - 4.12 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置
 - 4.12.2 中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能

- 4.12.4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る工事の方法

- 6. 放射線管理施設
 - 6.4 放射線管理施設の基本設計方針，適用基準及び適用規格
 - 6.5 放射線管理施設に係る工事の方法

- 7. 原子炉格納施設
 - 7.3 圧力低減設備その他の安全設備
 - (6) 原子炉格納容器安全設備
 - b. 原子炉格納容器下部注水系
 - ヌ 主配管（可搬型）
 - c. 原子炉格納容器代替スプレー冷却系
 - ヌ 主配管（可搬型）
 - f. 低圧代替注水系
 - ヌ 主配管（可搬型）
 - (7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備
 - d. 放射性物質拡散抑制系
 - ル 主配管（可搬型）
 - e. 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）
 - ル 主配管（可搬型）
 - g. 原子炉格納容器フィルタベント系
 - ル 主配管（可搬型）
 - (9) 圧力逃がし装置
 - a. 原子炉格納容器フィルタベント系
 - ニ 主配管（可搬型）
 - 7.4 原子炉格納施設の基本設計方針，適用基準及び適用規格
 - 7.5 原子炉格納施設に係る工事の方法

- 8. その他発電用原子炉の附属施設
 - 8.9 緊急時対策所
 - 8.9.1 緊急時対策所機能
 - 8.9.2 緊急時対策所の基本設計方針，適用基準及び適用規格
 - 8.9.3 緊急時対策所に係る工事の方法

女川原子力発電所第2号機
設計及び工事計画変更認可申請書本文及び添付書類

目 録

- I 名称及び住所並びに代表者の氏名
- II 工事計画
- III 工事工程表
- IV 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム
- V 変更の理由
- VI 添付書類
 - VI-1 説明書
 - VI-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書
 - VI-1-1-1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書
 - VI-1-1-1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性
 - VI-1-1-1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性
 - VI-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
 - VI-1-1-4-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）
 - VI-1-1-4-2-2 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備に係る設定根拠に関する説明書
 - VI-1-1-4-2-2-2 燃料プール代替注水系
 - VI-1-1-4-2-2-2-3 燃料プール代替注水系 主配管（スプレイヘッダを含む。）（可搬型）
 - VI-1-5 計測制御系統施設の説明書
 - VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書
 - VI-1-9 その他発電用原子炉の附属施設の説明書
 - VI-1-9-3 緊急時対策所の説明書
 - VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書
 - VI-1-10 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
 - VI-1-10-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
 - VI-1-10-3 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
 - VI-1-10-4 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉冷却系統施設
 - VI-1-10-5 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 計測制御系統施設
 - VI-1-10-7 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 放射線管理施設
 - VI-1-10-8 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉格納施設
 - VI-1-10-16 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所

VI-6 図面

- 3. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
 - 3.2 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備
 - 3.2.2 燃料プール代替注水系
 - 第3-2-2-3-1図 燃料プール代替注水系 機器の配置を明示した図面（その1）
 - 3.2.3 燃料プールのスプレイ系
 - 第3-2-3-3-1図 燃料プールのスプレイ系 機器の配置を明示した図面（その1）
 - 3.2.4 放射性物質拡散抑制系
 - 第3-2-4-2-1図 放射性物質拡散抑制系 機器の配置を明示した図面（その1）
- 4. 原子炉冷却系統施設
 - 4.3 残留熱除去設備
 - 4.3.2 原子炉格納容器フィルタベント系
 - 第4-3-2-2-6図 原子炉格納容器フィルタベント系 機器の配置を明示した図面（その6）
 - 4.4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備
 - 4.4.5 低圧代替注水系
 - 第4-4-5-4-6図 低圧代替注水系 機器の配置を明示した図面（その6）
 - 4.4.9 代替水源移送系
 - 第4-4-9-2-1図 代替水源移送系 機器の配置を明示した図面（その1）
 - 4.6 原子炉補機冷却設備
 - 4.6.3 原子炉補機代替冷却水系
 - 第4-6-3-3-2図 原子炉補機代替冷却水系 機器の配置を明示した図面（その2）
- 8 原子炉格納施設
 - 8.3 圧力低減設備その他の安全設備
 - 8.3.2 原子炉格納容器安全設備
 - 8.3.2.2 原子炉格納容器下部注水系
 - 第8-3-2-2-2-7図 原子炉格納容器下部注水系 機器の配置を明示した図面（その7）
 - 8.3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
 - 第8-3-2-3-2-5図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 機器の配置を明示した図面（その5）
 - 8.3.2.6 低圧代替注水系
 - 第8-3-2-6-2-5図 低圧代替注水系 機器の配置を明示した図面（その5）
 - 8.3.3 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備
 - 8.3.3.4 放射性物質拡散抑制系
 - 第8-3-3-4-3-1図 放射性物質拡散抑制系 機器の配置を明示した図面（その1）
 - 8.3.3.5 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）
 - 第8-3-3-5-2-1図 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火） 機器の配置を明示した図面（その1）
 - 8.3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系

第 8-3-3-7-3-5 図 原子炉格納容器フィルタベント系 機器の配置を明示した図面
(その 5)

8.3.5 圧力逃がし装置

8.3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系

第 8-3-5-1-4-6 図 原子炉格納容器フィルタベント系 機器の配置を明示した図面
(その 6)

I 名称及び住所並びに代表者の氏名

I 名称及び住所並びに代表者の氏名

名 称 東北電力株式会社

住 所 宮城県仙台市青葉区本町一丁目7番1号

代表者の氏名 取締役社長 社長執行役員 樋口 康二郎

II 工事計画

II 工事計画

一 発電用原子炉施設

1. 発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 女川原子力発電所

所 在 地 宮城県牡鹿郡女川町及び石巻市

2. 発電用原子炉施設の出力及び周波数

出 力 1 6 5 0 0 0 0 kW

第2号機 8 2 5 0 0 0 kW (今回申請分)

第3号機 8 2 5 0 0 0 kW

周 波 数 5 0 Hz

2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備

2.4.2 燃料プール代替注水系

(8) 主配管(スプレイヘッダを含む。)(可搬型)

変更前								変更後							
名称	*1 最高 使用 圧力 (MPa)	*1 最高 使用 温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所	名称	*1 最高 使用 圧力 (MPa)	*1 最高 使用 温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所
燃料 プール 代替注 水系							保管場所： ・第1保管エリア 屋外 O.P. 約62 m ・第2保管エリア 屋外 O.P. 約62 m ・第3保管エリア 屋外 O.P. 約14.8 m ・第4保管エリア 屋外 O.P. 約62 m 予備を含めた39本を第1保管エ リアに12本、第2保管エリアに 12本、第3保管エリアに12本及 び第4保管エリアに3本保管す る。 取付箇所： ・屋外 O.P. 約62 m 淡水貯水 槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2)～屋外 O.P. 約62 m 大容量送水ポンプ(タイプ I) (4本*6) ・屋外 O.P. 約3.5 m 取水口 又は屋外 O.P. 約14.8 m 海 水ポンプ室～屋外 O.P. 約 3.5 m又は 屋外 O.P. 約 14.8 m 大容量送水ポンプ (タイプ I) (6本*7, *8) ・屋外 O.P. 約3.5 m 取水口 又は屋外 O.P. 約14.8 m 海 水ポンプ室～屋外 O.P. 約 3.5 m又は屋外 O.P. 約14.8 m 大容量送水ポンプ(タイ プ II) (6本*9, *10)	燃料 プール 代替注 水系							変更なし

変 更 前								変 更 後							
名 称	*1 最 高 使 用 圧 力 (MPa)	*1 最 高 使 用 温 度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	個 数	取 付 箇 所	名 称	*1 最 高 使 用 圧 力 (MPa)	*1 最 高 使 用 温 度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	個 数	取 付 箇 所
燃料 プ ー ル 代 替 注 水 系	*2 送 水 用 ホ ー ス (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	1. 4	50	300A *3	—*4 ポ リ エ ス テ ル , ポ リ ウ レ タ ン	*11 217 (予 備 5)	保管場所： ・第1保管エリア 屋外 O.P. 約62 m ・第2保管エリア 屋外 O.P. 約62 m ・第3保管エリア 屋外 O.P. 約14.8 m ・第4保管エリア 屋外 O.P. 約62 m 予備を含めた222本を第1保管エリアに 71本、第2保管エリアに72本、第3保管 エリアに74本及び第4保管エリアに5本 保管する。 取付箇所： ・屋外 O.P. 約3.5 m若しくは屋外O.P. 約14.8 m 又は 屋外 O.P. 約62 m 大 容量送水ポンプ(タイプI)～屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッド (33本*12, *13) ・屋外 O.P. 約3.5 m又は屋外 O.P. 約 14.8 m 大容量送水ポンプ(タイプ II)～屋外 O.P. 約62 m 淡水貯水槽 (No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2) (33本*14, *15) ・屋外 O.P. 約3.5 m又は屋外 O.P. 約 14.8 m 大容量送水ポンプ(タイプ I)～屋外 O.P. 約14.8 m 原子炉補 機代替冷却水系熱交換器ユニット (北側設置)又は(西側設置) (28本*16, *17) ・屋外 O.P. 約14.8 m 原子炉補機代替 冷却水系熱交換器ユニット(北側設 置)又は(西側設置)～放水槽 (6本*16, *18) ・屋外 O.P. 約3.5 m又は屋外 O.P. 約 14.8 m 大容量送水ポンプ(タイプ II)～屋外 O.P. 約14.8 m 放水砲又 は屋外 O.P. 約14.8 m 泡消火薬剤混 合装置 (31本*19, *20) ・屋外 O.P. 約14.8 m 泡消火薬剤 混合装置～屋外 O.P. 約14.8 m 放水砲 (1本*21)	燃料 プ ー ル 代 替 注 水 系	変更なし	変更なし	変更なし	*11 229 (予 備 5)	保管場所： ・第1保管エリア 屋外 O.P. 約62 m ・第2保管エリア 屋外 O.P. 約62 m ・第3保管エリア 屋外 O.P. 約14.8 m ・第4保管エリア 屋外 O.P. 約62 m 予備を含めた234本を第1保管エリアに74 本、第2保管エリアに75本、第3保管エリ アに80本及び第4保管エリアに5本保管す る。 取付箇所： ・屋外 O.P. 約3.5 m若しくは屋外O.P. 約14.8 m 又は 屋外 O.P. 約62 m 大 容量送水ポンプ(タイプI)～屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッド (37本*12, *13) ・屋外 O.P. 約3.5 m又は屋外 O.P. 約 14.8 m 大容量送水ポンプ(タイプII) ～屋外 O.P. 約62 m 淡水貯水槽 (No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2) (33本*14, *15) ・屋外 O.P. 約3.5 m又は屋外 O.P. 約 14.8 m 大容量送水ポンプ(タイプI) ～屋外 O.P. 約14.8 m 原子炉補機代 替冷却水系熱交換器ユニット(北側設 置)又は(西側設置) (24本*16, *17) ・屋外 O.P. 約14.8 m 原子炉補機代替 冷却水系熱交換器ユニット(北側設 置)又は(西側設置)～放水槽 (11本*16, *18) ・屋外 O.P. 約3.5 m又は屋外 O.P. 約 14.8 m 大容量送水ポンプ(タイプII) ～屋外 O.P. 約14.8 m 放水砲又は屋 外 O.P. 約14.8 m 泡消火薬剤混合装 置 (31本*19, *20) ・屋外 O.P. 約14.8 m 泡消火薬剤 混合装置～屋外 O.P. 約14.8 m 放水砲 (1本*21)		

変更前								変更後								
名称	*1 最高 使用 圧力 (MPa)	*1 最高 使用 温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所	名称	*1 最高 使用 圧力 (MPa)	*1 最高 使用 温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所	
燃料プール代替注水系	*22 注水用 ヘッド	1.4	50	318.5*23	(10.3*23)	SUS 304	2 (予備 1)	保管場所： ・第2保管エリア 屋外 O.P. 約62 m ・第3保管エリア 屋外 O.P. 約14.8 m ・第4保管エリア 屋外 O.P. 約62 m 予備を含めた3個を第2保管エリアに1個、第3保管エリアに1個及び第4保管エリアに1個保管する。 取付箇所： ・屋外 O.P. 約14.8 m 原子炉建屋(北側)付近 ・屋外 O.P. 約14.8 m 原子炉建屋(東側)付近 ・屋外 O.P. 約14.8 m 原子炉建屋(西側)付近	燃料プール代替注水系	1.4	50	165.2*23	(7.1*23)	SUS 304	変更なし	
				76.3*23	(5.2*23)	SUS 304										
燃料プール代替注水系	*24 送水用 ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	1.6	50	150A*3	—*4	ポリエステル、ポリウレタン	*25 137 (予備 5)	保管場所： ・第2保管エリア 屋外 O.P. 約62 m ・第3保管エリア 屋外 O.P. 約14.8 m ・第4保管エリア 屋外 O.P. 約62 m ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 15.00 m ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 31.40 m ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 33.20 m 予備を含めた142本を第2保管エリアに33本、第3保管エリアに22本、第4保管エリアに5本、原子炉建屋原子炉棟 O.P. 15.00 mに60本、原子炉建屋原子炉棟 O.P. 31.40 mに11本及び原子炉建屋原子炉棟 O.P. 33.20 mに11本保管する。 取付箇所： ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッド～屋外 O.P. 約14.8 m 燃料プール注水接続口(北)若しくは屋外 O.P. 約14.8 m 燃料プール注水接続口(東)又は原子炉建屋原子炉棟(3本*26、*27) ・原子炉建屋原子炉棟～燃料プール注水接続口(屋内)(10本*26)	燃料プール代替注水系	1.6	50	150A*3	—*4	ポリエステル、ポリウレタン	*25 145 (予備 5)	保管場所： ・第2保管エリア 屋外 O.P. 約62 m ・第3保管エリア 屋外 O.P. 約14.8 m ・第4保管エリア 屋外 O.P. 約62 m ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 15.00 m ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 31.40 m ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 33.20 m 予備を含めた150本を第2保管エリアに41本、第3保管エリアに22本、第4保管エリアに5本、原子炉建屋原子炉棟 O.P. 15.00 mに60本、原子炉建屋原子炉棟 O.P. 31.40 mに11本及び原子炉建屋原子炉棟 O.P. 33.20 mに11本保管する。 取付箇所： ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッド～屋外 O.P. 約14.8 m 燃料プール注水接続口(北)若しくは屋外 O.P. 約14.8 m 燃料プール注水接続口(東)又は原子炉建屋原子炉棟(3本*26、*27) ・原子炉建屋原子炉棟～燃料プール注水接続口(屋内)(10本*26)

変更前							変更後								
名称	*1 最高 使用 圧力 (MPa)	*1 最高 使用 温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	個数	取付箇所	名称	*1 最高 使用 圧力 (MPa)	*1 最高 使用 温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	個数	取付箇所
燃料 プール 代替 注水系	(前頁からの続き)						<ul style="list-style-type: none"> 屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッダ～使用済燃料プール(10本*²⁶, *²⁸) ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッダ～クロスデバイザー管(15本*²⁹, *³⁰) ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッダ～屋外 O.P. 約14.8 m 燃料プールのスプレイ接続口(北)若しくは屋外 O.P. 約14.8 m 燃料プールのスプレイ接続口(東)又は原子炉建屋原子炉棟(3本*²⁷, *²⁹) ・原子炉建屋原子炉棟～燃料プールのスプレイ接続口(屋内)(10本*²⁹) ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッダ～屋外 O.P. 約14.8 m 原子炉・格納容器下部注水接続口(北)若しくは屋外 O.P. 約14.8 m 原子炉・格納容器下部注水接続口(東)又は原子炉建屋原子炉棟(3本*²⁷, *³¹) ・原子炉建屋原子炉棟～原子炉・格納容器下部注水接続口(屋内)(10本*³¹) ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッダ～屋外 O.P. 約14.8 m 復水貯蔵タンク接続口(10本*³², *³³) ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッダ～屋外 O.P. 約14.8 m 格納容器スプレイ接続口(北)若しくは屋外 O.P. 約14.8 m 格納容器スプレイ接続口(東)又は原子炉建屋原子炉棟(3本*²⁷, *³⁴) ・原子炉建屋原子炉棟～格納容器スプレイ接続口(屋内)(10本*³⁴) 	燃料 プール 代替 注水系	(前頁からの続き)						<ul style="list-style-type: none"> ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッダ～使用済燃料プール(10本*²⁶, *²⁸) ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッダ～クロスデバイザー管(15本*²⁹, *³⁰) ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッダ～屋外 O.P. 約14.8 m 燃料プールのスプレイ接続口(北)若しくは屋外 O.P. 約14.8 m 燃料プールのスプレイ接続口(東)又は原子炉建屋原子炉棟(3本*²⁷, *²⁹) ・原子炉建屋原子炉棟～燃料プールのスプレイ接続口(屋内)(10本*²⁹) ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッダ～屋外 O.P. 約14.8 m 原子炉・格納容器下部注水接続口(北)若しくは屋外 O.P. 約14.8 m 原子炉・格納容器下部注水接続口(東)又は原子炉建屋原子炉棟(3本*²⁷, *³¹) ・原子炉建屋原子炉棟～原子炉・格納容器下部注水接続口(屋内)(10本*³¹) ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッダ～屋外 O.P. 約14.8 m 復水貯蔵タンク接続口(19本*³², *³³) ・屋外 O.P. 約14.8 m 注水用ヘッダ～屋外 O.P. 約14.8 m 格納容器スプレイ接続口(北)若しくは屋外 O.P. 約14.8 m 格納容器スプレイ接続口(東)又は原子炉建屋原子炉棟(3本*²⁷, *³⁴) ・原子炉建屋原子炉棟～格納容器スプレイ接続口(屋内)(10本*³⁴)

変 更 前	変 更 後
<p>注記*1：重大事故等時における使用時の値。</p> <p>*2：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系，放射性物質拡散抑制系)，原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系，代替水源移送系)及び原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系)，放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(放射性物質拡散抑制系，放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火)，原子炉格納容器フィルタベント系)及び圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)と兼用する。</p> <p>*3：メーカーにて規定する呼び径を示す。</p> <p>*4：メーカー仕様によるものとし，完成品として一般産業品の規格及び基準に適合するものであって，使用材料の特性を踏まえた上で，重大事故等時における使用圧力及び使用温度が負荷された状態において強度が確保できるものを使用する。</p> <p>*5：必要本数36本(5m：12本，10m：12本，20m：12本)に予備各1本の数量を示す。</p> <p>*6：本系統及び使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系)，原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系，代替水源移送系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系)，放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)で使用する場合を示す。</p> <p>*7：本系統及び使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系)，原子炉冷却系系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系，代替水源移送系)及び原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系)で使用する場合を示す。</p> <p>*8：最長ルートである「海水ポンプ室～大容量送水ポンプ(タイプⅠ)」に敷設した場合(5m：2本，10m：2本，20m：2本)の数量を示す。</p> <p>*9：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(放射性物質拡散抑制系)並びに原子炉冷却系系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替水源移送系)及び放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(放射性物質拡散抑制系，放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火))で使用する場合を示す。</p> <p>*10：最長ルートである「海水ポンプ室～大容量送水ポンプ(タイプⅡ)」に敷設した場合(5m：2本，10m：2本，20m：2本)の数量を示す。</p> <p>*11：必要本数217本(2m：6本，5m：7本，10m：6本，20m：14本，50m：184本)に予備各1本の数量を示す。</p> <p>*12：本系統及び使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系)，原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系，代替水源移送系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系)，放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)で使用する場合を示す。</p> <p>*13：最長ルートである「屋外 O.P.約62 m大容量送水ポンプ(タイプⅠ)～注水用ヘッダ(東側設置)」に敷設した場合(20m：1本，50m：32本)の数量を示す。</p> <p>*14：原子炉冷却系系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替水源移送系)で使用する場合を示す。</p> <p>*15：最長ルートである「屋外 O.P.約14.8 m大容量送水ポンプ(タイプⅡ)～淡水貯水槽(No.1)及び淡水貯水槽(No.2)」に敷設した場合(2m：1本，50m：32本)の数量を示す。</p>	<p>注記*1：重大事故等時における使用時の値。</p> <p>*2：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系，放射性物質拡散抑制系)，原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系，代替水源移送系)及び原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系)，放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(放射性物質拡散抑制系，放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火)，原子炉格納容器フィルタベント系)及び圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)と兼用する。</p> <p>*3：メーカーにて規定する呼び径を示す。</p> <p>*4：メーカー仕様によるものとし，完成品として一般産業品の規格及び基準に適合するものであって，使用材料の特性を踏まえた上で，重大事故等時における使用圧力及び使用温度が負荷された状態において強度が確保できるものを使用する。</p> <p>*5：必要本数36本(5m：12本，10m：12本，20m：12本)に予備各1本の数量を示す。</p> <p>*6：本系統及び使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系)，原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系，代替水源移送系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系)，放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)で使用する場合を示す。</p> <p>*7：本系統及び使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系)，原子炉冷却系系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系，代替水源移送系)及び原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系)で使用する場合を示す。</p> <p>*8：最長ルートである「海水ポンプ室～大容量送水ポンプ(タイプⅠ)」に敷設した場合(5m：2本，10m：2本，20m：2本)の数量を示す。</p> <p>*9：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(放射性物質拡散抑制系)並びに原子炉冷却系系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替水源移送系)及び放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(放射性物質拡散抑制系，放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火))で使用する場合を示す。</p> <p>*10：最長ルートである「海水ポンプ室～大容量送水ポンプ(タイプⅡ)」に敷設した場合(5m：2本，10m：2本，20m：2本)の数量を示す。</p> <p>*11：必要本数229本(2m：6本，5m：7本，10m：8本，20m：14本，50m：194本)に予備各1本の数量を示す。</p> <p>*12：本系統及び使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系)，原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系，代替水源移送系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，低圧代替注水系)，放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)で使用する場合を示す。</p> <p>*13：最長ルートである「屋外 O.P.約62 m大容量送水ポンプ(タイプⅠ)～注水用ヘッダ(西側設置)」に敷設した場合(10m：1本，20m：1本，50m：35本)の数量を示す。</p> <p>*14：原子炉冷却系系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替水源移送系)で使用する場合を示す。</p> <p>*15：最長ルートである「屋外 O.P.約14.8 m大容量送水ポンプ(タイプⅡ)～淡水貯水槽(No.1)及び淡水貯水槽(No.2)」に敷設した場合(2m：1本，50m：32本)の数量を示す。</p>

(次頁へ続く)

変更前	変更後
<p>*16：原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機代替冷却水系)で使用する場合を示す。</p> <p>*17：最長ルートである「屋外 O.P. 約3.5 m大容量送水ポンプ(タイプⅠ)～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(北側設置)」に敷設した場合(5 m：1 本, 10 m：1 本, 50 m：26 本)の数量を示す。</p> <p>*18：最長ルートである「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(西側設置)～放水槽」に敷設した場合(20 m：2 本, 50 m：4 本)の数量を示す。</p> <p>*19：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(放射性物質拡散抑制系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(放射性物質拡散抑制系, 放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火))で使用する場合を示す。</p> <p>*20：最長ルートである「屋外 O.P. 約3.5 m大容量送水ポンプ(タイプⅡ)～放水砲」に敷設した場合(5 m：1 本, 20 m：2 本, 50 m：28 本)の数量を示す。</p> <p>*21：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火))で使用する場合を示す。</p> <p>*22：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系, 代替水源移送系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)と兼用する。</p> <p>*23：公称値を示す。</p> <p>*24：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系, 代替水源移送系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系)と兼用する。</p> <p>*25：必要本数137 本(1 m：6 本, 2 m：10 本, 5 m：21 本, 10 m：21 本, 20 m：79 本)に予備各5 本の数量を示す。</p> <p>*26：本系統で使用する場合を示す。</p> <p>*27：最長ルートである「注水用ヘッダ～原子炉建屋原子炉棟」に敷設した場合(20 m：3 本)の数量を示す。</p> <p>*28：最長ルートである「注水用ヘッダ(東側設置)～使用済燃料プール」に敷設した場合(5 m：3 本, 10 m：1 本, 20 m：6 本)の数量を示す。</p> <p>*29：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系)で使用する場合を示す。</p> <p>*30：最長ルートである「注水用ヘッダ(東側設置)～クロスバイザー管」に敷設した場合(2 m：2 本, 5 m：4 本, 10 m：3 本, 20 m：6 本)の数量を示す。</p> <p>*31：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 低圧代替注水系)で使用する場合を示す。</p> <p>*32：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替水源移送系)で使用する場合を示す。</p> <p>*33：最長ルートである「注水用ヘッダ(西側設置)～復水貯蔵タンク」に敷設した場合(5 m：1 本, 20 m：9 本)の数量を示す。</p> <p>*34：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系)で使用する場合を示す。</p>	<p>*16：原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機代替冷却水系)で使用する場合を示す。</p> <p>*17：最長ルートである「屋外 O.P. 約3.5 m大容量送水ポンプ(タイプⅠ)～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(西側設置)」に敷設した場合(5 m：1 本, 50 m：23 本)の数量を示す。</p> <p>*18：最長ルートである「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(西側設置)～放水槽」に敷設した場合(5m：1 本, 10 m：1 本, 50 m：9 本)の数量を示す。</p> <p>*19：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(放射性物質拡散抑制系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(放射性物質拡散抑制系, 放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火))で使用する場合を示す。</p> <p>*20：最長ルートである「屋外 O.P. 約3.5 m大容量送水ポンプ(タイプⅡ)～放水砲」に敷設した場合(5 m：1 本, 20 m：2 本, 50 m：28 本)の数量を示す。</p> <p>*21：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火))で使用する場合を示す。</p> <p>*22：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系, 代替水源移送系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(原子炉格納容器フィルタベント系)及び圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)と兼用する。</p> <p>*23：公称値を示す。</p> <p>*24：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系, 代替水源移送系)並びに原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系)と兼用する。</p> <p>*25：必要本数145 本(1 m：6 本, 2 m：10 本, 5 m：21 本, 10 m：21 本, 20 m：87 本)に予備各1 本の数量を示す。</p> <p>*26：本系統で使用する場合を示す。</p> <p>*27：最長ルートである「注水用ヘッダ～原子炉建屋原子炉棟」に敷設した場合(20 m：3 本)の数量を示す。</p> <p>*28：最長ルートである「注水用ヘッダ(東側設置)～使用済燃料プール」に敷設した場合(5 m：3 本, 10 m：1 本, 20 m：6 本)の数量を示す。</p> <p>*29：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールスプレイ系)で使用する場合を示す。</p> <p>*30：最長ルートである「注水用ヘッダ(東側設置)～クロスバイザー管」に敷設した場合(2 m：2 本, 5 m：4 本, 10 m：3 本, 20 m：6 本)の数量を示す。</p> <p>*31：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系)及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系, 低圧代替注水系)で使用する場合を示す。</p> <p>*32：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(代替水源移送系)で使用する場合を示す。</p> <p>*33：最長ルートである「注水用ヘッダ(西側設置)～復水貯蔵タンク」に敷設した場合(5 m：1 本, 10 m：1 本, 20 m：17 本)の数量を示す。</p> <p>*34：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系)で使用する場合を示す。</p>

2.4.3 燃料プールスプレイ系
 (8) 主配管(スプレイヘッドを含む。)(可搬型)

変更前								変更後							
名称	*1 最高使用 圧力 (MPa)	*1 最高使用 温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所	名称	*1 最高使用 圧力 (MPa)	*1 最高使用 温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付 箇所
取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)								燃料 プール スプレイ 系							変更前と同じ
送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)															
注水用ヘッド															
送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)															
2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管(スプレイヘッドを含む。)(可搬型) に記載する。															
スプレイ用ホース (65A : 1m)	1.6	50	65A*3	—*4	ポリエス テル, ポ リウレタ ン	6(予備1)	保管場所： ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 27.80 m ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 31.40 m ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 33.20 m 予備を含めた7本を原子炉建屋原子炉 棟 O.P. 27.80 mに1本, 原子炉建屋原 子炉棟 O.P. 31.40 mに3本及び原子炉 建屋原子炉棟 O.P. 33.20 mに3本を保 管する。 取付箇所： { ・クロスバイザー管へスプレイ ノズル(3本*5) }	燃料 プール スプレイ 系							変更なし
スプレイノズル	1.6	50	65A*3	—*4	AC4CH	12(予備1) *6	保管場所： ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 27.80 m ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 31.40 m ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 33.20 m 予備を含めた13台を原子炉建屋原子 炉棟 O.P. 27.80 mに4台, 原子炉建屋 原子炉棟 O.P. 31.40 mに3台及び原子 炉建屋原子炉棟 O.P. 33.20 mに6台を 保管する。 取付箇所： { ・原子炉建屋原子炉棟 O.P. 33.20 m (6台*5, *7) }							変更なし	

注記*1 : 重大事故等時における使用時の値。

- *2 : 本設備は、使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プール代替注水系)であり、使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールのスプレイ系)として本工事計画で兼用とする。
- *3 : メーカーにて規定する呼び径を示す。
- *4 : メーカー仕様によるものとし、完成品として一般産業品の規格及び基準に適合するものであって、使用材料の特性を踏まえた上で、重大事故等時における使用圧力及び使用温度が負荷された状態において強度が確保できるものを使用する。
- *5 : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールのスプレイ系)で使用する場合は示す。
- *6 : 燃料プールのスプレイ系(可搬型)として6台及び燃料プールのスプレイ系(常設配管)として6台に予備1台を合計した個数を示す。
- *7 : 使用済燃料プール周囲に6台設置する。

2.4.4 放射性物質拡散抑制系
 (8) 主配管 (スプレイヘッドを含む。) (可搬型)

変更前								変更後								
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所	
放射 性物 質 拡 散 抑 制 系	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管 (スプレイヘッドを含む。) (可搬型) に記載する。						放射 性物 質 拡 散 抑 制 系	変更前に同じ							
	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)								変更なし							
	放水砲								変更なし							
		7. 原子炉格納施設 7.3 圧力低減設備その他の安全設備 (7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 d 放射性物質拡散抑制系 ル 主配管 (可搬型) に記載する。														

注記*1 : 本設備は、使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール代替注水系) であり、使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (放射性物質拡散抑制系) として本工事計画で兼用とする。

*2 : 本設備は、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (放射性物質拡散抑制系) であり、使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (放射性物質拡散抑制系) として本工事計画で兼用とする。

2.5 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「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」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>変更なし</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象，3. 火災，4. 溢水等，5. 設備に対する要求（5.5 安全弁等，5.6 逆止め弁，5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件，5.8 電気設備の設計条件を除く。），6. その他」の基本設計方針については，原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 燃料取扱設備</p> <p>1.1 燃料取扱設備の基本方針</p> <p>燃料体等の取扱設備は，燃料交換機（第1，2号機共用（以下同じ。）），原子炉建屋クレーン（第1，2号機共用（以下同じ。））及び燃料チャンネル着脱機（第1，2号機共用（以下同じ。））で構成し，新燃料を原子炉建屋原子炉棟に搬入してから原子炉建屋原子炉棟外へ搬出するまで，燃料体等を安全に取り扱うことができる設計とする。</p> <p>新燃料は，原子炉建屋原子炉棟内に設ける新燃料貯蔵庫から原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機を介して使用済燃料プール（設計基準対象施設としてのみ第1，2号機共用（以下同じ。））に移し，燃料</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 燃料取扱設備</p> <p>1.1 燃料取扱設備の基本方針</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>交換機により炉心に挿入できる設計とする。</p> <p>また、燃料の取替えは、原子炉上部の原子炉ウェルに水を張り、水中で燃料交換機を用いて行うことができる設計とする。</p> <p>使用済燃料は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、燃料交換機により水中移送し、原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック（設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用（以下同じ。））に貯蔵できる設計とする。</p> <p>使用済燃料の発電所外への搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。</p> <p>また、使用済燃料輸送容器に収納された使用済燃料を発電所外へ搬出する場合には、キャスクピット（第1,2号機共用）で使用済燃料輸送容器に収納し、キャスク洗浄ピット（第1,2号機共用）で使用済燃料輸送容器の除染を行い発電所外へ搬出する。</p> <p>燃料交換機及び燃料チャンネル着脱機は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とし、燃料体等の検査等を行う際に水面に近づいた状態であっても、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉建屋クレーンは、未臨界性を確保した容器に収納して吊り上げる場合を除き、燃料体等を取り扱う場合は、一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。</p> <p>燃料交換機は、燃料体等の炉心から使用済燃料プールへの移送操作、使用済燃料プールから炉心への移送操作又は使用済燃料輸送容器への収納操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が熔融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とす</p>	

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>燃料チャンネル着脱機は、燃料体等の検査等のための昇降操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が熔融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。</p> <p>原子炉建屋クレーンは、フック部の外れ止めを有し、使用済燃料輸送容器等を取り扱う主巻フックは、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープを二重化することにより、燃料体等の重量物取り扱い中に落下を防止できる設計とする。また、想定される使用済燃料プール内への落下物によって使用済燃料プール内の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。</p> <p>なお、ワイヤロープ及びフックは、それぞれ「クレーン構造規格」、「クレーン等安全規則」の規定を満たす安全率を有する設計とする。</p> <p>燃料交換機の燃料つかみ具は、昇降を安全かつ確実に行うため、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープの二重化、フック部の外れ止めを有し、グラップルヘッドには機械的インターロックを設ける設計とする。</p> <p>燃料チャンネル着脱機は、下限リミットスイッチによるインターロック及び燃料体等を上部で保持する固定具により燃料体等の使用済燃料プール床面への落下を防止できる設計とする。</p> <p>燃料交換機は、燃料体等の取り扱い中に過荷重となった場合に上昇を阻止するインターロックを設けるとともに荷重監視を行うことにより、過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。</p> <p>燃料交換機は、地震時にも転倒することがないように、走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をした転倒防止装置を設ける。</p>	

変更前	変更後
<p>原子炉建屋クレーンは、地震時にも転倒することがないように走行方向及び横行方向に対して、クレーン本体等の浮上り量を考慮し、脱線防止ラグを設けることで、クレーン本体等の車輪がレール上から落下しない設計とする。</p> <p>また、原子炉建屋クレーンは、使用済燃料輸送容器等の重量物を吊った状態では、使用済燃料貯蔵ラック上を走行できないようにインターロックを設ける設計とする。</p> <p>使用済燃料を収納する使用済燃料輸送容器（第1号機設備、第1、2、3号機共用）は、取り扱い中における衝撃、熱、その他の容器に加わる負荷に耐え、容易かつ安全に取り扱うことができる設計とする。また、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等が生じない設計とする。</p> <p>さらに、理論的若しくは適切な試験等により所定の機能を満足できる設計とする。</p> <p>使用済燃料輸送容器（第1号機設備、第1、2、3号機共用）は、内部に使用済燃料が収納された場合に、放射線障害を防止するため、その容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び容器表面から1m離れた位置における線量当量率が100μSv/h以下となるよう、収納される使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行うことができる設計とする。</p> <p>燃料交換機の燃料つかみ具は空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で圧縮空気が喪失した場合にも、つかんだ状態を保持し、燃料体等が外れない設計とする。</p> <p>燃料交換機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機は、動力電源喪失時に電磁ブレーキによる保持機能により、燃料体等の落下を防</p>	

変更前	変更後
<p>止できる設計とする。</p> <p>1.2 設備の共用 燃料交換機及び原子炉建屋クレーンは、第1号機と共用するが、第1号機の使用済燃料、輸送容器等の吊り荷重を考慮した設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>1.2 設備の共用</p> <p>変更なし</p>
<p>2. 燃料貯蔵設備</p> <p>2.1 燃料貯蔵設備の基本方針 燃料体等を貯蔵する設備として、新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールを設ける設計とする。 新燃料貯蔵庫は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有し、全炉心燃料の約40%を収納できる設計とする。 使用済燃料プールは、第2号機の全炉心燃料の約400%相当分貯蔵が可能であり、さらに、放射化された機器等の貯蔵及び取り扱いができるスペースを確保した設計とする。なお、通常運転中、全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保できる設計とする。 燃料体等の貯蔵設備は、燃料取扱者以外の者がみだりに立ち入らないよう、フェンス等により立ち入りを制限できる設計とする。 新燃料貯蔵庫は、原子炉建屋原子炉棟内の独立した区画に設け、新燃料を新燃料貯蔵ラックで貯蔵できる設計とする。新燃料貯蔵庫は、鉄筋コンクリート構造とし、想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。新燃料は、堅固な構造のラックに垂直に入れ、乾燥状態で保管し、新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止</p>	<p>2. 燃料貯蔵設備</p> <p>2.1 燃料貯蔵設備の基本方針</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>するための排水口を設ける設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫に設置する新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を 0.95 以下に保つ設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、原子炉建屋原子炉棟内に設け、燃料体等を水中の使用済燃料貯蔵ラックに垂直に一体ずつ入れて貯蔵する。使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料体等を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を 0.95 以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽であり、使用済燃料プールからの放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造とする。</p> <p>使用済燃料プール内の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、燃料体等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保することにより、燃料体等からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、放射線業務従事者の被ばくを低減する設計とする。</p> <p>万一、使用済燃料プールからの水の漏えいが発生し、かつ、使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッションチェンバのプール水を補給できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、内面をステンレス鋼内張りに施設することによ</p>	

変更前	変更後
<p>り、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下及び重量物の落下により機能を失うような損傷が生じない設計とする。</p> <p>燃料体等の落下に関しては、模擬燃料体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても使用済燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張りを施設する設計とする。なお、使用済燃料輸送容器に使用済燃料を収納する場合などは、落下試験での落下高さを超えるため、水の浮力を考慮することにより落下試験時の落下エネルギーを下回ることを確認する。</p> <p>重量物の落下に関しては、使用済燃料プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、落下試験時の燃料体等の落下エネルギー以上となる設備等に対しては、以下のとおり適切な落下防止対策を施し、使用済燃料プールの機能を維持する設計とする。</p> <p>使用済燃料プールからの離隔を確保できる重量物については、使用済燃料プールへ落下するおそれがないよう、転倒等を仮定しても使用済燃料プールに届かない距離に設置する。また、転倒防止のため床面や壁面へ固定する設計とする。</p> <p>原子炉建屋クレーンは、使用済燃料貯蔵ラック上を使用済燃料輸送容器等重量物を吊った状態で走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設ける設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟の屋根を支持する屋根トラスは、基準地震動 S_s に対する発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料プール内に落下しない設計とする。また、屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造とし、地震による剥落のない構造と</p>	

変更前	変更後
<p>する。また、燃料取替床の床面より上部を構成する壁は、鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、燃料取替床の床面より下部の耐震壁と合わせて基準地震動 S_s に対して使用済燃料プール内に落下しない設計とする。</p> <p>燃料交換機及び原子炉建屋クレーンは、基準地震動 S_s による地震荷重に対し、燃料交換機本体及び原子炉建屋クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料プールへの落下物とならない設計とする。</p> <p>燃料交換機本体及び原子炉建屋クレーン本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。</p> <p>燃料交換機の転倒落下防止評価においては、走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をした燃料交換機の脱線防止装置について、想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。</p> <p>燃料交換機の走行レール及び横行レールの健全性評価においては、想定される使用条件において、地震時の発生応力が許容応力以下となる設計とする。</p> <p>原子炉建屋クレーンの転倒落下防止評価においては、走行方向及び横行方向に浮上り代を設けた構造をした原子炉建屋クレーンの脱線防止ラグについて、想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールからの離隔を確保できないその他の重量物については、基準地震動 S_s を考慮しても、地震時の各部発生応力が許容応力</p>	

変更前	変更後
<p>以下となる設計とすることで、使用済燃料プールへの落下物とならない設計とする。</p> <p>使用済燃料は、使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵するが、使用済燃料貯蔵ラックに収納できないような破損燃料体が生じた場合は、使用済燃料プール水の放射能汚染拡大を防ぐため、使用済燃料プール内の制御棒・破損燃料貯蔵ラックに収納できる設計とする。</p> <p>地震時における使用済燃料プールの健全性確保のため、使用済燃料プールに設置されている制御棒貯蔵ハンガに使用済制御棒を貯蔵する場合は、制御棒貯蔵ハンガは6本掛け9列のうち4本6列の使用に制限する運用とするとともに、その旨を保安規定に定めて管理する。</p> <p>使用済燃料を貯蔵する乾式キャスク（兼用キャスクを含む。）は保有しない。</p> <p>2.2 設備の共用</p> <p>使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックは、第1号機と共用することで、第1号機の使用済燃料を第2号機の使用済燃料プールに貯蔵することが可能な設計としている。設備容量の範囲内で運用することにより、燃料プール冷却浄化系の冷却能力が不足しないようにすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>2.2 設備の共用</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>3. 計測装置等</p> <p>使用済燃料プールの水温を計測する装置として燃料貯蔵プール水温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度及び使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、燃料貯蔵プール水温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度及び使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）は計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールの水位を計測するための装置として燃料貯蔵プール水位及び燃料プールライナドレン漏えいを設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、燃料貯蔵プール水位及び燃料プールライナドレン漏えいの記録はプロセス計算機から帳票として出力し保存できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールの水位を計測するための装置として使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）は計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>燃料貯蔵プール水温度、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、燃料貯蔵プール水位、燃料プールライナドレン漏えい及び使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）は、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源系からの電源供給により、使用済燃料プールの水温及び水位を計測することができる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールの水温の著しい上昇又は使用済燃料プールの水位の著しい低下の場合に、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（使用済燃料プール水温高又は使用済燃料プール水位低）を発信する装置</p>	<p>3. 計測装置等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に使用済燃料プールの監視設備として、使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）を設け、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。また、計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ（個数 1）は、想定される重大事故等時において使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。</p> <p>また、使用済燃料プール監視カメラは、カメラと一体の冷却装置により冷却することで、耐環境性向上を図る設計とする。</p> <p>使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能であり、使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール監視カメラは、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、使用済燃料プールの監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置する設計とする。</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心</p>	

変更前	変更後
<p>損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」の「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置」に示す重大事故等対処設備の他、使用済燃料プール監視カメラ（個数1）とする。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に、代替パラメータにより推定ができる設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。</p> <p>使用済燃料プールの監視で想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 伝送装置にて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置については、温度及び水位に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量（注水量）の計測用として測定時の故障を想定した予備1個を含む1セット26個（予備26個（緊急時対策建屋に保管））（計測制御系統施設のうち「2.4 電源喪失時の計測」の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「3. 計測装置等」の設備として兼用）により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。</p> <p>なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の設定を行う際の考え方として、同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p>	
<p>4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>4.1 燃料プール冷却浄化系</p> <p>使用済燃料プールは、燃料プール冷却浄化系ポンプ（設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用（以下同じ。)), 燃料プール冷却浄化系熱</p>	<p>4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>4.1 燃料プール冷却浄化系</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>交換器（設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用（以下同じ。）、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器（第 1, 2 号機共用（以下同じ。））等で構成する燃料プール冷却浄化系を設け、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、使用済燃料プール水を浄化できる設計とする。</p> <p>また、補給水ラインを設け、使用済燃料プール水の補給が可能な設計とする。</p> <p>さらに、全炉心燃料を使用済燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却浄化系での使用済燃料プールの冷却ができない場合は、残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）を経て、最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プール冷却浄化系を設ける設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系は、使用済燃料プールの水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器等を經由して循環させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却水系を用いて、使用済燃料プールを除熱できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系で使用する原子炉補機代替冷却水系は、原子炉</p>	

変更前	変更後
<p>補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒・破損燃料貯蔵ラックを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>4.2 燃料プール代替注水系</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備として、燃料プール代替注水系を設ける設計とする。</p> <p>使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール冷却浄化系配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、原子炉建屋原子炉棟における線量率が放射線被ばくを管理する上で定めた線量率を満足できるよう、漏えいの継続を防止し、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要となる水位を維持するため、燃料プール冷却浄化系戻り配管上部にサイフンブレイク孔を設ける設計とする。</p> <p>サイフンブレイク孔は、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び誤操作等によりその機能を喪失することのない設計とする。</p>	<p>4.2 燃料プール代替注水系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>4.2.1 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失若しくは残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プール代替注水系（常設配管）を設ける設計とする。</p> <p>燃料プール代替注水系（常設配管）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水を燃料プール代替注水系配管等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>燃料プール代替注水系（常設配管）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。</p> <p>また、使用済燃料プールは、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において、燃料プール代替注水系（常設配管）による冷却及び水位確保により使用済燃料プールの機能を維持し、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p>	<p>4.2.1 燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時に いて、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、 及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。</p> <p>燃料プール代替注水系（常設配管）に使用するホースの敷設等は、 ホース延長回収車（台数 4（予備 1））により行う設計とする。</p> <p>なお、ホース延長回収車は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 のうち「4.3 燃料プールスプレイ系」、「4.4 放射性物質拡散抑制 系」、原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベ ント系」、「5.6 低圧代替注水系」、「5.10.2 代替水源移送系」、「7.3 原子炉補機代替冷却水系」、原子炉格納施設のうち「3.2.2 原子炉 格納容器下部注水系」、「3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却 系」、「3.2.6 低圧代替注水系」、「3.3.4 放射性物質拡散抑制系」、 「3.3.5 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）」、 「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」、「3.5.1 原子炉格納 容器フィルタベント系」の設備と兼用する設計とする。</p> <p>燃料プール代替注水系（常設配管）の流路として、設計基準対象 施設である使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒・ 破損燃料貯蔵ラックを重大事故等対処設備として使用することか ら、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行 う。</p> <p>4.2.2 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注 水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系</p>	<p>4.2.2 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注 水</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失若しくは残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プール代替注水系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>燃料プール代替注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により代替淡水源の水をホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>燃料プール代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。</p> <p>また、使用済燃料プールは、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において、燃料プール代替注水系（可搬型）による冷却及び水位確保により使用済燃料プールの機能を維持し、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>燃料プール代替注水系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数4（予備1））により行う設計とする。</p> <p>なお、ホース延長回収車は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.3 燃料プールのスプレイ系」、「4.4 放射性物質拡散抑制系」、原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」、「5.6 低圧代替注水系」、「5.10.2 代替水源移送系」、「7.3 原子炉補機代替冷却水系」、原子炉格納施設のうち「3.2.2 原子炉格納容器下部注水系」、「3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系」、「3.2.6 低圧代替注水系」、「3.3.4 放射性物質拡散抑制系」、「3.3.5 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）」、「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」、「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備と兼用する設計とする。</p> <p>燃料プール代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒・破損燃料貯蔵ラックを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>4.3 燃料プールのスプレイ系</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備として燃料プールのスプレイ系を設ける設計とする。</p>	<p>4.3 燃料プールのスプレイ系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>4.3.1 燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内の燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（常設配管）を設ける設計とする。</p> <p>燃料プールスプレイ系（常設配管）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を燃料プールスプレイ系配管等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう、使用済燃料プール内燃料体等の上部全面に向けてスプレイし、使用済燃料プール内燃料体等からの崩壊熱による蒸散量を上回る量をスプレイできる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、燃料プールスプレイ系（常設配管）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮したラック形状及び燃料配置において、いかなる一様な水密度であっても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。</p> <p>燃料プールスプレイ系（常設配管）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により海を利用できる設計とする。</p>	<p>4.3.1 燃料プールスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>燃料プールスプレイ系（常設配管）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.3 燃料プールスプレイ系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>燃料プールスプレイ系（常設配管）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒・破損燃料貯蔵ラックを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>4.3.2 燃料プールスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイ</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内の燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>燃料プールスプレイ系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水をホース等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることで、燃</p>	<p>4.3.2 燃料プールスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイ</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう使用済燃料プール内燃料体等の上部全面に向けてスプレイし、使用済燃料プール内燃料体等からの崩壊熱による蒸散量を上回る量をスプレイできる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、燃料プールのスプレイ系（可搬型）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮したラック形状及び燃料配置において、いかなる一様な水密度であっても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。</p> <p>燃料プールのスプレイ系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>燃料プールのスプレイ系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.3 燃料プールのスプレイ系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>燃料プールのスプレイ系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒・破損燃料貯蔵ラックを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p>	

変更前	変更後
<p>4.4 放射性物質拡散抑制系</p> <p>4.4.1 大気への拡散抑制</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位の異常な低下により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）を設ける設計とする。</p> <p>放水設備（大気への拡散抑制設備）は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水することにより、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。</p> <p>放水設備（大気への拡散抑制設備）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.4 放射性物質拡散抑制系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>4.4.2 海洋への拡散抑制</p> <p>使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）を設け</p>	<p>4.4 放射性物質拡散抑制系</p> <p>4.4.1 大気への拡散抑制</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p> <p>4.4.2 海洋への拡散抑制</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る設計とする。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）は、シルトフェンス（原子炉格納施設のうち「3.3.4 放射性物質拡散抑制系」の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.4 放射性物質拡散抑制系」の設備として兼用）で構成する。シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所（南側排水路排水柵、タービン補機放水ピット、北側排水路排水柵及び取水口）に設置できる設計とする。</p> <p>シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対してシルトフェンスを二重に設置することとし、南側排水路排水柵に1本1組（高さ約5m、幅約5m）として計2本、タービン補機放水ピットに1本1組（高さ約7m、幅約5m）として計2本、北側排水路排水柵に1本1組（高さ約6m、幅約11m）として計2本及び取水口に3本1組（1本あたり高さ約12m、幅約20m）として計6本の合計12本使用する設計とする。また、予備については、破損時のバックアップとして、各設置場所に対して1組の合計6本を保管する。</p> <p>4.5 使用済燃料プールの水質維持</p> <p>使用済燃料プールは、使用済燃料からの崩壊熱を燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去して使用済燃料プール水を冷却するとともに、燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがないよう、燃料プール冷却浄化系ろ過</p>	<p>変更なし</p> <p>4.5 使用済燃料プールの水質維持</p>

変更前	変更後
<p>脱塩器で使用済燃料プール水をろ過脱塩して、使用済燃料プール、原子炉ウエル及び蒸気乾燥器・気水分離器ピット水の純度、透明度を維持できる設計とする。</p> <p>4.6 使用済燃料プール接続配管 使用済燃料プール水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない設計とし、使用済燃料プールに接続された配管には逆止弁を設け、配管が破損しても、サイフォン効果により、使用済燃料プール水が継続的に流出しない設計とする。</p> <p>4.7 重大事故等の収束に必要となる水源 代替淡水源として淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を設ける設計とする。 また、淡水が枯渇した場合に、海を水源として利用できる設計とする。 代替淡水源である淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、想定される重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の水源として利用できる設計とする。 海は、想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）</p>	<p>4.6 使用済燃料プール接続配管 変更なし</p> <p>4.7 重大事故等の収束に必要となる水源 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>及び燃料プールスプレイ系（可搬型）の水源として、さらに、放水設備（大気への拡散抑制設備）の水源として利用できる設計とする。</p> <p>4.8 設備の共用</p> <p>燃料プール冷却浄化系設備及び燃料プール冷却浄化系燃料プール注入逆止弁（G41-F019）（設計基準対象施設としてのみ第1, 2号機共用）は、第1号機と共用することで、第1号機の使用済燃料を第2号機の使用済燃料プールに貯蔵することが可能な設計としている。設備容量の範囲内で運用することにより、燃料プール冷却浄化系の冷却能力が不足しないようにすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>4.8 設備の共用</p> <p>変更なし</p>
<p>5. 主要対象設備</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の対象となる主要な設備について、「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>5. 主要対象設備</p> <p>変更なし</p>

〇 2 変一 II R 0

表 1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト(1/4)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
燃料取扱設備	-	新燃料又は使用済燃料を取り扱う機器	燃料交換機(第 1, 2 号機共用)	B-1 B-2	-	-		変更なし				
			原子炉建屋クレーン(第 1, 2 号機共用)	B-1 B-2	-	-		変更なし				
			燃料チャンネル着脱機(第 1, 2 号機共用)	B-2	-	-		変更なし				
使用済燃料貯蔵設備	-	使用済燃料貯蔵槽	使用済燃料プール(設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
		使用済燃料運搬用容器ピット	キャスクピット(第 1, 2 号機共用)	S	クラス 3	-		変更なし				
		使用済燃料貯蔵ラック	使用済燃料貯蔵ラック(設計基準対象施設としてのみ第 1, 2 号機共用)	S	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
		破損燃料貯蔵ラック	制御棒・破損燃料貯蔵ラック	S	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
		制御棒貯蔵ラック	制御棒貯蔵ラック	B-1 B-2	-	-		変更なし				
		制御棒貯蔵ハンガ	制御棒貯蔵ハンガ	B-1 B-2	-	-		変更なし				
		使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	C	-	-		変更なし				
			燃料貯蔵プール水温度	C	-	-		変更なし				
			燃料貯蔵プール水位	C	-	-		変更なし				
			燃料プールライナドレン漏えい	C	-	-		変更なし				
使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)	C		-	常設/防止 常設/緩和	-	変更なし						
使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	-	-	常設/防止 常設/緩和	-	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト(2/4)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却浄化系	熱交換器	燃料プール冷却浄化系熱交換器(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	B	クラス3	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし				
		ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	B	Non*2	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし				
		スキマサージ槽	スキマサージタンク(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	B	クラス3	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし				
		主配管(スプレイヘッダを含む。)	スキマサージタンク～燃料プール冷却浄化系ポンプ(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	B-1	クラス3	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし				
			燃料プール冷却浄化系ポンプ～燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管分岐点(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	B-1	クラス3	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし				
			燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管分岐点～燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器(第1,2号機共用)	B-1	クラス3	-		変更なし				
			燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器～燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管合流点(第1,2号機共用)	B-1	クラス3	-		変更なし				
			燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	B-1	クラス3	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし				
			燃料プール冷却浄化系熱交換器～G41-F017(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	B-1	クラス3	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし				
			G41-F017～使用済燃料プール(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	S	クラス3	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし				
			燃料プール冷却浄化系ポンプ入口配管分岐点～E11-F029A, B(第1,2号機共用)	B-1	クラス3	-		変更なし				
			E11-F030A, B～燃料プール冷却浄化系熱交換器出口配管合流点(第1,2号機共用)	S	クラス3	-		変更なし				
			燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管分岐点～燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス配管合流点	-		常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし				
燃料プール冷却浄化系ポンプ出口配管分岐点～燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口配管合流点	-		常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト(3/4)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール代替注水系	ポンプ	大容量送水ポンプ(タイプ I)	—	可搬/防止	SA クラス 3	変更なし					
		主配管 (スプレイヘッドを含む。)	燃料プール注水接続口(北),(東)～使用済燃料プール	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし					
			取水用ホース(250A:5m,10m,20m)	—	可搬/防止	SA クラス 3	変更なし					
			送水用ホース(300A:2m,5m,10m,20m,50m)	—	可搬/防止	SA クラス 3	変更なし					
			注水用ヘッド	—	可搬/防止	SA クラス 3	変更なし					
			送水用ホース(150A:1m,2m,5m,10m,20m)	—	可搬/防止	SA クラス 3	変更なし					
	ポンプ	大容量送水ポンプ(タイプ I)	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし						
	ろ過装置	可搬型ストレーナ	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし						
	燃料プールのスプレイ系	主配管 (スプレイヘッドを含む。)	燃料プールのスプレイ接続口(北),(東)～スプレイノズル	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			取水用ホース(250A:5m,10m,20m)	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし					
			送水用ホース(300A:2m,5m,10m,20m,50m)	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし					
			注水用ヘッド	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし					
			送水用ホース(150A:1m,2m,5m,10m,20m)	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし					
			スプレイ用ホース(65A:1m)	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし					
スプレイノズル	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし								

〇 2 変一 II R 0

表 1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト(4/4)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	放射性物質拡散抑制系	ポンプ	大容量送水ポンプ(タイプII)	—	—	可搬/緩和	SAクラス3	変更なし				
		主配管 (スプレイヘッドを含む。)	取水用ホース(250A:5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/緩和	SAクラス3	変更なし				
			送水用ホース(300A:2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	—	—	可搬/緩和	SAクラス3	変更なし				
			放水砲	—	—	可搬/緩和	SAクラス3	変更なし				

注記*1 : 表 1 に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「8 原子炉本体の基本設計方針, 適用基準及び適用規格」の「表 1 原子炉本体の主要設備リスト 付表 1」による。

*2 : 「J SME S NC 1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」における「クラス 3 ポンプ」である。

〇 2 変一 II R 〇

表 2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用設備リスト(1/1)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*		重大事故等対処設備*		名称	設計基準対象施設*		重大事故等対処設備*	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却 浄化系	-	核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設 使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料プール(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	-	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし					
				使用済燃料貯蔵ラック(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	-	常設耐震/防止	-	変更なし					
				制御棒・破損燃料貯蔵ラック	-	常設耐震/防止	-	変更なし					
	燃料プール代替 注水系	-	核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設 使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料プール(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	-	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし					
				使用済燃料貯蔵ラック(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	-	常設耐震/防止	-	変更なし					
				制御棒・破損燃料貯蔵ラック	-	常設耐震/防止	-	変更なし					
	燃料プールのプレイ系	-	核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設 使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料プール(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	-	常設/緩和	SAクラス2	変更なし					
				使用済燃料貯蔵ラック(設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用)	-	常設/緩和	-	変更なし					
				制御棒・破損燃料貯蔵ラック	-	常設/緩和	-	変更なし					

注記* : 表2に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格」の「表1 原子炉本体の主要設備リスト 付表1」による。

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第 1 章 共通項目</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」に示す。</p>	<p>第 1 章 共通項目</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について（平成 17 年 12 月 16 日 平成 17・12・15 原院第 5 号） ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号） ・ 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成 27 年原子力規制委員会告示第 8 号） ・ 発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和 56 年 7 月 23 日原子力安全委員会決定） ・ クレーン構造規格（平成 7 年 12 月 26 日労働省告示第 134 号） ・ クレーン等安全規則（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 34 号） ・ J S M E S N C 1-2012 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ J S M E S N J 1-2012 発電用原子力設備規格 材料規格 	<p>第 2 章 個別項目</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

2-5-32

上記の他「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第

13061916号原子力規制委員会)」を参照する。

2.6 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る工事の方法

変更前	変更後
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「1.9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」，「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。	変更なし

3. 原子炉冷却系統施設

3.5 残留熱除去設備

3.5.2 原子炉格納容器フィルタベント系

(8) 主配管（可搬型）

変更前								変更後							
名 称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所	名 称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所
原子炉格納容器フィルタベント系	*3 窒素供給用ホース (50A : 5m)	7. 原子炉格納施設 7.3 圧力低減設備その他の安全設備 (7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 f. 可搬型窒素ガス供給系 ル 主配管（可搬型） に記載する。						変更なし							
	*3 窒素供給用ヘッダ														
	*3 可搬型窒素ガス供給装置接続管														
	*4 取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管（スプレイヘッダを含む。）（可搬型） に記載する。						変更前に同じ							
	*4 送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)														
	*4 注水用ヘッダ														
*5 送水用ホース (65A : 20m)	7. 原子炉格納施設 7.3 圧力低減設備その他の安全設備 (9) 圧力逃がし装置 a. 原子炉格納容器フィルタベント系 ニ 主配管（可搬型） に記載する。						変更なし								

注記*1 : 外径は公称値を示す。

*2 : ()内は公称値を示す。

*3 : 本設備は、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（可搬型窒素ガス供給系）であり、残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として本工事計画で兼用とする。

*4 : 本設備は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール代替注水系）であり、残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として本工事計画で兼用とする。

*5 : 本設備は、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）であり、残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として本工事計画で兼用とする。

3.6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

3.6.5 低圧代替注水系

(7) 主配管（可搬型）

変更前								変更後									
名	称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所	名 称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所	
低 圧 代 替 注 水 系	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)								低 圧 代 替 注 水 系								
	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)																
	注水用ヘッド																
	送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)																
		*3 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管（スプレイヘッドを含む。）（可搬型） に記載する。															
		変更前に同じ															

注記*1 : 外径は公称値を示す。

*2 : ()内は公称値を示す。

*3 : 本設備は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール代替注水系）であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

3.6.9 代替水源移送系

(7) 主配管（可搬型）

変更前								変更後								
名	称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所	名 称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所
代替 水源 移送 系	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)								代替 水源 移送 系							変更前に同じ
	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)															
	注水用ヘッド															
	送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)															
		2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管（スプレイヘッドを含む。）（可搬型） に記載する。														

注記*1 : 外径は公称値を示す。

*2 : ()内は公称値を示す。

*3 : 本設備は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール代替注水系）であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源移送系）として本工事計画で兼用とする。

3.8 原子炉補機冷却設備
 3.8.3 原子炉補機代替冷却水系
 (9) 主配管 (可搬型)

変更前								変更後								
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所	
原子炉補機代替冷却水系	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管 (スプレイヘッドを含む。) (可搬型) に記載する。						原子炉補機代替冷却水系	変更前に同じ							
	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)															
	耐熱ホース (300A : 2m, 5m, 10m)								1.3 ^{*2}	70 ^{*2}	300A ^{*3}	— ^{*4}	ポリエステル, ポリウレタン	16 ^{*5} (予備3)	保管場所 : ・第1保管エリア 屋外 O.P. 約62m ・第3保管エリア 屋外 O.P. 約14.8m ・第4保管エリア 屋外 O.P. 約62m 予備を含めた19本を上記3箇所のうち第1保管エリアに8本, 第3保管エリアに8本及び第4保管エリアに3本保管する。 取付箇所 : 〔 屋外 O.P. 約14.8m 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット～ 屋外 O.P. 約14.8m 除熱用ヘッド ・屋外 O.P. 約14.8m 除熱用ヘッド～ 屋外 O.P. 約14.8m 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (8本 ^{*6}) 〕	変更なし
除熱用ヘッド	1.18 ^{*2}	70 ^{*2}	300A ^{*3}	□□ ^{*7}	□	2 ^{*8} (予備1)	保管場所 : ・第1保管エリア 屋外 O.P. 約62m ・第3保管エリア 屋外 O.P. 約14.8m ・第4保管エリア 屋外 O.P. 約62m 予備を含めた3個を上記3箇所のうち第1保管エリアに1個, 第3保管エリアに1個及び第4保管エリアに1個保管する。 取付箇所 : 〔 屋外 O.P. 約14.8m 原子炉建屋北側付近又は 屋外 O.P. 約14.8m 原子炉建屋西側付近 〕									

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

変更前								変更後							
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所
原子炉補機代替冷却水系 耐熱ホース (201A : 5m, 10m)	1.3*2	70*2	201A*3	—*4	ポリエステル, ポリウレタン	24 (予備2) *9	保管場所: ・第1保管エリア 屋外 O.P. 約62m ・第3保管エリア 屋外 O.P. 約14.8m ・第4保管エリア 屋外 O.P. 約62m 予備を含めた26本を上記3箇所のうち第1保管エリアに12本, 第3保管エリアに12本及び第4保管エリアに2本保管する。 取付箇所: ・屋外 O.P. 約14.8m 除熱用ヘッダ～ 屋外 O.P. 約14.8m 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系供給)(北) ・屋外 O.P. 約14.8m 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系戻り)(北)～ 屋外 O.P. 約14.8m 除熱用ヘッダ ・屋外 O.P. 約14.8m 除熱用ヘッダ～ 屋外 O.P. 約14.8m 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給)(北) ・屋外 O.P. 約14.8m 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系戻り)(北)～ 屋外 O.P. 約14.8m 除熱用ヘッダ (8本*10)	原子炉補機代替冷却水系						変更なし	

注記*1 : 本設備は, 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プール代替注水系)であり, 原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として本工事計画で兼用とする。
 *2 : 重大事故等時における使用時の値。
 *3 : メーカーにて規定する呼び径を示す。
 *4 : メーカー仕様によるものとし, 完成品として一般産業品の規格及び基準に適合するものであって, 使用材料の特性を踏まえた上で, 重大事故等時における使用圧力及び使用温度が負荷された状態において強度が確保できるものを使用する。
 *5 : 必要本数8本(2m : 2本, 5m : 2本, 10m : 4本)を2セットに予備各1本の数量を示す。

- *6 : 最長ルートである「原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット～除熱用ヘッダ及び除熱用ヘッダ～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット」(原子炉建屋西側付近に設置した場合)に敷設した場合(2m:2本, 5m:2本, 10m:4本)の数量を示す。
- *7 : 公称値を示す。
- *8 : 必要台数1個を2セットに予備1個を示す。
- *9 : 必要本数12本(5m:4本, 10m:8本)を2セットに予備各1本の数量を示す。
- *10 : 最長ルートである「除熱用ヘッダ～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系供給)(北)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(残留熱除去系戻り)(北)～除熱用ヘッダ又は除熱用ヘッダ～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給)(北)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系戻り)(北)～除熱用ヘッダ」に敷設した場合(10m:8本)の数量を示す。

3.11 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「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」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>変更なし</p>
<p>第1章 共通項目 1. 地盤等 1.1 地盤 設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）の建物・構築物，津波防護機能を有する施設（以下「津波防護施設」という。），浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）及び敷地における津波監視機能を有する設備（以下「津波監視設備」という。）並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物について，若しくは，重大事故等対処施設のうち，常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。）については，自重や運転時の荷重等に加え，その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（設置（変更）許可を受けた基準地震動 S_s（以下「基準地震動 S_s」という。））による地震力が作用した場合においても，接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</p>	<p>第1章 共通項目 1. 地盤等 1.1 地盤 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>また、上記に加え、基準地震動 S_s による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。設置（変更）許可を受けた地盤のうち改良地盤については、設置（変更）許可後の施工を含むことを踏まえ、所定の物性値が確保されていることを施工時の品質管理で確認する。</p> <p>ここで、建物・構築物とは、建物、構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の総称とする。</p> <p>また、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系及び設備の間接支持機能又は非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。</p> <p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設以外の建物・構築物については、自重や運転時の荷重等に加え、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じた、Sクラス、Bクラス又はCクラスの分類（以下「耐震重要度分類」という。）の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、自重や運転時の荷重等に加え、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処</p>	

変更前	変更後
<p>施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能、若しくは、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）の地盤、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界について、自重や運転時の荷重等と基準地震動 S_s による地震力との組合せにより算定される接地圧が、安全上適切と認められる規格、基準等による地盤の極限支持力度に対して妥当な余裕を有することを確認する。</p> <p>また、上記の設計基準対象施設にあつては、自重や運転時の荷重等と設置（変更）許可を受けた弾性設計用地震動 S_d（以下「弾性設計用地</p>	

変更前	変更後
<p>震動 S_d」 という。) による地震力又は静的地震力との組合せにより算定される接地圧について、安全上適切と認められる規格、基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。</p> <p>屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の地盤においては、自重や運転時の荷重等と基準地震動 S_s による地震力との組合せにより算定される接地圧が、安全上適切と認められる規格、基準等による地盤の極限支持力度に対して妥当な余裕を有することを確認する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、Bクラス及びCクラスの施設の地盤、若しくは、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物及び機器・配管系の地盤においては、自重や運転時の荷重等と、静的地震力及び動的地震力（Bクラスの共振影響検討に係るもの又は B クラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備の共振影響検討に係るもの）との組合せにより算定される接地圧に対して、安全上適切と認められる規格、基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。</p> <p>1.2 急傾斜地の崩壊の防止</p> <p>「急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律」に基づき指定された急傾斜地崩壊危険区域でない地域に設備を施設する。</p>	<p>1.2 急傾斜地の崩壊の防止</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設のうち、耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震(基準地震動S_s)による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。)は、基準地震動S_sによる地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。</p> <p>b. 設計基準対象施設は、耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設については、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。</p>	<p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>以下同じ。), 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設, 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) が設置される重大事故等対処施設 (特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。), 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張) が設置される重大事故等対処施設 (特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。) 及び可搬型重大事故等対処設備に分類する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち, 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は, 代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設と常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張) が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については, 基準地震動 S_s による地震力を適用するものとする。</p> <p>重大事故等対処施設のうち, 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) (当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの) が設置される重大事故等対処施設は, 当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。</p> <p>常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) (当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの) が設置される重大事故等対処施設と常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩</p>	

変更前	変更後
<p>和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力を適用するものとする。</p> <p>なお、特定重大事故等対処施設に該当する施設は本申請の対象外である。</p> <p>c. S クラスの施設（e. に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）は、基準地震動 S_s による地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない、また、動的機器等については、基準地震動 S_s による応答に対してその設備に要求される機能を保持する設計とする。なお、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行い、既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>また、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。建物・構築物については、発生する応力に対して、「建築基準法」等の安全上適切と認められる規</p>	

変更前	変更後
<p>格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設は，基準地震動S_sによる地震力に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。建物・構築物については，構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し，建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。機器・配管系については，その施設に要求される機能を保持する設計とし，塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさない，また，動的機器等については，基準地震動S_sによる応答に対して，その設備に要求される機能を保持する設計とする。なお，動的機能が要求される機器については，当該機器の構造，動作原理等を考慮した評価を行い，既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>d. Sクラスの施設（e.に記載のもののうち，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）について，静的地震力は，水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。</p>	

変更前	変更後
<p>また、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力は水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>e. 屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物は、基準地震動 S_s による地震力に対して、構造物全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物は、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>f. B クラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>また、共振のおそれのある施設については、その影響について</p>	

変更前	変更後
<p>の検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動 S d に 2 分の 1 を乗じたものとする。なお、当該地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>C クラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、上記に示す、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、上記に示す、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>g. 耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設が、それ以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）の波及的影響によって、その安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>h. 可搬型重大事故等対処設備については、地震による周辺斜面の</p>	

変更前	変更後
<p>崩壊等の影響を受けないように「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。</p> <p>i. 緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「(6) 緊急時対策所」に示す。</p> <p>j. 耐震重要施設については、液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状を考慮した場合においても、その安全機能が損なわれないう、適切な対策を講ずる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状を考慮した場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、適切な対策を講ずる設計とする。</p> <p>(2) 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備の分類</p> <p>a. 耐震重要度分類</p> <p>設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設</p> <p>地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機</p>	

変更前	変更後
<p>能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設,並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって,その影響が大きいものであり,次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 ・使用済燃料を貯蔵するための施設 ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設,及び原子炉の停止状態を維持するための施設 ・原子炉停止後,炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後,炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に,圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 ・放射性物質の放出を伴うような事故の際に,その外部放散を抑制するための施設であり,上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設 ・津波防護施設及び浸水防止設備 ・津波監視設備 <p>(b) Bクラスの施設</p> <p>安全機能を有する施設のうち,機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設であり,次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて,一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設 ・放射性廃棄物を内蔵している施設(ただし,内蔵量が少な 	

変更前	変更後
<p>い又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和 53 年通商産業省令第 77 号）」第 2 条第 2 項第 6 号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設 ・使用済燃料を冷却するための施設 ・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、S クラスに属さない施設 <p>(c) C クラスの施設</p> <p>S クラスに属する施設及びB クラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設である。</p> <p>上記に基づく耐震重要度分類を第 2.1.1 表に示す。</p> <p>なお、同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動及び波及的影響を考慮すべき施設に適用する地震動についても併記する。</p> <p>b. 重大事故等対処施設の設備分類</p> <p>重大事故等対処設備について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、以下の設備分類に応じて設計する。</p> <p>(a) 常設重大事故防止設備</p>	

変更前	変更後
<p>重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>イ. 常設耐震重要重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの</p> <p>ロ. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備であって、イ.以外のもの</p> <p>(b) 常設重大事故緩和設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>(c) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）</p> <p>設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する(a)以外の常設のもの</p> <p>(d) 常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）</p> <p>設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和す</p>	

変更前	変更後
<p>るための機能を有する (b) 以外の常設のもの</p> <p>(e) 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等対処設備であって可搬型のもの</p> <p>重大事故等対処設備のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第 2.1.2 表に示す。</p> <p>(3) 地震力の算定方法</p> <p>耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p> <p>a. 静的地震力</p> <p>設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Sクラスの施設(津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定する。</p> <p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設に、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの)が設置される重大事故等対処施設に、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を、それぞれ適用する。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を</p>	

変更前	変更後
<p>乗じて算定するものとする。</p> <p>Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p> <p>ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C_oを0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。</p> <p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数C_iに乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス及びCクラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数C_oは1.0以上とする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。</p> <p>ただし、土木構造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数C_iに施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。</p>	

変更前	変更後
<p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>上記(a)及び(b)の標準せん断力係数C_0等の割増し係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設、公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。</p> <p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設については、動的地震力は、Sクラスの施設、屋外重要土木構造物及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。</p> <p>Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）については、基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dから定める入力地震動を適用する。</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動S_dから定める入力地震動の振幅を2分の1にしたものによる地震力を適用する。</p> <p>屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。</p>	

変更前	変更後
<p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設のうち、当該設備が属する耐震重要度分類がBクラスで共振のおそれのある施設については、共振のおそれのあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上で地震応答解析、加振試験等を実施する。</p> <p>動的解析においては、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。</p> <p>動的地震力は水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせで算定する。動的地震力の水平2方向及び鉛直方向の組合せについては、水平1方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性のある施設・設備を抽出し、3次元応答性状の可能性も考慮したうえで既往の方法を用いた耐震性に</p>	

変更前	変更後
<p>及ぼす影響を評価する。</p> <p>(a) 入力地震動</p> <p>原子炉格納施設設置位置周辺は、地質調査の結果によれば、約 1.4km/s の S 波速度を持つ堅硬な岩盤が十分な広がりをもって存在することが確認されており、建物・構築物はこの堅硬な岩盤に支持させる。</p> <p>敷地周辺には中生界ジュラ系の砂岩、頁岩等が広く分布し、原子炉建屋の設置レベルにもこの岩盤が分布していることから、解放基盤表面は、この岩盤が分布する原子炉建屋の設置位置 O.P. -14.1m に設定する。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d を基に、対象建物・構築物の地盤の非線形特性等の条件を適切に考慮した上で、必要に応じ 2 次元 FEM 解析、1 次元波動論又は 1 次元地盤応答解析により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震 B クラスの建物・構築物及び重大事故等対処施設における耐震 B クラスの施設の機</p>	

変更前	変更後
<p>能を代替する常設重大事故防止設備又は当該設備が属する耐震重要度分類が B クラスの常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物のうち共振のおそれがあり、動的解析が必要なものに対しては、弾性設計用地震動 S_d に 2 分の 1 を乗じたものを用いる。</p> <p>(b) 地震応答解析</p> <p>イ. 動的解析法</p> <p>(イ) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮の上、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。動的解析は、時刻歴応答解析法又は線形解析に適用可能な周波数応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、基礎版の平面形状、基礎側面と地盤の接触状況、地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。</p> <p>地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。</p>	

変更前	変更後
<p>基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d に対する応答解析において、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、実験等の結果に基づき、該当する建物部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。</p> <p>また、Sクラスの施設を支持する建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において、施設を支持する建物・構築物の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。</p> <p>応答解析に用いる材料定数については、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。なお、平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震等の地震やコンクリートの乾燥収縮によるひび割れ等に伴う初期剛性の低下については、観測記録や試験データなどから適切に応答解析モデルへ反映し、保守性を確認した上で適用する。屋外重要土木構造物については、平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震等の地震に起因する構造上問題となるひび割れが認められないこと及び地中構造物であ</p>	

変更前	変更後
<p>る屋外重要土木構造物に対する支配的な地震時荷重である土圧は、ひび割れ等に起因する初期剛性低下を考慮しない方が保守的な評価となる。したがって、屋外重要土木構造物については、初期剛性低下を考慮しないが、必要に応じて機器・配管系の設計用地震力に及ぼす影響を検討する。さらに、材料のばらつきによる変動が建物・構築物の振動性状や応答性状に及ぼす影響として考慮すべき要因を選定した上で、選定された要因を考慮した動的解析により設計用地震力を設定する。</p> <p>建物・構築物の動的解析にて、地震時の地盤の有効応力の変化に応じた影響を考慮する場合は、有効応力解析を実施する。有効応力解析に用いる液状化強度特性は、敷地の原地盤における代表性及び網羅性を踏まえた上で実施した液状化強度試験結果に基づき、保守性を考慮して設定する。</p> <p>原子炉建屋については、3次元 FEM 解析等から、建物・構築物の 3次元応答性状及びそれによる機器・配管系への影響を評価する。</p> <p>動的解析に用いる解析モデルは、地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い、解析モデルの妥当性の確認を行う。</p> <p>屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラス</p>	

変更前	変更後
<p>のもの) 又は常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張) が設置される重大事故等対処施設の土木構造物の動的解析は、構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし、地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や程度に応じて、線形、等価線形又は非線形解析のいずれかに行う。</p> <p>地震力については、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</p> <p>(ロ) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮の上、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。ここで、原子炉本体の基礎については、鋼板とコンクリートの複合構造物として、より現実に近い適正な地震応答解析を実施する観点から、コンクリートの剛性変化を適切に考慮した復元力特性を設定する。復元力特性の設定に当たっては、既往の知見や実物の原子炉本体の基礎を模擬した試験体による加力試験結果を踏まえて、妥当性、適用性を確認するとともに、設定における不確実性や保守性を考慮し、機器・配管系の設計用地震力を設定する。なお、原子炉本体の基礎の構造強度は、鋼板のみで地震力に耐える設計とする。</p> <p>機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、</p>	

変更前	変更後
<p>代表的な振動モードを適切に表現できるよう質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>また、時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮する。スペクトルモーダル解析法には地盤物性等のばらつきを考慮した床応答曲線を用いる。</p> <p>配管系については、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点又は既往研究の知見を取り入れ実機の挙動を模擬する観点で、建物・構築物の剛性、地盤物性のばらつきへの配慮をしつつ時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性・構造特性等を考慮し適切に選定する。</p> <p>また、設備の3次元的な広がりを踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用い、水平2方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。</p>	

変更前	変更後
<p>c. 設計用減衰定数</p> <p>地震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に基づき、設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性を確認した値も用いる。</p> <p>なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。</p> <p>また、地盤と屋外重要土木構造物の連成系地震応答解析モデルの減衰定数については、地中構造物としての特徴、同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。</p> <p>(4) 荷重の組合せと許容限界</p> <p>耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態</p> <p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ.～ハ.の状態、重大事故等対処施設については以下のイ.～ニ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 運転時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常自然条件下におかれている状態。</p> <p>ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>ロ. 設計基準事故時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態。</p>	

変更前	変更後
<p>ハ. 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風，積雪）。</p> <p>ニ. 重大事故等時の状態 発電用原子炉施設が，重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で，重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。</p> <p>(b) 機器・配管系 設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の状態，重大事故等対処施設については以下のイ.～ホ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 通常運転時の状態 発電用原子炉の起動，停止，出力運転，高温待機，燃料取替等が計画的又は頻繁に行われた場合であって運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態 通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって，当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生じるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態 発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって，当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設が</p>	

変更前	変更後
<p>ら多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。</p> <p>ニ. 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風，積雪）。</p> <p>ホ. 重大事故時の状態 発電用原子炉施設が，重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で，重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。</p> <p>b. 荷重の種類</p> <p>(a) 建物・構築物 設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の荷重，重大事故等対処施設については以下のイ.～ホ.の荷重とする。</p> <p>イ. 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重，すなわち固定荷重，積載荷重，土圧，水圧及び通常の気象条件による荷重</p> <p>ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ. 地震力，風荷重，積雪荷重</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ただし，運転時の状態，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には，機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし，地震力には，地震時土圧，機器・配管系からの反力，スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p>	

変更前	変更後
<p>(b) 機器・配管系 設計基準対象施設については、以下のイ.～ニ.の荷重、重大事故等対処施設については以下のイ.～ホ.の荷重とする。</p> <p>イ. 通常運転時の状態で施設に作用する荷重 ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重 ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重 ニ. 地震力，風荷重，積雪荷重 ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>c. 荷重の組合せ 地震と組み合わせる荷重については、「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風及び積雪による荷重を考慮し、以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物（(c)に記載のものを除く。）</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時（通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時）の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動S_dによる</p>	

変更前	変更後
<p>地震力又は静的地震力とを組み合わせる。^{*1, *2}</p> <p>ハ. 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備, 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) (当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの) 又は常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張) が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については, 常時作用している荷重, 設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち, 地震によって引き起こされるおそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率的な考察を踏まえ, 地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>ニ. 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備, 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) (当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの) 又は常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張) が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については, 常時作用している荷重, 設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち, 地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は, その事故事象の発生確率, 継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ, 適切な地震力 (基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による地震力) と組み合わせる。この組合せについては, 事故事象の発生確率, 継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し, 工学的, 総合的に勘案</p>	

変更前	変更後
<p>の上設定する。なお、継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせ、その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力を組み合わせる。なお、格納容器破損モードの評価シナリオのうち、原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は機能を期待できる高压代替注水系、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）又は低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから荷重条件として考慮しない。</p> <p>また、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。</p> <p>ホ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用して</p>	

変更前	変更後
<p>いる荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>*1：Sクラスの建物・構築物の設計基準事故の状態で施設に作用する荷重については、(b) 機器・配管系の考え方に沿った下記の2つの考え方にに基づき検討した結果として後者を踏まえ、施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力とを組み合わせることとしている。この考え方は、J E A G 4 6 0 1における建物・構築物の荷重の組合せの記載とも整合している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重は、その事故事象の継続時間との関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮する。 ・ 常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。 <p>*2：原子炉格納容器バウンダリを構成する施設については、異常時圧力の最大値と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせる。</p>	

変更前	変更後
<p>(b) 機器・配管系 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備, 常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については, 通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの機器・配管系については, 運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ. 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備, 常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については, 運転時の異常な過渡変化時の状態, 設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち, 地震によって引き起こされるおそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ, 地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>ニ. Sクラスの機器・配管系については, 運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によ</p>	

変更前	変更後
<p>て引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。^{*3}</p> <p>ホ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による地震力）と組み合わせる。この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上設定する。なお、継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、重大事故等時の状態で作用する荷重と地震力（基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による地震力）との組合せについては、以下を基本設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせ、そ</p>	

変更前	変更後
<p>の状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせ、その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。</p> <p>なお、格納容器破損モードの評価シナリオのうち、原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は機能を期待できる高压代替注水系、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）又は低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから荷重条件として考慮しない。</p> <p>その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。</p> <p>へ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重</p>	

変更前	変更後
<p>大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>ト. 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能の確認においては、通常運転時の状態で燃料被覆管に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって燃料被覆管に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>*3：原子炉格納容器バウンダリを構成する設備については、異常時圧力最大値と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせる。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物</p> <p>イ. 津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. 浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。</p> <p>なお、上記(c)イ., ロ.については、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動 S_s による地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。ま</p>	

変更前	変更後
<p>た、津波以外による荷重については、「b. 荷重の種類」に準じるものとする。</p> <p>(d) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>動的地震力については、水平 2 方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせ算定するものとする。</p> <p>d. 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準、試験等で妥当性が確認されている値を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物（(c)に記載のものを除く。）</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（へ.に記載のものを除く。）</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S dによる地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>「建築基準法」等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ただし、冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリを構成する設備における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記イ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p>	

変更前	変更後
<p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し, 建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする(評価項目はせん断ひずみ, 応力等)。</p> <p>なお, 終局耐力は, 建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき, その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし, 初期剛性の低下の要因として考えられる平成 23 年(2011 年)東北地方太平洋沖地震等の地震やコンクリートの乾燥収縮によるひび割れ等が鉄筋コンクリート造耐震壁の変形能力及び終局耐力に影響を与えないことを確認していることから, 既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。</p> <p>ロ. B クラス及び C クラスの建物・構築物(へ. 及びト. に記載のものを除く。)並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの)が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物(ト. に記載のものを除く。)</p> <p>上記イ.(イ)による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ハ. 耐震重要度分類の異なる施設又は設備分類の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物(へ. 及びト. に記載のものを除く。)</p>	

変更前	変更後
<p>上記イ.(ロ)を適用するほか、耐震重要度分類の異なる施設又は設備分類の異なる重大事故等対処施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して、その支持機能を損なわないものとする。</p> <p>当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。</p> <p>ニ. 建物・構築物の保有水平耐力（へ. 及びト. に記載のものを除く。）</p> <p>建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類又は重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類に応じた安全余裕を有しているものとする。</p> <p>ここでは、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、上記における重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類を S クラスとする。</p> <p>ホ. 気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能を考慮する施設</p> <p>構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。</p>	

変更前	変更後
<p>へ. 屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備, 常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの) 又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)が設置される重大事故等対処施設の土木構造物</p> <p>(イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界 構造部材の曲げについては限界層間変形角, 限界ひずみ, 降伏曲げモーメント又は許容応力度, 構造部材のせん断についてはせん断耐力, 許容応力度又は限界せん断ひずみを許容限界とする。 なお, 限界層間変形角, 限界ひずみ, 降伏曲げモーメント及びせん断耐力, 限界せん断ひずみの許容限界に対しては妥当な安全余裕を持たせることとし, それぞれの安全余裕については, 各施設の機能要求等を踏まえ設定する。</p> <p>ト. その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの)が設置される重大事故等対処施設の土木構造物 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度</p>	

変更前	変更後
<p>を許容限界とする。</p> <p>(b) 機器・配管系 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるものとする (評価項目は応力等)。</p> <p>ただし、冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ (原子炉格納容器バウンダリ及び非常用炉心冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。) に対しては、下記イ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。</p> <p>また、地震時又は地震後に動的機能又は電氣的機能が要求される機器については、基準地震動 S_s による応答に対して、実証試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。</p> <p>ロ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) (当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの) 又は常設重大事故緩和</p>	

変更前	変更後
<p>設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系</p> <p>イ. (ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動 S_d と設計基準事故時の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は、イ. (イ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>ハ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類 B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることとする（評価項目は応力等）。</p> <p>ニ. チャンネルボックス</p> <p>チャンネルボックスは、地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の原子炉冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ホ. 燃料被覆管</p> <p>炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能についての許容限界は、以下のとおりとする。</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p>	

変更前	変更後
<p>応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることとする。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないこととする。</p> <p>へ. 主蒸気逃がし安全弁排気管及び主蒸気系(主蒸気第二隔離弁から主蒸気止め弁まで)</p> <p>主蒸気逃がし安全弁排気管は基準地震動 S_s に対して、主蒸気系(主蒸気第二隔離弁から主蒸気止め弁まで)は弾性設計用地震動 S_d に対してイ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物</p> <p>津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物については、当該施設及び建物・構築物が構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)及び安定性について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能(津波防護機能及び浸水防止機能)が保持できるものとする(評価項目はせん断ひずみ、応力等)。</p> <p>浸水防止設備及び津波監視設備については、その設備に要求される機能(浸水防止機能及び津波監視機能)が保持できるものとする。</p>	

変更前	変更後
<p>(5) 設計における留意事項</p> <p>a. 波及的影響</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備, 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) (当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの) 又は常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張) が設置される重大事故等対処施設 (以下「上位クラス施設」という。) は, 下位クラス施設の波及的影響によって, その安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>波及的影響については, 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行う。なお, 地震動又は地震力の選定に当たっては, 施設の配置状況, 使用時間等を踏まえて適切に設定する。また, 波及的影響においては水平 2 方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合に影響を及ぼす可能性のある施設, 設備を選定し評価する。</p> <p>波及的影響の評価に当たっては, 敷地全体を俯瞰した調査・検討等を行う。</p> <p>ここで, 下位クラス施設とは, 上位クラス施設以外の発電所内にある施設 (資機材等含む。) をいう。</p> <p>波及的影響を防止するよう現場を維持するため, 機器設置時の配慮事項等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>耐震重要施設に対する波及的影響については, 以下に示す(a)～(d)の 4 つの事項から検討を行う。</p> <p>なお, 原子力発電所の地震被害情報等から新たに検討すべき事</p>	

変更前	変更後
<p>項が抽出された場合には、これを追加する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設に対する波及的影響については、以下に示す(a)～(d)の4つの事項について「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設」に、「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替えて適用する。</p> <p>(a) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響</p> <p>イ. 不等沈下</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、不等沈下による耐震重要施設の安全機能への影響。</p> <p>ロ. 相対変位</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位による耐震重要施設の安全機能への影響。</p> <p>(b) 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、耐</p>	

変更前	変更後
<p>震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷による耐震重要施設の安全機能への影響。</p> <p>(c) 建屋内における下位クラス施設の損傷, 転倒, 落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して, 建屋内の下位クラス施設の損傷, 転倒, 落下等による耐震重要施設の安全機能への影響。</p> <p>(d) 建屋外における下位クラス施設の損傷, 転倒, 落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して, 建屋外の下位クラス施設の損傷, 転倒, 落下等による耐震重要施設の安全機能への影響。</p> <p>b. 主要施設への地下水の影響</p> <p>防潮堤下部の改良地盤及び置換コンクリートにより山から海に向かう地下水の流れが遮断され, 敷地内の地下水位が地表面付近まで上昇するおそれがあることを踏まえ, 原子炉建屋, 制御建屋及び第 3 号機海水熱交換器建屋に作用する揚圧力の低減及び周辺の土木構造物等に生じる液状化影響の低減を目的とし, 地下水位を一定の範囲に保持するために, 原子炉建屋・制御建屋エリア及び第 3 号機海水熱交換器建屋エリアに地下水位低下設備を各エリア 2 系統設置する。</p> <p>耐震評価において, 地下水位の影響を受ける施設及びアクセスルートについて, 地下水位低下設備の効果が及ぶ範囲 (0.P. +14.8m 盤) においては, その機能を考慮した設計用地下</p>	

変更前	変更後
<p>水位を設定し水圧の影響を考慮する。なお、地下水位低下設備の効果が及ばない範囲においては、自然水位より保守的に設定した水位又は地表面にて設計用地下水位を設定し水圧の影響を考慮する。</p> <p>地下水位低下設備は、ドレーン、接続桝、揚水井戸、蓋、揚水ポンプ、配管、水位計、制御盤、電源（非常用ディーゼル発電機）、電源盤及び電路により系統を構成する。</p> <p>地下水位低下設備は、ドレーン及び接続桝により揚水井戸に地下水を集水し、揚水ポンプ（容量 375m³/h/個、揚程 52m、原動機出力 110kW/個）により、揚水ポンプに接続された配管を通して地下水を屋外排水路へ排水する。</p> <p>揚水ポンプは、地下水の最大流入量を排水可能な容量を有する設計とし、設備の信頼性向上のため 100%容量のポンプを 1 系統当たり 2 個（計 8 個）設置し、集水した地下水を排水できる設計とする。</p> <p>配管上端部には仮設ホース等を接続するための接続口を設置し、屋外排水路の排水異常により地表面での滞水が確認された場合に、揚水ポンプにより汲み上げた地下水を仮設ホース等を通じて排水可能なものとする。</p> <p>地下水位低下設備は、1 系統当たり 3 個（計 12 個）設置した水位計からの水位信号を用いて、2 out of 3 論理により揚水ポンプの自動起動及び自動停止を行うことで、揚水井戸の水位を自動で制御できる設計とする。また、各系統の水位を、原子炉建屋及び中央制御室に設置した制御盤から監視可能な設計とする。水</p>	

変更前	変更後
<p>位や設備の異常時には、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（水位低又は高，水位高高，電源喪失，揚水ポンプ故障）を発信する装置を設けるとともに，表示ランプの点灯，ブザー鳴動により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>制御盤は，2系統の独立した設備を1系統当たり現場及び中央制御室に1面ずつ設置し，原子炉建屋・制御建屋エリア及び第3号機海水熱交換器建屋エリアのそれぞれ1系統の設備ごとに，監視・制御可能な設計とする。</p> <p>地下水位低下設備は，電源盤（容量296kVA），及び電路を設置し，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機から設備に必要な電力を供給できる設計とする。また，全交流動力電源喪失となった場合は常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から設備に必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>電源盤は，2系統の独立した設備を1系統当たり1面ずつ設置し，原子炉建屋・制御建屋エリア及び第3号機海水熱交換器建屋エリアのそれぞれ1系統の設備ごとに電力を供給できる設計とする。</p> <p>揚水ポンプ，配管及び水位計は揚水井戸内に設置し，揚水井戸により支持するとともに，揚水井戸上部に蓋を設置することで，外部事象の影響を受けない設計とする。</p> <p>地下水位低下設備は，地震時及び地震後を含む，原子力発電所の供用期間の全ての状態（通常運転時（起動時，停止時含む），運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等時）において機能維持を可能とするため，基準地震動S_sによる地震</p>	

変更前	変更後
<p>力に対して機能維持する設計とする。</p> <p>また、「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」第十二条第2項に基づき、地下水位低下設備を設置する原子炉建屋・制御建屋エリア及び第3号機海水熱交換器建屋エリアの各エリアで、多重性及び独立性を備える設計とするとともに、外部事象等による機能喪失要因に対し機能維持する設計とする。</p> <p>さらに、プラント供用期間中において発生を想定する大規模損壊時の対応も考慮する。</p> <p>地下水位低下設備の機能喪失が発生した場合を想定し、復旧措置に必要な資機材として、原子炉建屋・制御建屋エリア及び第3号機海水熱交換器建屋エリアにおける全ての地下水位低下設備の機能喪失を考慮し、予備品及び可搬ポンプ（個数3、容量114m³/h/個（計342m³/h）を搭載した可搬ポンプユニット（個数2）を配備する。</p> <p>予備品は、復旧措置にあたり機器の交換が必要な場合に備え、各エリアを1系統復旧できる数量を配備する。</p> <p>可搬ポンプユニットは、各エリアの排水機能の維持を可能とする配備数とし、高台の堅固な地盤に外部事象を考慮して分散配置する。</p> <p>地下水位低下設備は、保安規定において運転上の制限を設定し、地下水位を一定の範囲に保持できない場合又はそのおそれがある場合には、可搬ポンプユニットによる水位低下措置を速やかに開始するとともに、原子炉を停止する。</p>	

変更前	変更後
<p>屋外排水路の排水異常により、地表面での滞水が確認された場合は、仮設ホース等の対応を行い、排水経路の確保を行う。</p> <p>また、地下水位低下設備の復旧措置及び屋外排水路の排水異常時の措置に的確かつ柔軟に対処できるように、地下水位低下設備の復旧措置及び屋外排水路の排水異常時の措置に係る資機材の配備、手順書及び体制の整備並びに教育訓練の実施方針を自然災害発生時等の体制の整備及び重大事故等発生時の体制の整備として、保安規定に定めた上で、社内規定に定める。</p> <p>地下水位低下設備の機能喪失を想定しても、地震時の液状化に伴う地中埋設構造物の浮上りに対して、アクセスルートの通行性を外部からの支援が可能となるまでの一定期間確保するとともに、アクセスルートの通行性に影響を与える場合は対策を講ずる設計とする。</p> <p>地下水位低下設備で汲み上げた地下水は、支線排水路、敷地の北側及び南側に設置した幹線排水路から構成される屋外排水路を通じて海へ排水する設計とする。</p> <p>敷地側集水ピットから海への排水経路を構成する北側幹線排水路流末部（敷地側集水ピット（北側）、北側排水路（防潮堤横断部）及び出口側集水ピット（北側））、南側幹線排水路流末部（敷地側集水ピット（南側）、南側排水路（防潮堤横断部）及び出口側集水ピット（南側））については、基準地震動 S_s に対し機能維持することにより、排水経路を確保する。また、地震時には、敷地の形状又は仮設ホース等の取り付けにより、各揚水井戸配管出口から敷地側集水ピットまでの排水経路を確保する。</p>	

変更前	変更後
<p>(6) 緊急時対策所</p> <p>緊急時対策所については、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>緊急時対策所を設置する緊急時対策建屋については、耐震構造とし、基準地震動 S_s による地震力に対して、遮蔽性能を確保する。また、緊急時対策所の居住性を確保するため、基準地震動 S_s による地震力に対して、緊急時対策所の換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保する。</p> <p>さらに、施設全体の更なる安全性を確保するため、基準地震動 S_s による地震力との組合せに対して、短期許容応力度以内に収める設計とする。</p> <p>なお、地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については、「2.1.1 (3) 地震力の算定方法」及び「2.1.1 (4) 荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。</p> <p>2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。</p>	<p>2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p>変更なし</p>

第2.1.1.表 耐震重要度分類表 (1/6)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 ⁴¹⁾		補助設備 ⁴²⁾		直接支持構造物 ⁴³⁾		間接支持構造物 ⁴⁴⁾		近似的評価を 考慮した追加 ⁴⁵⁾	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス
Sクラス	(イ) 原子炉冷却炉圧力 バウンダリを構成する 機器・配管系	原子炉圧力容器 原子炉冷却炉圧力カウ ンタリに属する容器・ 配管・ポンプ・弁	S S	隔離弁を閉じするた めに必要な電気計 装設備	S	原子炉圧力容器支持 スカーフ 機器・配管、電気計 装設備等の支持構 造物	S	原子炉本体の基礎 原子炉建屋 制御建屋	S S S	原子炉しゃへい壁 中央制御室天井照明 タービン建屋 補助ボイラー建屋 第1号機前建屋	S S S S S
		使用済燃料プール 使用済燃料貯蔵ブック	S S	—	—	S	原子炉建屋	S S	原子炉建屋クレーン 燃料交換機 制御時置ブック 燃料チャンネル着脱機 タービン建屋	S S S S S	
Sクラス	(ロ) 原子炉の緊急停止 のために急激に負の 反応度を付加するた めの施設及び原子炉 の停止状態を維持す るための施設	制御棒、制御棒駆動機 構及び制御棒駆動水 圧系(スクラム機能に 関する部分)	S	原子炉支持構造物 電気計装設備 チャンネルボックス	S S S	機器・配管、電気計 装設備等の支持構 造物	S	原子炉建屋 原子炉本体の基礎 制御建屋	S S S	中央制御室天井照明 タービン建屋 補助ボイラー建屋 第1号機前建屋	S S S S S
		原子炉制御棒冷却系 重圧熱交換器(停止時 冷却モータ運転に必 要な設備) 冷却設備としてのサブ レッシュヨウチェンバ	S S S S	当該施設の冷却系 (原子炉制御棒冷却水 系、原子炉制御棒冷却 海水系を含む)、高圧 炉心スプレッド相換冷 却水系(原子炉心ス プレッド相換冷却水 系を含む) 炉心支持構造物 非常用電源及び計装 設備(ゼーゼル系 電機及びその冷却 系、補助施設を含む) 当該施設の機能維持 に必要な空調設備	S S S S	機器・配管、電気計 装設備等の支持構 造物	S	原子炉建屋 海水ポンプ室 原子炉機器冷却海水配 管ダクト 軽油タンク室 軽油タンク室連絡ダクト 制御建屋	S S S S S S	海水ポンプ室中間クレーン 電機設備ネット 原子炉制御室天井照明 中央制御室天井照明 耐火障壁 タービン建屋 補助ボイラー建屋 第1号機前建屋 防塵設備(防塵罩(筒筒式等直 壁))	S S S S S S S S S

変更前

変更後

変更なし

第2.1.1表 而障重要度分類表 (2/6)

而障重要度分類	機部別分類	主頭(機部) ¹⁾		補助設備 ²⁾		面表支持構造物 ³⁾		間接支持構造物 ⁴⁾		源外的影響 ⁵⁾		
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	
Sクラス	(v) 原子炉冷却炉圧力バウンダリ破壊事故後、再乱から崩壊を防止するための施設	・非常用炉心冷却系 1) 前圧力バウンダリ系 2) 低圧バウンダリ系 3) 実用炉心冷却系(低圧圧力バウンダリ系) 4) 自動炉心冷却系	S	・当該施設の冷却系(原子炉補助冷却系、原子炉冷却炉圧力バウンダリ系、前圧力バウンダリ系、低圧バウンダリ系、自動炉心冷却系を含む)の配管、機器及びその付属品、中核炉室の遮蔽、当該施設の維持に必要な電気設備	S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・海水ポンプ室 ・原子炉機器冷却水配管ダクト ・軽部クラング室 ・軽部クラング連絡ダクト ・排気回廊	S	・海水ポンプ室門型クレーン ・電機設備ネット ・原子炉建屋 ・中核炉室天井照明 ・原子炉建屋 ・軽部クラング建屋 ・第1号機師団建屋 ・防塵設備(分脚壁(側壁))	S	S
		・非常用炉心冷却系 1) 前圧力バウンダリ系 2) 低圧バウンダリ系 3) 実用炉心冷却系(低圧圧力バウンダリ系) 4) 自動炉心冷却系	S	・原子炉格納容器、バウンダリに属する配管、弁	S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・排気回廊	S	・原子炉クワールカバー ・中核炉室天井照明 ・タービン建屋 ・軽部クラング建屋 ・第1号機師団建屋	S	S
Sクラス	(vi) 放射性物質の放出を伴うような事故の際、その外部放散を抑制するための施設で上記(v)以外の施設	・蒸気発生系(格納容器、蒸気発生器、蒸気発生器、蒸気発生器) ・原子炉格納容器、弁	S	・当該施設の冷却系(原子炉補助冷却系、非常用炉心冷却系、電機設備(サイセル免電機及びヒートの冷却系、補助施設を含む)に必要とする電気設備)	S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・海水ポンプ室 ・原子炉機器冷却水配管ダクト ・軽部クラング室 ・軽部クラング連絡ダクト ・排気回廊 ・排気回廊	S	・第1号機師団 ・海水ポンプ室門型クレーン ・電機設備ネット ・原子炉建屋 ・中核炉室天井照明 ・タービン建屋 ・軽部クラング建屋 ・第1号機師団建屋 ・防塵設備(分脚壁(側壁))	S	S
		・蒸気発生系(格納容器、蒸気発生器、蒸気発生器) ・原子炉格納容器、弁	S	・当該施設の冷却系(原子炉補助冷却系、非常用炉心冷却系、電機設備(サイセル免電機及びヒートの冷却系、補助施設を含む)に必要とする電気設備)	S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・海水ポンプ室 ・原子炉機器冷却水配管ダクト ・軽部クラング室 ・軽部クラング連絡ダクト ・排気回廊 ・排気回廊	S	・第1号機師団 ・海水ポンプ室門型クレーン ・電機設備ネット ・原子炉建屋 ・中核炉室天井照明 ・タービン建屋 ・軽部クラング建屋 ・第1号機師団建屋 ・防塵設備(分脚壁(側壁))	S	S

変更前

変更後

変更なし

第 2.1.1 表 耐震重要度分類表 (3/6)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備*1		補助設備**		耐震重要度分類表 (3/6)		間接支持構造物*4		波及的影響を 考慮すべき施設*5		
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 *6
Sクラス	(Ⅷ)建設防振機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備	防漏堤 防漏壁 取放水路流路縮小工 貯留堰 逆流防止設備 水密扉 浸水防止蓋 浸水防止壁 逆止弁付ファンネル 直連部止水処置	S S S S S S S S S	—	—	S	・第3号機海水蒸気機器建屋 ・取水口 ・防漏堤（鋼管式給直壁） ・出口集水ピット（屋外排水路溢流防止設備（防漏堤南側）） ・出口集水ピット（屋外排水路溢流防止設備（防漏堤北側）） ・防漏壁（第2号機放水立坑） ・防漏壁（第3号機放水立坑） ・揚水井戸（第3号機海水ポンプ室防漏壁区画内） ・原子炉建屋 ・制御建屋 ・軽油タンク室 ・原子炉機器冷却海水配管ダクト ・第3号機補機冷却海水系放水ピット ・海水ポンプ室 ・第3号機海水ポンプ室	S S S S S S S S S S S S S	・海水ポンプ室門型クレーン ・巻索防護ネット ・前面護岸 ・第1号機取水路 ・第3号機取水路 ・北側排水路 ・アケセスルート （防漏堤（盛土堤防）） ・タービン建屋 ・防護設備（防漏堤（鋼管式給直壁））	S S S S S S S S S S S S	S S S S S S S S S S S S	
		(Ⅸ)敷地における津波監視機能を有する施設	津波監視カメラ 取水ピット水位計	S S	S	・機器・配管・電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・海水ポンプ室 ・原子炉機器冷却海水配管ダクト ・軽油タンク室 ・軽油タンク連絡ダクト ・制御建屋	S S S S S S S S	・海水ポンプ室門型クレーン ・巻索防護ネット ・北側排水路 ・タービン建屋（盛土堤防） ・防漏堤（盛土堤防） ・タービン建屋（盛土堤防） ・中央制御室天井照明 ・補助ボイラー建屋 ・第1号機制御建屋 ・防護設備（防漏堤（鋼管式給直壁））	S S S S S S S S S S S S	S S S S S S S S S S S S
		(Ⅹ)その他	燃料プール水補給設備（残留熱除去系（燃料プール水の補給に必要な設備）） ・ほう艦水注入器* ・原子炉圧力容器内部構造物*8	S S	S	・機器・配管・電気計装設備等の支持構造物 ・原子炉圧力容器	S	・原子炉建屋 ・海水ポンプ室 ・原子炉機器冷却海水配管ダクト ・軽油タンク室 ・軽油タンク連絡ダクト ・制御建屋 ・原子炉本体の基礎	S S S S S S S	・原子炉建屋 ・海水ポンプ室 ・ほう艦水注入システムダクト ・中央制御室天井照明 ・海水ポンプ室門型クレーン ・巻索防護ネット ・タービン建屋 ・補助ボイラー建屋 ・第1号機制御建屋 ・防護設備（防漏堤（鋼管式給直壁））	S S S S S S S S S S S S	S S S S S S S S S S S S

変更後

変更なし

第2.1.1表 耐震重要度分類表 (4/6)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備*1			補助設備*2			直接支持構造物*3			間接支持構造物*4	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	検討用 地震動 *5,6	
Bクラス	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続され、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	主蒸気系(主蒸気第二隔離弁から主蒸気止め弁までの配管・弁を支持する部分)	B*9	—	—	—	—	機器・配管等の支持構造物	B*9	原子炉建屋 タービン建屋(主蒸気第二隔離弁から主蒸気止め弁までの配管・弁を支持する部分)	Sd Sd	
		主蒸気逃がし安全弁排気管 主蒸気系及び給水系 原子炉冷却材浄化系 放射性廃棄物処理設備(ただし、Cクラスに属するものは除く)	B*10 B B B	— — —	— — —	— — —	— — —	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	B*10 B B B	原子炉建屋 原子炉建屋 タービン建屋 原子炉建屋 タービン建屋 原子炉建屋 タービン建屋 原子炉建屋 タービン建屋 原子炉建屋 タービン建屋	Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss Ss	

変更前

変更後

変更なし

第2.1.1表 耐震重要度分類表 (5/6)

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備 ^{※1}		補助設備 ^{※2}		直接支持構造物 ^{※3}		間接支持構造物 ^{※4}		検討用地震動 ^{※6}
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	
Bクラス	(iii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	適用範囲	B	—	—	機器・配管等の支持構造物	B	原子炉建屋 タービン建屋 ルベデスタ 復水貯蔵タンク基礎	S _B S _B S _B S _B	
		機能別分類	蒸気タービン、主分分離加熱器、復水器、給水加熱器及びその主要配管	B	—	—	—	—	—	—
		適用範囲	復水浄化系 復水貯蔵タンク 燃料プール冷却浄化系 放射線低減効果の大きい遮蔽 制御棒駆動水圧系 (放射性流体を内蔵する部分、ただし、スクラム機能に関するものを除く) 原子炉建屋クレーン 燃料取扱設備 制御棒貯蔵ラック	B B B B B B B B	—	—	—	—	—	—
Bクラス	(iv) 使用済燃料を冷却するための施設	適用範囲	B	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む) 電気計装設備	B B	機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	B	原子炉建屋 海水ポンプ室 原子炉機器冷却海水配管ダクト	S _B S _B S _B	
	(v) 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設	適用範囲	—	—	—	—	—	—	—	

変更前

変更後

変更なし

第2.1.1表 耐震重要度分類表 (6/6)

耐震重要度分類	機种的分類	主要設備 ^{*1}			補助設備 ^{*2}			直接支持構造物 ^{*3}			間接支持構造物 ^{*4}		検討用地震動 ^{*5}
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス		
Cクラス	(i) 原子炉の反応度を抑制するための施設でSクラス及びBクラスに属さない施設 (ii) 放射性物質を内蔵しているか、又はこれに関連した施設でSクラス及びBクラスに属さない施設	原子炉用循環流量制御装置	C	—	—	機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	原子炉建屋 ・タービン建屋 ・制御建屋	Sc Sc				
		制御棒駆動水圧系(Sクラス及びBクラスに属さない部分)	C	—	—	機器・配管等の支持構造物	C	原子炉建屋 ・タービン建屋 ・制御建屋 ・サイトバンクカ建屋	Sc Sc Sc Sc				
		放射線遮蔽系 ・固体廃棄物取扱い設備 (貯蔵庫を含む) ・雑固体系 ・新燃料貯蔵設備 ・その他	C C C C C	—	—	機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	原子炉建屋 ・海水ポンプ室 ・タービン建屋 ・制御建屋 ・当該施設に係る屋外コンクリート構造物	Sc Sc Sc Sc Sc				
Cクラス	(iii) 放射線安全に関係しない施設等	循環水系 ・タービン・補助系 ・排気系 ・開閉所、発電機、変圧器 ・換気空調系(Sクラスの換気空調系以外のもの) ・タービン建屋クレーン ・圧縮空気系 ・その他	C C C C C C C C	—	—	機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	原子炉建屋 ・海水ポンプ室 ・タービン建屋 ・制御建屋 ・当該施設に係る屋外コンクリート構造物	Sc Sc Sc Sc Sc				
		地下水位低下設備	C ^{*11}	—	—	電気計装設備	C ^{*11}	原子炉建屋 ・制御建屋 ・当該施設に係る屋外コンクリート構造物	Sc Sc Sc				
		屋外排水路 (敷地側、集水ビレット (北側)、北側排水路 (防凍構造断部)、出口側真水ビレット (北側)、敷地側排水ビレット (南側)、南側排水路 (防凍構造断部) 及び出口側排水ビレット (南側))	C ^{*11}	—	—	—	—	—	—	—			

変更前

変更後

変更なし

変更前	変更後
<p>注記*1： 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。</p> <p>*2： 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。</p> <p>*3： 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物又はこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。</p> <p>*4： 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物、土木構造物）をいう。</p> <p>*5： 波及的影響を考慮すべき施設とは、下位クラス施設のうち、その破損等によって上位クラス施設に波及的影響を及ぼすおそれのある施設をいう。</p> <p>*6： S_s：基準地震動S_sにより定まる地震力 S_d：弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力 S_B：Bクラス施設に適用される地震力 S_c：Cクラス施設に適用される静的地震力</p> <p>*7： ほう酸水注入系は、安全機能の重要度を考慮して、Sクラスに準じて取り扱う。</p> <p>*8： 原子炉圧力容器内部構造物は、炉内にあることの重要度を考慮して、Sクラスに準じて取り扱う。</p> <p>*9： Bクラスではあるが、弾性設計用地震動S_dに対し破損しないことを確認する。</p> <p>*10： 主蒸気逃がし安全弁排気管については、基準地震動S_sに対して破損しないことを確認することで、蒸気凝縮性能の信頼性を担保する。</p> <p>*11： Cクラスではあるが、基準地震動S_sに対し機能維持することを確認する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前			変更後
第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（1/18）			
設備分類	定義	主要設備 ([]内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)	
1. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	1. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール (設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用) [S] ・使用済燃料貯蔵ラック (設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用) [S] ・制御棒・破損燃料貯蔵ラック[S] ・燃料プール冷却浄化系熱交換器 (設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用) [B] ・燃料プール冷却浄化系ポンプ (設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用) [B] ・スキマサージタンク (設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用) [B] ・関連配管[S, B] ・サイフォンブレイク孔 2. 原子炉冷却系統施設 ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ[S] ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ[S] ・主蒸気逃がし安全弁[S] ・高圧代替注水系タービンポンプ ・復水貯蔵タンク ・直流駆動低圧注水系ポンプ ・復水移送ポンプ ・ほう酸水注入系ポンプ ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・原子炉補機冷却水サージタンク ・関連配管[S, B] ・関連弁 ・原子炉格納容器 ・フィルタ装置出口側ラプチャディスク ・フィルタ装置 ・遠隔手動弁操作設備 ・排気筒 ・炉心支持構造物	変更なし

変更前		変更後
第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（2/18）		
設備分類	定義	主要設備 ([]内は設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類)
1. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・原子炉建屋ブローアウトパネル ・給水スパーージャ ・残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部） ・高圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部） ・高圧炉心スプレイスパーージャ ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーよりN11ノズルまでの外管） ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部） ・残留熱除去系熱交換器 3. 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒[S] ・制御棒駆動機構[S] ・水圧制御ユニット（アキュムレータ）[S] ・水圧制御ユニット（窒素容器）[S] ・ほう酸水注入系ポンプ[S] ・ほう酸水注入系貯蔵タンク[S] ・起動領域モニタ[S] ・出力領域モニタ[S] ・高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ・直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 ・復水移送ポンプ出口圧力 ・残留熱除去系熱交換器出口温度[C] ・高圧代替注水系ポンプ出口流量 ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） ・直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ・原子炉圧力[S] ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（広帯域）[S] ・原子炉水位（燃料域）[S] ・原子炉水位（SA広帯域）
		変更なし

変更前	変更後				
第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（3/18）					
設備分類	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%; text-align: center;">定義</th> <th style="width: 80%; text-align: center;">主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;"> 1. 常設耐震重要重大事故防止設備 </td> <td style="vertical-align: top;"> 常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位 (SA 燃料域) ・圧力抑制室圧力[S] ・圧力抑制室内空気温度[S] ・サブプレッションプール水温度[S] ・格納容器内水素濃度 (D/W) ・格納容器内水素濃度 (S/C) ・復水貯蔵タンク水位 ・原子炉格納容器代替スプレイ流量 ・圧力抑制室水位[S] ・関連配管[S] ・関連弁[S] ・フィルタ装置出口水素濃度 ・原子炉圧力容器温度 ・フィルタ装置入口圧力 (広域帯) ・フィルタ装置出口圧力 (広域帯) ・フィルタ装置水位 (広域帯) ・フィルタ装置水温度 ・高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力 ・代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力 ・6-2F-1 母線電圧 ・6-2F-2 母線電圧 ・6-2C 母線電圧[S] ・6-2D 母線電圧[S] ・4-2C 母線電圧[S] ・4-2D 母線電圧[S] ・125V 直流主母線 2A 電圧[S] ・125V 直流主母線 2B 電圧[S] ・125V 直流主母線 2A-1 電圧 ・125V 直流主母線 2B-1 電圧 ・250V 直流主母線電圧[S] ・差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーより N11 ノズルまでの外管) ・差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) </td> </tr> </tbody> </table>	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）	1. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位 (SA 燃料域) ・圧力抑制室圧力[S] ・圧力抑制室内空気温度[S] ・サブプレッションプール水温度[S] ・格納容器内水素濃度 (D/W) ・格納容器内水素濃度 (S/C) ・復水貯蔵タンク水位 ・原子炉格納容器代替スプレイ流量 ・圧力抑制室水位[S] ・関連配管[S] ・関連弁[S] ・フィルタ装置出口水素濃度 ・原子炉圧力容器温度 ・フィルタ装置入口圧力 (広域帯) ・フィルタ装置出口圧力 (広域帯) ・フィルタ装置水位 (広域帯) ・フィルタ装置水温度 ・高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力 ・代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力 ・6-2F-1 母線電圧 ・6-2F-2 母線電圧 ・6-2C 母線電圧[S] ・6-2D 母線電圧[S] ・4-2C 母線電圧[S] ・4-2D 母線電圧[S] ・125V 直流主母線 2A 電圧[S] ・125V 直流主母線 2B 電圧[S] ・125V 直流主母線 2A-1 電圧 ・125V 直流主母線 2B-1 電圧 ・250V 直流主母線電圧[S] ・差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーより N11 ノズルまでの外管) ・差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部)
定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）				
1. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位 (SA 燃料域) ・圧力抑制室圧力[S] ・圧力抑制室内空気温度[S] ・サブプレッションプール水温度[S] ・格納容器内水素濃度 (D/W) ・格納容器内水素濃度 (S/C) ・復水貯蔵タンク水位 ・原子炉格納容器代替スプレイ流量 ・圧力抑制室水位[S] ・関連配管[S] ・関連弁[S] ・フィルタ装置出口水素濃度 ・原子炉圧力容器温度 ・フィルタ装置入口圧力 (広域帯) ・フィルタ装置出口圧力 (広域帯) ・フィルタ装置水位 (広域帯) ・フィルタ装置水温度 ・高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力 ・代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力 ・6-2F-1 母線電圧 ・6-2F-2 母線電圧 ・6-2C 母線電圧[S] ・6-2D 母線電圧[S] ・4-2C 母線電圧[S] ・4-2D 母線電圧[S] ・125V 直流主母線 2A 電圧[S] ・125V 直流主母線 2B 電圧[S] ・125V 直流主母線 2A-1 電圧 ・125V 直流主母線 2B-1 電圧 ・250V 直流主母線電圧[S] ・差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーより N11 ノズルまでの外管) ・差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) 				
	変更なし				

変更前			変更後
第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（4/18）			
設備分類	定義	主要設備 ([]内は設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類)	
1. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心支持構造物 ・原子炉圧力容器 ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ ・主蒸気逃がし安全弁 	
		4. 放射線管理施設 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) [S] ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) [S] ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(低線量) ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量) ・中央制御室送風機[S] ・中央制御室再循環送風機[S] ・中央制御室排風機[S] ・中央制御室再循環フィルタ装置[S] ・中央制御室しゃへい壁[S] ・関連配管[S] 	
		5. 原子炉格納施設 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器[S] ・機器搬出入用ハッチ[S] ・逃がし安全弁搬出入口[S] ・制御棒駆動機構搬出入口[S] ・サブプレッションチェンバ出入口[S] ・所員用エアロック[S] ・配管貫通部[S] ・電気配線貫通部[S] ・真空破壊弁[S] ・ダウンカム[S] ・ベント管[S] ・ベント管ベローズ[S] ・ベントヘッド[S] ・ドライウェルスブレイ管[S] ・サブプレッションチェンバブレイ管[S] ・復水移送ポンプ 	
			変更なし

変更前			変更後
第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（5/18）			
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）	
1. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵タンク ・フィルタ装置 ・フィルタ装置出口側ラプチャディスク ・関連配管 ・関連弁 ・遠隔手動弁操作設備 ・遠隔手動弁操作設備遮蔽 	
		<p>6. 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備軽油タンク〔S〕 ・ガスタービン発電設備ガスタービン機関 ・ガスタービン発電設備调速装置 ・ガスタービン発電設備非常调速装置 ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料小出槽 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備ガスタービン発電機励磁装置 ・ガスタービン発電設備ガスタービン発電機保護継電装置 ・緊急時対策所軽油タンク ・125V 蓄電池 2A 及び 2B〔S〕 ・125V 代替蓄電池 ・250V 蓄電池 ・関連配管〔S〕 ・メタルクラッドスイッチギア（非常用） ・メタルクラッドスイッチギア（高圧炉心スプレイ系用） ・パワーセンタ（非常用） ・モータコントロールセンタ（非常用） ・モータコントロールセンタ（高圧炉心スプレイ系用） ・動力変圧器（非常用） ・動力変圧器（高圧炉心スプレイ系用） ・460V 原子炉建屋交流電源切替盤（非常用） ・中央制御室 120V 交流分電盤（非常用） ・ガスタービン発電機接続盤 ・メタルクラッドスイッチギア（緊急用） 	変更なし

変更前			変更後
第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（6/18）			
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）	
1. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<ul style="list-style-type: none"> ・動力変圧器（緊急用） ・パワーセンタ（緊急用） ・モータコントロールセンタ（緊急用） ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ接続盤 ・460V 原子炉建屋交流電源切替盤（緊急用） ・120V 原子炉建屋交流電源切替盤（緊急用） ・中央制御室 120V 交流分電盤（緊急用） ・125V 充電器 2A 及び 2B ・125V 直流主母線盤 2A 及び 2B ・125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1 ・125V 直流分電盤 2A-1, 2A-2, 2A-3, 2B-1, 2B-2 及び 2B-3 ・125V 直流電源切替盤 2A 及び 2B ・125V 直流 RCIC モータコントロールセンタ ・125V 充電器 2H ・125V 直流主母線盤 2H ・125V 代替充電器 ・250V 充電器 ・250V 直流主母線盤 ・メタルクラッドスイッチギア（緊急時対策所用） ・動力変圧器（緊急時対策所用） ・モータコントロールセンタ（緊急時対策所用） ・105V 交流電源切替盤（緊急時対策所用） ・105V 交流分電盤（緊急時対策所用） ・120V 交流分電盤（緊急時対策所用） ・210V 交流分電盤（緊急時対策所用） ・125V 直流主母線盤（緊急時対策所用） 	変更なし
		7. 補機駆動用燃料設備 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備軽油タンク ・高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・関連配管 	
		8. 非常用取水設備 <ul style="list-style-type: none"> ・貯留堰〔C〕 	

変更前			変更後
第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（7/18）			
		主要設備 ([]内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)	
2. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	1. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール (設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用) [S] ・使用済燃料貯蔵ラック (設計基準対象施設としてのみ第1,2号機共用) [S] ・制御棒・破損燃料貯蔵ラック[S] ・使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) [C] ・使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ・関連配管 ・使用済燃料プール監視カメラ 2. 原子炉冷却系統施設 ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用 アクムレータ[S] ・主蒸気逃がし安全弁[S] ・高圧代替注水系タービンポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水移送ポンプ ・代替循環冷却ポンプ ・残留熱除去系ストレーナ ・原子炉補機冷却水サージタンク[S] ・関連配管[S, B] ・関連弁 ・炉心支持構造物 ・原子炉圧力容器 ・給水スパーージャ ・残留熱除去系配管 (原子炉圧力容器内部) ・残留熱除去系熱交換器 ・原子炉格納容器	変更なし

変更前	変更後						
第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（8/18）							
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">設備分類</th> <th style="width: 15%;">定義</th> <th style="width: 70%;">主要設備 （ []内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">2. 常設重大事故緩和設備</td> <td style="vertical-align: top;">重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</td> <td style="vertical-align: top;"> 3. 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入系ポンプ[S] ・ほう酸水注入系貯蔵タンク[S] ・高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ・代替循環冷却ポンプ出口圧力 ・復水移送ポンプ出口圧力 ・残留熱除去系熱交換器入口温度[C] ・高圧代替注水系ポンプ出口流量 ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） ・代替循環冷却ポンプ出口流量 ・原子炉圧力[S] ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（広帯域）[S] ・原子炉水位（燃料域）[S] ・原子炉水位（SA 広帯域） ・原子炉水位（SA 燃料域） ・ドライウエル圧力[S] ・圧力抑制室圧力[S] ・ドライウエル温度[S] ・圧力抑制室内空気温度[S] ・サブプレッションプール水温度[S] ・原子炉格納容器下部温度 ・格納容器内雰囲気酸素濃度[S] ・格納容器内水素濃度（D/W） ・格納容器内水素濃度（S/C） ・格納容器内雰囲気水素濃度[S] ・復水貯蔵タンク水位 ・原子炉格納容器代替スプレイ流量 ・原子炉格納容器下部注水流量 ・圧力抑制室水位[S] ・原子炉格納容器下部水位 </td> </tr> </tbody> </table>	設備分類	定義	主要設備 （ []内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）	2. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	3. 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入系ポンプ[S] ・ほう酸水注入系貯蔵タンク[S] ・高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ・代替循環冷却ポンプ出口圧力 ・復水移送ポンプ出口圧力 ・残留熱除去系熱交換器入口温度[C] ・高圧代替注水系ポンプ出口流量 ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） ・代替循環冷却ポンプ出口流量 ・原子炉圧力[S] ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（広帯域）[S] ・原子炉水位（燃料域）[S] ・原子炉水位（SA 広帯域） ・原子炉水位（SA 燃料域） ・ドライウエル圧力[S] ・圧力抑制室圧力[S] ・ドライウエル温度[S] ・圧力抑制室内空気温度[S] ・サブプレッションプール水温度[S] ・原子炉格納容器下部温度 ・格納容器内雰囲気酸素濃度[S] ・格納容器内水素濃度（D/W） ・格納容器内水素濃度（S/C） ・格納容器内雰囲気水素濃度[S] ・復水貯蔵タンク水位 ・原子炉格納容器代替スプレイ流量 ・原子炉格納容器下部注水流量 ・圧力抑制室水位[S] ・原子炉格納容器下部水位 	変更なし
設備分類	定義	主要設備 （ []内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）					
2. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	3. 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入系ポンプ[S] ・ほう酸水注入系貯蔵タンク[S] ・高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ・代替循環冷却ポンプ出口圧力 ・復水移送ポンプ出口圧力 ・残留熱除去系熱交換器入口温度[C] ・高圧代替注水系ポンプ出口流量 ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） ・代替循環冷却ポンプ出口流量 ・原子炉圧力[S] ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（広帯域）[S] ・原子炉水位（燃料域）[S] ・原子炉水位（SA 広帯域） ・原子炉水位（SA 燃料域） ・ドライウエル圧力[S] ・圧力抑制室圧力[S] ・ドライウエル温度[S] ・圧力抑制室内空気温度[S] ・サブプレッションプール水温度[S] ・原子炉格納容器下部温度 ・格納容器内雰囲気酸素濃度[S] ・格納容器内水素濃度（D/W） ・格納容器内水素濃度（S/C） ・格納容器内雰囲気水素濃度[S] ・復水貯蔵タンク水位 ・原子炉格納容器代替スプレイ流量 ・原子炉格納容器下部注水流量 ・圧力抑制室水位[S] ・原子炉格納容器下部水位 					

変更前			変更後
第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（9/18）			
設備分類	定義	主要設備 ([]内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)	
2. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル水位 ・原子炉建屋内水素濃度 ・関連配管[S] ・関連弁[S] ・無線連絡設備（固定型）[C] ・衛星電話設備（固定型）[C] ・安全パラメータ表示システム（SPDS）[C] ・データ伝送設備[C] ・フィルタ装置出口水素濃度 ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ・原子炉圧力容器温度 ・フィルタ装置入口圧力（広帯域） ・フィルタ装置出口圧力（広帯域） ・フィルタ装置水位（広帯域） ・フィルタ装置水温度 ・6-2F-1 母線電圧 ・6-2F-2 母線電圧 ・6-2C 母線電圧[S] ・6-2D 母線電圧[S] ・4-2C 母線電圧[S] ・4-2D 母線電圧[S] ・125V 直流主母線 2A 電圧[S] ・125V 直流主母線 2B 電圧[S] ・125V 直流主母線 2A-1 電圧 ・125V 直流主母線 2B-1 電圧 ・差圧検出・ほう酸水注入系配管 （ティーより N11 ノズルまでの外管） ・差圧検出・ほう酸水注入系配管 （原子炉圧力容器内部） ・炉心支持構造物 ・原子炉圧力容器 	変更なし

変更前	変更後				
第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（10/18）					
設備分類	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%; text-align: center;">定義</th> <th style="width: 85%; text-align: center;">主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;"> 2. 常設重大事故緩和設備 重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの </td> <td style="vertical-align: top;"> 4. 放射線管理施設 ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) [S] ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) [S] ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(低線量) ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量) ・中央制御室送風機[S] ・中央制御室再循環送風機[S] ・中央制御室排風機[S] ・中央制御室再循環フィルタ装置[S] ・緊急時対策所非常用送風機 ・緊急時対策所非常用フィルタ装置 ・2次しゃへい壁(原子炉建屋原子炉等外壁) [B] ・補助しゃへい(原子炉建屋) [B] ・補助しゃへい(制御建屋) [B] ・中央制御室しゃへい壁[S] ・中央制御室待避所遮蔽 ・緊急時対策所遮蔽 ・関連配管[S] 5. 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器[S] ・機器搬出入用ハッチ[S] ・逃がし安全弁搬出入口[S] ・制御棒駆動機構搬出入口[S] ・サブプレッションチェンバ出入口[S] ・所員用エアロック[S] ・配管貫通部[S] ・電気配線貫通部[S] ・原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設) [S] ・原子炉建屋大物搬入口[S] ・原子炉建屋エアロック[S] </td> </tr> </tbody> </table>	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）	2. 常設重大事故緩和設備 重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	4. 放射線管理施設 ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) [S] ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) [S] ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(低線量) ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量) ・中央制御室送風機[S] ・中央制御室再循環送風機[S] ・中央制御室排風機[S] ・中央制御室再循環フィルタ装置[S] ・緊急時対策所非常用送風機 ・緊急時対策所非常用フィルタ装置 ・2次しゃへい壁(原子炉建屋原子炉等外壁) [B] ・補助しゃへい(原子炉建屋) [B] ・補助しゃへい(制御建屋) [B] ・中央制御室しゃへい壁[S] ・中央制御室待避所遮蔽 ・緊急時対策所遮蔽 ・関連配管[S] 5. 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器[S] ・機器搬出入用ハッチ[S] ・逃がし安全弁搬出入口[S] ・制御棒駆動機構搬出入口[S] ・サブプレッションチェンバ出入口[S] ・所員用エアロック[S] ・配管貫通部[S] ・電気配線貫通部[S] ・原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設) [S] ・原子炉建屋大物搬入口[S] ・原子炉建屋エアロック[S]
定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）				
2. 常設重大事故緩和設備 重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	4. 放射線管理施設 ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) [S] ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) [S] ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(低線量) ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量) ・中央制御室送風機[S] ・中央制御室再循環送風機[S] ・中央制御室排風機[S] ・中央制御室再循環フィルタ装置[S] ・緊急時対策所非常用送風機 ・緊急時対策所非常用フィルタ装置 ・2次しゃへい壁(原子炉建屋原子炉等外壁) [B] ・補助しゃへい(原子炉建屋) [B] ・補助しゃへい(制御建屋) [B] ・中央制御室しゃへい壁[S] ・中央制御室待避所遮蔽 ・緊急時対策所遮蔽 ・関連配管[S] 5. 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器[S] ・機器搬出入用ハッチ[S] ・逃がし安全弁搬出入口[S] ・制御棒駆動機構搬出入口[S] ・サブプレッションチェンバ出入口[S] ・所員用エアロック[S] ・配管貫通部[S] ・電気配線貫通部[S] ・原子炉建屋原子炉棟(二次格納施設) [S] ・原子炉建屋大物搬入口[S] ・原子炉建屋エアロック[S]				

| | 変更なし |

変更前	変更後						
<p>第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（11/18）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">設備分類</th> <th style="width: 20%;">定義</th> <th style="width: 65%;">主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">2. 常設重大事故緩和設備</td> <td style="vertical-align: top;">重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</td> <td style="vertical-align: top;"> <ul style="list-style-type: none"> ・真空破壊弁[S] ・ダウンカマ[S] ・ベント管[S] ・ベント管ベローズ[S] ・ベントヘッド[S] ・ドライウェルスプレイ管[S] ・サブレッションチェンバスプレイ管[S] ・復水移送ポンプ ・代替循環冷却ポンプ ・復水貯蔵タンク ・残留熱除去系ストレーナ ・残留熱除去系熱交換器 ・高圧代替注水系タービンポンプ ・ほう酸水注入系ポンプ ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・非常用ガス処理系排風機[S] ・静的触媒式水素再結合装置 ・フィルタ装置 ・フィルタ装置出口側ラプチャディスク ・関連配管[S] ・関連弁 ・炉心支持構造物 ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部） ・給水スパーージャ ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管） ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部） ・非常用ガス処理系空気乾燥装置 ・非常用ガス処理系フィルタ装置 ・排気筒 ・原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置 ・遠隔手動弁操作設備 ・遠隔手動弁操作設備遮蔽 </td> </tr> </tbody> </table>	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）	2. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<ul style="list-style-type: none"> ・真空破壊弁[S] ・ダウンカマ[S] ・ベント管[S] ・ベント管ベローズ[S] ・ベントヘッド[S] ・ドライウェルスプレイ管[S] ・サブレッションチェンバスプレイ管[S] ・復水移送ポンプ ・代替循環冷却ポンプ ・復水貯蔵タンク ・残留熱除去系ストレーナ ・残留熱除去系熱交換器 ・高圧代替注水系タービンポンプ ・ほう酸水注入系ポンプ ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・非常用ガス処理系排風機[S] ・静的触媒式水素再結合装置 ・フィルタ装置 ・フィルタ装置出口側ラプチャディスク ・関連配管[S] ・関連弁 ・炉心支持構造物 ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部） ・給水スパーージャ ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管） ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部） ・非常用ガス処理系空気乾燥装置 ・非常用ガス処理系フィルタ装置 ・排気筒 ・原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置 ・遠隔手動弁操作設備 ・遠隔手動弁操作設備遮蔽 	<p>変更なし</p>
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）					
2. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<ul style="list-style-type: none"> ・真空破壊弁[S] ・ダウンカマ[S] ・ベント管[S] ・ベント管ベローズ[S] ・ベントヘッド[S] ・ドライウェルスプレイ管[S] ・サブレッションチェンバスプレイ管[S] ・復水移送ポンプ ・代替循環冷却ポンプ ・復水貯蔵タンク ・残留熱除去系ストレーナ ・残留熱除去系熱交換器 ・高圧代替注水系タービンポンプ ・ほう酸水注入系ポンプ ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・非常用ガス処理系排風機[S] ・静的触媒式水素再結合装置 ・フィルタ装置 ・フィルタ装置出口側ラプチャディスク ・関連配管[S] ・関連弁 ・炉心支持構造物 ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部） ・給水スパーージャ ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管） ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部） ・非常用ガス処理系空気乾燥装置 ・非常用ガス処理系フィルタ装置 ・排気筒 ・原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置 ・遠隔手動弁操作設備 ・遠隔手動弁操作設備遮蔽 					

変更前		変更後
第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（12/18）		
設備分類	定義	主要設備 ([]内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
2. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	6. 非常用電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備軽油タンク[S] ・ガスタービン発電設備ガスタービン機関 ・ガスタービン発電設備调速装置 ・ガスタービン発電設備非常调速装置 ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備燃料小出槽 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電設備ガスタービン発電機励磁装置 ・ガスタービン発電設備ガスタービン発電機保護継電装置 ・緊急時対策所軽油タンク ・125V 蓄電池 2A 及び2B[S] ・125V 代替蓄電池 ・関連配管[S] ・メタルクラッドスイッチギア（非常用） ・メタルクラッドスイッチギア（高圧炉心スプレイ系用） ・パワーセンタ（非常用） ・モータコントロールセンタ（非常用） ・モータコントロールセンタ（高圧炉心スプレイ系用） ・動力変圧器（非常用） ・動力変圧器（高圧炉心スプレイ系用） ・460V 原子炉建屋交流電源切替盤（非常用） ・中央制御室 120V 交流分電盤（非常用） ・ガスタービン発電機接続盤 ・メタルクラッドスイッチギア（緊急用） ・動力変圧器（緊急用） ・パワーセンタ（緊急用） ・モータコントロールセンタ（緊急用） ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ接続盤 ・460V 原子炉建屋交流電源切替盤（緊急用） ・120V 原子炉建屋交流電源切替盤（緊急用） ・中央制御室 120V 交流分電盤（緊急用） ・125V 充電器 2A 及び2B
		変更なし

変更前	変更後												
<p>第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（13/18）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">設備分類</th> <th style="width: 20%;">定義</th> <th style="width: 65%;">主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">2. 常設重大事故緩和設備</td> <td style="vertical-align: top;">重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</td> <td style="vertical-align: top;"> <ul style="list-style-type: none"> ・125V 直流主母線盤 2A 及び 2B ・125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1 ・125V 直流分電盤 2A-1, 2A-2, 2A-3, 2B-1, 2B-2 及び 2B-3 ・125V 直流電源切替盤 2A 及び 2B ・125V 直流 RCIC モータコントロールセンタ ・125V 充電器 2H ・125V 直流主母線盤 2H ・125V 代替充電器 ・メタルクラッドスイッチギア（緊急時対策所用） ・動力変圧器（緊急時対策所用） ・モータコントロールセンタ（緊急時対策所用） ・105V 交流電源切替盤（緊急時対策所用） ・105V 交流分電盤（緊急時対策所用） ・120V 交流分電盤（緊急時対策所用） ・210V 交流分電盤（緊急時対策所用） ・125V 直流主母線盤（緊急時対策所用） </td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td style="vertical-align: top;"> <p>7. 補機駆動用燃料設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備軽油タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・関連配管 </td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td style="vertical-align: top;"> <p>8. 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯留堰〔C〕 ・取水口〔C〕 ・取水路〔C〕 ・海水ポンプ室〔C〕 </td> </tr> </tbody> </table>	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）	2. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<ul style="list-style-type: none"> ・125V 直流主母線盤 2A 及び 2B ・125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1 ・125V 直流分電盤 2A-1, 2A-2, 2A-3, 2B-1, 2B-2 及び 2B-3 ・125V 直流電源切替盤 2A 及び 2B ・125V 直流 RCIC モータコントロールセンタ ・125V 充電器 2H ・125V 直流主母線盤 2H ・125V 代替充電器 ・メタルクラッドスイッチギア（緊急時対策所用） ・動力変圧器（緊急時対策所用） ・モータコントロールセンタ（緊急時対策所用） ・105V 交流電源切替盤（緊急時対策所用） ・105V 交流分電盤（緊急時対策所用） ・120V 交流分電盤（緊急時対策所用） ・210V 交流分電盤（緊急時対策所用） ・125V 直流主母線盤（緊急時対策所用） 			<p>7. 補機駆動用燃料設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備軽油タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・関連配管 			<p>8. 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯留堰〔C〕 ・取水口〔C〕 ・取水路〔C〕 ・海水ポンプ室〔C〕 	<p>変更なし</p>
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）											
2. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<ul style="list-style-type: none"> ・125V 直流主母線盤 2A 及び 2B ・125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1 ・125V 直流分電盤 2A-1, 2A-2, 2A-3, 2B-1, 2B-2 及び 2B-3 ・125V 直流電源切替盤 2A 及び 2B ・125V 直流 RCIC モータコントロールセンタ ・125V 充電器 2H ・125V 直流主母線盤 2H ・125V 代替充電器 ・メタルクラッドスイッチギア（緊急時対策所用） ・動力変圧器（緊急時対策所用） ・モータコントロールセンタ（緊急時対策所用） ・105V 交流電源切替盤（緊急時対策所用） ・105V 交流分電盤（緊急時対策所用） ・120V 交流分電盤（緊急時対策所用） ・210V 交流分電盤（緊急時対策所用） ・125V 直流主母線盤（緊急時対策所用） 											
		<p>7. 補機駆動用燃料設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備軽油タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク ・ガスタービン発電設備軽油タンク ・関連配管 											
		<p>8. 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯留堰〔C〕 ・取水口〔C〕 ・取水路〔C〕 ・海水ポンプ室〔C〕 											

変更前	変更後						
<p>第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（14/18）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">設備分類</th> <th style="width: 25%;">定義</th> <th style="width: 60%;">主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">3. 常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）</td> <td style="vertical-align: top;">設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する常設重大事故緩和設備以外の常設のもの</td> <td style="vertical-align: top;"> 1. 原子炉冷却系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却水系熱交換器[S] ・原子炉補機冷却水ポンプ[S] ・原子炉補機冷却海水ポンプ[S] ・原子炉補機冷却水サージタンク[S] ・原子炉補機冷却海水系ストレーナ[S] ・関連配管[S] 2. 非常用電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル機関[S] ・非常用ディーゼル発電設備調速装置[S] ・非常用ディーゼル発電設備非常調速装置[S] ・非常用ディーゼル発電設備機関付清水ポンプ[S] ・非常用ディーゼル発電設備空気だめ(自動)[S] ・非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク[S] ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ[S] ・非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル発電機[S] ・非常用ディーゼル発電設備励磁装置[S] ・非常用ディーゼル発電設備保護継電装置[S] ・関連配管[S] ・関連弁[S] </td> </tr> </tbody> </table>		設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）	3. 常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する常設重大事故緩和設備以外の常設のもの	1. 原子炉冷却系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却水系熱交換器[S] ・原子炉補機冷却水ポンプ[S] ・原子炉補機冷却海水ポンプ[S] ・原子炉補機冷却水サージタンク[S] ・原子炉補機冷却海水系ストレーナ[S] ・関連配管[S] 2. 非常用電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル機関[S] ・非常用ディーゼル発電設備調速装置[S] ・非常用ディーゼル発電設備非常調速装置[S] ・非常用ディーゼル発電設備機関付清水ポンプ[S] ・非常用ディーゼル発電設備空気だめ(自動)[S] ・非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク[S] ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ[S] ・非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル発電機[S] ・非常用ディーゼル発電設備励磁装置[S] ・非常用ディーゼル発電設備保護継電装置[S] ・関連配管[S] ・関連弁[S]
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）					
3. 常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する常設重大事故緩和設備以外の常設のもの	1. 原子炉冷却系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却水系熱交換器[S] ・原子炉補機冷却水ポンプ[S] ・原子炉補機冷却海水ポンプ[S] ・原子炉補機冷却水サージタンク[S] ・原子炉補機冷却海水系ストレーナ[S] ・関連配管[S] 2. 非常用電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル機関[S] ・非常用ディーゼル発電設備調速装置[S] ・非常用ディーゼル発電設備非常調速装置[S] ・非常用ディーゼル発電設備機関付清水ポンプ[S] ・非常用ディーゼル発電設備空気だめ(自動)[S] ・非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク[S] ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ[S] ・非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル発電機[S] ・非常用ディーゼル発電設備励磁装置[S] ・非常用ディーゼル発電設備保護継電装置[S] ・関連配管[S] ・関連弁[S] 					
	変更なし						

変更前			変更後
第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（15/18）			
設備分類	定義	主要設備 ([]内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)	
4. 常設耐震重要重大事故防止設備 以外の常設重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの以外のもの	1. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式) [C] ・使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ・使用済燃料プール監視カメラ	変更なし
		2. 原子炉冷却系統施設 ・関連配管	
		3. 計測制御系統施設 ・ドライウェル圧力[S] ・ドライウェル温度[S] ・無線連絡設備(固定型) [C] ・衛星電話設備(固定型) [C]	
		4. 放射線管理施設 ・2次しゃへい壁(原子炉建屋原子炉等外壁) [B] ・補助しゃへい(原子炉建屋) [B] ・補助しゃへい(制御建屋) [B]	
		5. 非常用取水設備 ・取水口[C] ・取水路[C] ・海水ポンプ室[C]	

変更前			変更後
第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（16/18）			
設備分類	定義	主要設備 ([]内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)	
5. 常設重大事故防止設備(設計基準拡張)	設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	1. 原子炉冷却系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系熱交換器[S] ・残留熱除去系ポンプ[S] ・残留熱除去系ストレーナ[S] ・ドライウェルスブレイ管 ・サブプレッションチェンバースブレイ管 ・高圧炉心スプレイ系ポンプ[S] ・復水貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ストレーナ[S] ・低圧炉心スプレイ系ポンプ[S] ・低圧炉心スプレイ系ストレーナ[S] ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・原子炉補機冷却水系熱交換器[S] ・原子炉補機冷却水ポンプ[S] ・原子炉補機冷却海水ポンプ[S] ・原子炉補機冷却水系サージタンク[S] ・原子炉補機冷却海水系ストレーナ[S] ・高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器[S] ・高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ[S] ・高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ[S] ・高圧炉心スプレイ補機冷却水系サージタンク[S] ・高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ[S] ・関連配管[S, B] ・関連弁[S] ・炉心支持構造物 ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・ジェットポンプ ・高圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部） ・高圧炉心スプレイスパージャ ・低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部） ・低圧炉心スプレイスパージャ ・給水スパージャ ・残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部） 	変更なし

変更前		変更後
第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（17/18）		
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
5. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 3. 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力[S] ・高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力[S] ・残留熱除去系ポンプ出口圧力[C] ・低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力[C] ・残留熱除去系熱交換器入口温度[C] ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量[S] ・高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量[S] ・残留熱除去系ポンプ出口流量[S] ・低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量[S] ・原子炉補機冷却水系系統流量 ・残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量[C] ・6-2H 母線電圧[S] ・HPCS125V 直流主母線電圧[S] </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 5px;"> 4. 原子炉格納施設 <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系ポンプ ・残留熱除去系ストレーナ ・ドライウェルスプレイ管 ・サブプレッションチェンバースプレイ管 ・関連配管 ・関連弁 ・原子炉格納容器 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 5px;"> 5. 非常用電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル機関[S] ・非常用ディーゼル発電設備調速装置[S] ・非常用ディーゼル発電設備非常調速装置[S] ・非常用ディーゼル発電設備機関付清水ポンプ[S] ・非常用ディーゼル発電設備空気だめ（自動）[S] ・非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク[S] ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ[S] ・非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル発電機[S] ・非常用ディーゼル発電設備励磁装置[S] </div>
		変更なし

変更前			変更後
第2.1.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（18/18）			
		主要設備 （〔 〕内は設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）	
5. 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備保護継電装置[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備調速装置[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常調速装置[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備機関付清水ポンプ[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備空気だめ（自動）[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンク[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備励磁装置[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備保護継電装置[S] ・125V 蓄電池 2H[S] ・関連配管[S] ・関連弁[S] ・125V 充電器 2H ・125V 直流分電盤 2H 	変更なし

変更前	変更後
<p>2.2 津波による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の津波による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。</p> <p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止 設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち自然現象による損傷の防止において、発電所敷地で想定される風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他、供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。</p> <p>地震及び津波を含む自然現象の組合せについて、火山については積雪と風（台風）、基準地震動 S_s については積雪、基準津波については弾性設計用地震動 S_d と積雪の荷重を、施設の形状及び配置に応じて考慮する。</p> <p>地震、津波と風（台風）の組合せについても、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。</p> <p>組み合わせる積雪深の大きさは、発電所の最寄りの気象官署である石巻特別地域気象観測所で観測された月最深積雪の最大値である 43cm とし、風速の大きさは「建築基準法」を準用して基準風速 30m/s とする。</p> <p>組み合わせる積雪深は、地震及び津波と組み合わせる場合は、「建築基準法」に定められた平均的な積雪荷重を与えるための係数 0.35 を考</p>	<p>2.2 津波による損傷の防止 変更なし</p> <p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>慮する。</p> <p>設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち人為による損傷の防止において、発電所敷地又はその周辺において想定される爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害により発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）に対してその安全性が損なわれないよう、防護措置又は対象とする発生源から一定の距離を置くことによる適切な措置を講じる。</p> <p>想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下）については、防護設計の可否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を受けている。工事計画認可申請時に、設置（変更）許可申請時から、防護設計の可否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認していることから、設計基準対象施設に対して防護措置その他適切な措置を講じる必要はない。</p> <p>なお、定期的に航空路の変更状況を確認し、防護措置の可否を判断することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>航空機落下及び爆発以外に起因する飛来物については、発電所周辺の社会環境からみて、発生源が設計基準対象施設から一定の距離が確保されており、設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないため、防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。</p> <p>また、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対する防護措置には、設計基準対象施設が安全性を損なわないために必要な設計基準対象施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含</p>	

変更前	変更後
<p>む。)への措置を含める。</p> <p>重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止において、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対して、「5.1.2 多様性、位置的分散等」及び「5.1.5 環境条件等」の基本設計方針に基づき、必要な機能が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じる。</p> <p>設計基準対象施設又は重大事故等対処設備に対して講じる防護措置として設置する施設は、その設置状況並びに防護する施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類に応じた地震力に対し構造強度を確保し、外部からの衝撃を考慮した設計とする。</p> <p>2.3.1 外部からの衝撃より防護すべき施設</p> <p>設計基準対象施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないように、外部からの衝撃より防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち、「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」で規定されているクラス1、クラス2及び安全評価上その機能に期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器（以下「外部事象防護対象施設」という。）とする。また、外部事象防護対象施設の防護設計については、外部からの衝撃により外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある外部事象防護対象施設以外の施設についても考慮する。さらに、重大事故等対処設備についても、重大事故防止設備が、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽（使用済燃料プール）の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と</p>	<p>2.3.1 外部からの衝撃より防護すべき施設</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>同時に必要な機能が損なわれないことがないよう、外部からの衝撃より防護すべき施設に含める。</p> <p>上記以外の設計基準対象施設については、機能を維持すること若しくは損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全性を損なわない設計とする。</p> <p>2.3.2 設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重との組合せ</p> <p>科学的技術的知見を踏まえ、外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち、特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器は、建屋内に設置すること、又は可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管すること等により、当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重と重なり合わない設計とする。</p> <p>具体的には、建屋内に設置される外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備については、建屋によって自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を防止することにより、設計基準事故又は重大事故等が発生した場合でも、自然現象（地震及び津波を除く。）による影響を受けない設計とする。</p>	<p>2.3.2 設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重との組合せ 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>屋外に設置されている外部事象防護対象施設については、設計基準事故が発生した場合でも、機器の運転圧力や温度等が変わらないため、設計基準事故時荷重が発生するものではなく、自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃と重なることはない。</p> <p>屋外に設置される重大事故等対処設備について、竜巻に対しては位置的分散を考慮した配置とするなど、重大事故等が発生した場合でも、重大事故等時の荷重と自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃を同時に考慮する必要のない設計とする。</p> <p>したがって、自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃と設計基準事故又は重大事故等時の荷重は重なることのない設計とする。</p> <p>2.3.3 設計方針</p> <p>外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は、以下の自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に係る設計方針に基づき設計する。</p> <p>自然現象（地震及び津波を除く。）のうち森林火災、人為事象のうち爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両及び有毒ガスの設計方針については「c. 外部火災」の設計方針に基づき設計する。</p> <p>なお、危険物を搭載した車両については、近隣工場等の火災及び有毒ガスの中で取り扱う。</p> <p>(1) 自然現象</p> <p>a. 竜巻</p>	<p>2.3.3 設計方針</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>外部事象防護対象施設は、竜巻防護に係る設計時に、設置（変更）許可を受けた最大風速 100m/s の竜巻（以下「設計竜巻」という。）が発生した場合について竜巻より防護すべき施設に作用する荷重を設定し、外部事象防護対象施設が安全機能を損なわないよう、それぞれの施設の設置状況等を考慮して影響評価を実施し、外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがある場合は、影響に応じた防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また、重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>さらに、外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影響及び竜巻の随伴事象による影響について考慮した設計とする。</p> <p>なお、定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に評価を行うことを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(a) 影響評価における荷重の設定</p> <p>構造強度評価においては、風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに竜巻以外の荷重を適切に組み合わせた設計荷重を設定する。</p> <p>風圧力による荷重及び気圧差による荷重としては、設計竜巻の特性値に基づいて設定する。</p> <p>飛来物の衝撃荷重としては、設置（変更）許可を受けた設計</p>	

変更前	変更後
<p>飛来物である鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×高さ 0.2m，質量 135kg，飛来時の水平速度 46.6m/s，飛来時の鉛直速度 16.7～34.7m/s）よりも運動エネルギー又は貫通力が大きな重大事故等対処設備，資機材等は設置場所及び障害物の有無を考慮し，固縛，固定又は外部事象防護対象施設等からの離隔を実施すること，並びに車両については入構管理及び退避を実施することにより飛来物とならない措置を講じることから，設計飛来物が衝突する場合の荷重を設定することを基本とする。さらに，設計飛来物に加えて，竜巻の影響を考慮する施設の設置状況その他環境状況を考慮し，評価に用いる飛来物の衝突による荷重を設定する。</p> <p>なお，飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物である鋼製材よりも大きな重大事故等対処設備，資機材等については，その保管場所，設置場所及び障害物の有無を考慮し，外部事象防護対象施設，飛来物の衝突により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわないよう設置する防護措置（以下「防護対策施設」という。）及び外部事象防護対象施設を内包する施設に衝突し，外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には，固縛，固定又は外部事象防護対象施設等からの離隔によって，浮き上がり又は横滑りにより外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼすような飛来物とならない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備，資機材等の固縛，固定又は外部事象防護対象施設からの離隔を実施すること，並びに車両について</p>	

変更前	変更後
<p>は、入構管理及び退避を実施することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(b) 竜巻に対する影響評価及び竜巻防護対策</p> <p>屋外の外部事象防護対象施設は、安全機能を損なわないよう、設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>屋内の外部事象防護対象施設については、設計荷重に対して安全機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設を内包する施設により防護する設計とすることを基本とし、外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設及び建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の外部事象防護対象施設は、加わるおそれがある設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し、安全機能を損なわないよう、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>外部事象防護対象施設の安全機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を考慮した配置とすることにより、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。</p> <p>また、屋外の重大事故等対処設備は、その保管場所及び設置場所を考慮し、外部事象防護対象施設及び防護対策施設に衝突</p>	

変更前	変更後
<p>し、外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には、浮き上がり若しくは横滑りを拘束することにより、飛来物とならない設計とする。ただし、浮き上がり又は横滑りを拘束する車両の重大事故等対処設備のうち、地震時の移動等を考慮して地震後の機能を維持する設備は、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう、余長を有する固縛で拘束する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように、重大事故等対処設備を内包する施設により防護する設計とすることを基本とする。</p> <p>防護措置として設置する防護対策施設としては、竜巻防護ネット（ネット（金網部）（硬鋼線材：線径φ4mm，網目寸法50mm及び40mm），防護板（炭素鋼：板厚8mm以上）及び支持部材により構成する。）及び竜巻防護鋼板（防護鋼板（炭素鋼：板厚8mm以上）及び架構により構成する。）を設置し、内包する外部事象防護対象施設の機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。防護対策施設は、地震時において外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備を内包する施設については、設計荷重に対する構造強度評価を実施し、内</p>	

変更前	変更後
<p>包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の機能を損なわないよう、飛来物が内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突することを防止可能な設計とすることを基本とする。飛来物が内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突し、その機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また、外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は、設計荷重により、機械的及び機能的な波及的影響により機能を損なわない設計とする。外部事象防護対象施設に対して、重大事故等対処設備を含めて機械的な影響を及ぼす可能性がある施設は、設計荷重に対し、当該施設の倒壊、損壊等により外部事象防護対象施設に損傷を与えない設計とする。当該施設が機能喪失に陥った場合に外部事象防護対象施設も機能喪失させる機能的影響を及ぼす可能性がある施設は、設計荷重に対し、必要な機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>海水ポンプ室門型クレーンは、竜巻の襲来が予測される場合には、クレーン作業を中止し、外部事象防護対象施設に影響を及ぼさない停留位置へ固定を行う運用等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>竜巻随件事象を考慮する施設は、過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の配置から竜巻の随件事象として想定される火災、溢水及び外部電源喪失による影響を考慮し、竜巻の随件事象に対する影響評価を実施し、外部事象防護対象施設及</p>	

変更前	変更後
<p>び重大事故等対処設備に竜巻による随件事象の影響を及ぼさない設計とする。竜巻随伴による火災に対しては、火災による損傷の防止における想定に包絡される設計とする。また、竜巻随伴による溢水に対しては、溢水による損傷の防止における溢水量の想定に包絡される設計とする。さらに、竜巻随伴による外部電源喪失に対しては、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能な設計とする。</p> <p>b. 火山</p> <p>外部事象防護対象施設は、発電所の運用期間中において発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象として設置（変更）許可を受けた降下火砕物の特性を設定し、その降下火砕物が発生した場合においても、外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に評価することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(a) 防護設計における降下火砕物の特性の設定</p> <p>設計に用いる降下火砕物は、設置（変更）許可を受けた層厚 15cm、粒径 2mm 以下、密度 0.7g/cm³（乾燥状態）～1.5g/cm³（湿潤状態）と設定する。</p> <p>(b) 降下火砕物に対する防護対策</p>	

変更前	変更後
<p>降下火砕物の影響を考慮する施設は、降下火砕物による「直接的影響」及び「間接的影響」に対して、以下の適切な防護措置を講じることで安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>イ. 直接的影響に対する設計方針</p> <p>(イ) 構造物への荷重</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設について、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮する。</p> <p>これらの施設については、降下火砕物を除去することにより、降下火砕物による荷重並びに火山と組み合わせる積雪及び風（台風）の荷重を短期的な荷重として考慮し、機能を損なうおそれがないよう構造健全性を維持する設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物が長期的に堆積しないよう当該施設に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な荷重により機能を損なわないように、降下火砕物による組合せを考慮した荷重に対し安全裕度を有する建屋内に設置する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物による荷重により機能を損なわないように、降下火砕物を適宜</p>	

変更前	変更後
<p>除去することにより, 設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>なお, 降下火砕物により必要な機能を損なうおそれがないよう屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ロ) 閉塞</p> <p>i. 水循環系の閉塞</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち, 降下火砕物を含む海水の流路となる施設については, 降下火砕物に対し, 機能を損なうおそれがないよう, 降下火砕物の粒径に対し十分な流路幅を設けることにより, 水循環系の狭隘部が閉塞しない設計とする。</p> <p>ii. 換気系, 電気系及び計測制御系に対する機械的影響 (閉塞)</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち, 非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)は, 吸気口上流側の外気取入口にルーバを設置し, 下側から吸い込む構造とすることにより, 降下火砕物が流路に侵入しにくい設計とする。排気筒及び非常用ガス処理系(屋外配管)は, 排気筒の排気により降下火砕物を侵入し難くすることで排気流路が閉塞しない設計と</p>	

変更前	変更後
<p>する。</p> <p>また、外気を取り入れる非常用換気空調系（外気取入口）及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の空気の流路にそれぞれバグフィルタを設置することにより、フィルタメッシュより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし、更に降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関は、フィルタを通過した小さな粒径の降下火砕物が侵入した場合でも、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p>非常用換気空調系（外気取入口）以外の降下火砕物を含む空気の流路となる換気系、電気系及び計測制御系の施設についても、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造、又は降下火砕物が侵入した場合でも、降下火砕物により流路が閉塞しない設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物により閉塞しないよう外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は事故時運転モードへ切替えることを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ハ) 摩耗</p> <p>i. 水循環系の内部における摩耗</p>	

変更前	変更後
<p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設の内部における摩耗については、主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから、摩耗による影響は小さい。また当該施設については、定期的な内部点検及び日常保守管理により、状況に応じて補修が可能であり、摩耗により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（摩耗）</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、降下火砕物を含む空気を取り込みかつ摺動部を有する換気系、電気系及び計測制御系の施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造とすること又は摩耗しにくい材料を使用することにより、摩耗しにくい設計とする。</p> <p>なお、摩耗が進展しないようバグフィルタの取替え又は清掃すること等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(二) 腐食</p> <p>i. 構造物の化学的影響（腐食）</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設</p>	

変更前	変更後
<p>については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>なお、長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な腐食により機能を損なわないように、耐食性のある塗装を実施した建屋内に設置する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物を適宜除去することにより、降下火砕物による腐食に対して、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物により腐食の影響が生じないよう、屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>ii. 水循環系の化学的影響（腐食）</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装等を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>なお、長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p> <p>iii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食）</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる換気系、電気系及び計測制御系の施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>なお、長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。</p> <p>(ホ) 発電所周辺の大気汚染</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、中央制御室換気空調系については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、バグフィルタを設置することにより、降下火砕物が中央制御室に侵入しにくい設計とする。</p> <p>また、中央制御室換気空調系については、外気取入ダンパの閉止及び事故時運転モードとすることにより、中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止する。さらに外気取入遮断時において、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し、室内の居住性を確保する設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>なお, 降下火砕物による中央制御室の大気汚染を防止するよう事故時運転モードへの切替え等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(へ) 絶縁低下</p> <p>外部事象防護対象施設等及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼし得る施設のうち, 空気を取り込む機構を有する電気系及び計測制御系の盤については, 降下火砕物に対し, 機能を損なうおそれがないよう, 計測制御用電源設備(無停電電源装置)及び非常用所内電気設備(所内低圧系統)の設置場所の非常用換気空調系にバグフィルタを設置することにより, 降下火砕物が侵入しにくい設計とする。</p> <p>なお, 降下火砕物による電気系及び計測制御系の盤の絶縁低下を防止するようバグフィルタの取替え又は清掃することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>ロ. 間接的影響に対する設計方針</p> <p>降下火砕物による間接的影響である長期(7日間)の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し, 原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないようにするために, 7日間の電源供給が継続できるよう, 非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)の燃料を貯蔵するための軽油タンク及び燃料を移送するための燃料移送ポンプ等を降下火砕物の影響を受けないよう設置する設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>c. 外部火災</p> <p>想定される外部火災において、火災源を発電所敷地内及び敷地外に設定し外部事象防護対象施設に係る温度や距離を算出し、それらによる影響評価を行い、最も厳しい火災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。</p> <p>外部事象防護対象施設は、防火帯の設置、離隔距離の確保、建屋による防護によって、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、防火帯により防護することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>外部火災の影響については、定期的な評価の実施を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(a) 防火帯幅の設定に対する設計方針</p> <p>自然現象として想定される森林火災については森林火災シミュレーション解析コードを用いて求めた最大火線強度(4,428kW/m)から設定し、設置(変更)許可を受けた防火帯(約20m)を敷地内に設ける設計とする。</p> <p>また、防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とする。</p> <p>(b) 発電所敷地内の火災・爆発源に対する設計方針</p> <p>火災・爆発源として、森林火災、発電所敷地内に設置する屋外の危険物タンク、危険物貯蔵所、常時危険物を貯蔵する一般</p>	

変更前	変更後
<p>取扱所及び危険物を内包する貯蔵設備以外の設備（以下「危険物貯蔵施設等」という。）の火災・爆発，航空機墜落による火災及び敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災を想定し，火災源からの外部事象防護対象施設への熱影響を評価する。</p> <p>なお，発電所敷地内には屋外で爆発する可能性のある設備を設置していないことからガス爆発によって評価対象施設の安全機能が損なわれることはない。</p> <p>外部事象防護対象施設の評価条件を以下のように設定し，評価する。評価結果より火災源ごとに輻射強度，燃焼継続時間等を求め，外部事象防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した，火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度（200℃）となる危険距離及び屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度（排気筒の表面温度 325℃並びに復水貯蔵タンクの貯留水を使用する補給水系の系統最高使用温度 66℃並びに原子炉補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を上部軸受の機能維持に必要な 40℃及び下部軸受の機能維持に必要な 55℃並びに高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの冷却空気温度を上部軸受及び下部軸受の機能維持に必要な温度である 55℃）となる危険距離を算出し，その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計，又は建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し，その温度が許容温度を満足する設計とする。</p> <p>・森林火災については，発電所周辺の植生を確認し，作成した</p>	

変更前	変更後
<p>植生データ等を基に求めた防火帯の外縁（火災側）における火災輻射発散度（建屋及び復水貯蔵タンク評価においては477kW/m²、排気筒評価においては367kW/m²、その他評価においては408kW/m²）を用いて危険距離を求め評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災については、貯蔵量等を勘案して火災源ごとに建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め、評価する。 また、燃料補充用のタンクローリ火災が発生した場合の影響については、燃料補充時は監視人が立会を実施することを保安規定に定めて管理し、万一の火災発生時は速やかに消火活動が可能とすることにより、外部事象防護対象施設に影響がない設計とする。 ・航空機墜落による火災については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成21・06・25原院第1号（平成21年6月30日原子力安全・保安院一部改正））により墜落確率が10⁻⁷（回/炉・年）となる面積及び離隔距離を算出し、外部事象防護対象施設への影響が最も厳しくなる地点で火災が起こることを想定し、建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め、評価する。 ・敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落火災の重畳については、各々の火災の評価条件により算出した輻射強度、燃焼継続時間等により、外部事象防護対象施設の受熱面に対し、最も厳しい条件となる火災源と外部事象防護対象施設を選定し、建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設 	

変更前	変更後
<p>の温度を求め評価する。</p> <p>(c) 発電所敷地外の火災・爆発源に対する設計方針</p> <p>発電所敷地外での火災・爆発源に対して、必要な離隔距離を確保することで、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所敷地外 10km 以内の範囲において、火災により発電用原子炉施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設は存在しないため、火災による発電用原子炉施設への影響については考慮しない。 ・ 発電所敷地外半径 10km 以内の産業施設、燃料輸送車両及び漂流船舶の火災については、外部事象防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度となる危険距離及び屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。 <p>なお、漂流船舶の火災については、発電所敷地外半径 10km を主要航路とする船舶が存在しないことから、発電所内の港湾施設に入港する船舶の中で燃料の積載量が最大である船舶の火災を想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所敷地外半径 10km 以内の産業施設、燃料輸送車両及び漂流船舶の爆発については、ガス爆発の爆風圧が 0.01MPa となる危険限界距離を算出し、その危険限界距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。また、ガス爆発による容器破損 	

変更前	変更後
<p>時に破片の最大飛散距離を算出し、最大飛散距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。</p> <p>なお、漂流船舶の爆発については、爆発のおそれがある船舶が発電所敷地外半径 10km 以内を航行していないため、船舶の爆発による発電用原子炉施設への影響については考慮しない。</p> <p>(d) 二次的影響（ばい煙）に対する設計方針</p> <p>屋外に開口しており空気の流路となる設備及び換気空調系統に対し、ばい煙の侵入を防止するため、適切な防護対策を講じることで外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>イ. 換気空調系</p> <p>外部火災によるばい煙が発生した場合には、侵入を防止するためフィルタを設置する設計とする。</p> <p>なお、室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために、ばい煙の侵入を防止するよう外気取入ダンパの閉止及び事故時運転モードへの切替えによる外気の遮断を保安規定に定めて管理する。</p> <p>ロ. 安全保護装置</p> <p>外部事象防護対象施設のうち空調系統にて空調管理されており間接的に外気と接する安全保護装置盤については、フィルタを設置することによりばい煙が侵入しにくい設計とする。</p> <p>ハ. 非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル</p>	

変更前	変更後
<p>発電機を含む。）</p> <p>非常用ディーゼル発電機(高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)については、フィルタを設置することによりばい煙が侵入しにくい設計とする。</p> <p>また、ばい煙が侵入したとしてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし、ばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p>ニ. 原子炉補機冷却海水ポンプ及び高压炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ</p> <p>原子炉補機冷却海水ポンプ用電動機及び高压炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ用電動機については、モータ部を全閉構造とすることにより、ばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却海水ポンプ用電動機の空気冷却部は、ばい煙が侵入した場合においてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし、ばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p>(e) 有毒ガスに対する設計方針</p> <p>外部火災起因を含む有毒ガスが発生した場合には、中央制御室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために設置した外気取入ダンパを閉止し、中央制御室内の空気を事故時運転モードへ切替えの実施及び必要に応じ中央制御室以外の空調ファンを停止することにより、有毒ガスの侵入を防止する設計とする。</p> <p>なお、外気取入ダンパの閉止及び事故時運転モードへ切替えによる外気の遮断及び空調ファンの停止による外気流入の抑</p>	

変更前	変更後
<p>制を保安規定に定めて管理する。</p> <p>主要道路，鉄道線路，一般航路及び石油コンビナート施設は離隔距離を確保することで事故等による火災に伴う発電所への有毒ガスの影響がない設計とする。</p> <p>d. 風（台風）</p> <p>外部事象防護対象施設は，風荷重を「建築基準法」に基づき設定し，外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>e. 凍結</p> <p>外部事象防護対象施設は，設計基準温度による凍結に対して，屋内施設については換気空調系により環境温度を維持し，屋外施設については保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>f. 降水</p> <p>外部事象防護対象施設は、降水による浸水に対して、設計基準降水量を上回る排水能力を有する構内排水路による海域への排水及び建屋止水処置を行う設計とする。</p> <p>降水による荷重に対して、排水口及び構内排水路による海域への排水により、外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、環境条件等を考慮することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>g. 積雪</p> <p>外部事象防護対象施設は、発電所の最寄りの気象官署である石巻特別地域気象観測所の観測記録に基づき設定した設計基準積雪量による積雪荷重に対して、機械的強度を有すること、また、閉塞に対して、非常用換気空調系の給排気口を設計基準積雪量より高所に設置することにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、環境条件等を考慮すること、及び除雪の実施により、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に</p>	

変更前	変更後
<p>その機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、除雪を適宜実施することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>h. 落雷</p> <p>外部事象防護対象施設は、発電所の雷害防止対策として、原子炉建屋等への避雷針の設置を行うとともに、設計基準電流値による雷サージに対して、接地網の敷設による接地抵抗の低減等及び安全保護装置への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、必要に応じ避雷設備又は接地設備により防護することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>i. 生物学的事象</p> <p>外部事象防護対象施設は、生物学的事象に対して、海生生物であるクラゲ等の発生を考慮して除塵装置及び海水ストレーナを設置し、必要に応じて塵芥を除去する設計とする。また、小動物の侵入に対して、屋内施設は建屋止水処置等により、屋外施設は、端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、生物学的事象に対して、小動物の侵入を防止し、海生生物に対して、侵入を防止する又は予備を有することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>j. 高潮 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備(非常用取水設備を除く。)は、高潮の影響を受けない敷地高さ(0.P.+3.5m)以上に設置することにより、高潮により影響を受けることがない設計とする。</p> <p>(2) 人為事象</p> <p>a. 船舶の衝突 外部事象防護対象施設は、航路からの離隔距離を確保すること、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、防波堤等に衝突して止まること及び呑み口が広く、取水性を損なわないことから、船舶の衝突により安全機能を損なわない設計とする。 重大事故等対処設備は、航路からの離隔距離を確保すること、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、防波堤等に衝突して止まること及び設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置することにより、船舶の衝突により取水性を損なわない設計とする。</p> <p>b. 電磁的障害 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は、電磁波によりその機能を損なうことがないように、ラインフィルタや絶縁回路の設置、又は鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により、電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p>c. 航空機の墜落 重大事故等対処設備は、建屋内に設置するか、又は屋外におい</p>	

変更前	変更後
<p>て設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。</p>	
<p>3. 火災</p> <p>3.1 火災による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統施設の火災による損傷の防止の基本設計方針については、火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。</p>	<p>3. 火災</p> <p>3.1 火災による損傷の防止</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>
<p>4. 溢水等</p> <p>4.1 溢水等による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統の溢水等による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。</p>	<p>4. 溢水等</p> <p>4.1 溢水等による損傷の防止</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>
<p>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5.1.1 通常運転時の一般要求</p> <p>(1) 設計基準対象施設の機能</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管、ポンプ、弁その他の設備から放射性物質</p>	<p>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5.1.1 通常運転時の一般要求</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>を含む液体があふれ出た場合においては、系統外に漏えいさせることなく、各建屋等に設けられた機器ドレン、床ドレン等のサンプル又はタンクに収集し、液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。</p> <p>5.1.2 多様性、位置的分散等</p> <p>(1) 多重性又は多様性及び独立性</p> <p>設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、当該系統を構成する機器に「(2) 単一故障」にて記載する単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できるよう、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、共通要因として、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（以下「人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。</p> <p>発電所敷地で想定される自然現象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定する。</p> <p>自然現象の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p>人為事象として、飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火</p>	<p>5.1.2 多様性、位置的分散等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。</p> <p>原子炉建屋、制御建屋、緊急用電気品建屋及び緊急時対策建屋(以下「建屋等」という。)については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。</p> <p>重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を確保し、位置的分散を図ることを考慮する。</p> <p>a. 常設重大事故等対処設備</p> <p>常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽(使用済燃料プール)の冷却設備及び注水設備(以下「設計基準事故対処設備等」という。)の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、異なる物理量又は測定原理とする等、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とするとともに、可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合に</p>	

変更前	変更後
<p>おける温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風），凍結，降水，積雪及び電磁的障害に対して常設重大事故防止設備は，環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>常設重大事故防止設備は，「1. 地盤等」に基づく地盤に設置するとともに，地震，津波及び火災に対して，「2.1 地震による損傷の防止」，「2.2 津波による損傷の防止」及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>溢水に対しては，可能な限り多様性を有し，位置的分散を図ることで，想定する溢水水位に対して同時に機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>地震，津波，溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように，可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。</p> <p>風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災，爆発，近隣工場等の火災，危険物を搭載した車両，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，常設重大事故防止設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか，又は設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないように，設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り，屋外に設置する。</p> <p>落雷に対して常設代替交流電源設備は，避雷設備等により防護</p>	

変更前	変更後
<p>する設計とする。</p> <p>生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は, 侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は, 侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>高潮に対して常設重大事故防止設備(非常用取水設備を除く。)は, 高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。</p> <p>飛来物(航空機落下)に対して常設重大事故防止設備は, 設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように, 設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。</p> <p>常設重大事故緩和設備についても, 共通要因の特性を踏まえ, 可能な限り上記を考慮して多様性, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>サポート系の故障に対しては, 系統又は機器に供給される電力, 空気, 油及び冷却水を考慮し, 常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源, 冷却源を用いる設計, 又は駆動源, 冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また, 常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。</p> <p>b. 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型重大事故防止設備は, 設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわ</p>	

変更前	変更後
<p>れるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1. 地盤等」に基づく地盤に設置された建屋等内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する設計とする。</p> <p>地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「2.1 地</p>	

変更前	変更後
<p>震による損傷の防止」及び「2.2 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。</p> <p>火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。</p> <p>重大事故等対処設備に期待する機能については、溢水影響を受けて設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないよう、被水及び蒸気影響に対しては可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、没水の影響に対しては溢水水位を考慮した位置に設置又は保管する。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>クラゲ等の海生生物の影響を受けるおそれのある屋外の可搬</p>	

変更前	変更後
<p>型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。</p> <p>高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。</p> <p>飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋等から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油及び冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り、異なる水源を用いる設計とする。</p> <p>c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口</p> <p>原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続するこ</p>	

変更前	変更後
<p>とができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置又は建屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。</p> <p>風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して接続口は、「1. 地盤等」に基づく地盤上の建屋内又は建屋面に複数箇所設置する。</p> <p>地震、津波及び火災に対して接続口は、「2.1 地震による損傷の防止」、「2.2 津波による損傷の防止」及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>溢水に対して接続口は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対しては、接続口は、建屋内及び建屋面の適切に隔離した隣接しない位置に複数箇所設置する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置又は建屋内及び建屋面の適切に隔離した位置</p>	

変更前	変更後
<p>に複数箇所設置する。</p> <p>生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して、屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。</p> <p>また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量を確保し、状況に応じて、それぞれの系統に必要な容量を同時に供給できる設計とする。</p> <p>(2) 単一故障</p> <p>安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。</p> <p>短期間と長期間の境界は 24 時間とする。</p> <p>ただし、非常用ガス処理系の配管の一部及び非常用ガス処理系フィルタ装置、中央制御室換気空調系のダクトの一部及び中央制御室再循環フィルタ装置並びに残留熱除去系(格納容器スプレー冷却モード)のドライウェルスプレー管及びサプレッションチェンバースプレー管については、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたっ</p>	

変更前	変更後
<p>て機能が要求される静的機器であるが、単一設計とするため、個別に設計を行う。</p> <p>5.1.3 悪影響防止等</p> <p>(1) 飛来物による損傷の防止</p> <p>設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策等を行うとともに、原子力委員会原子炉安全審査会「タービンミサイル評価について」により、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が 10^{-7} 回/炉・年以下となることを確認する。</p> <p>高温高压の配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払う。さらに、安全性を高めるために、原子炉格納容器内で想定される配管破断が生じた場合、破断口からの原子炉冷却材流出によるジェット噴流による力に耐える設計とする。また、ジェット反力によるホイッピングで原子炉格納容器が損傷しないよう配置上の考慮を払うとともに、レストレイント等の配管ホイッピング防止対策を設ける設計とする。</p> <p>また、その他の高速回転機器が損壊し、飛散物とならないように保護装置を設けること等によりオーバースピードとならない設計とする。</p>	<p>5.1.3 悪影響防止等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとる設計とし、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮した設計とする。</p> <p>(2) 共用</p> <p>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用することを考慮する。</p> <p>なお、発電用原子炉施設間で共用する重要安全施設はないことから、共用することを考慮する必要はない。</p> <p>安全施設（重要安全施設を除く。）を共用する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>(3) 相互接続</p> <p>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、相互に接続することを考慮する。</p> <p>なお、発電用原子炉施設間で相互に接続する重要安全施設はないことから、相互に接続することを考慮する必要はない。</p> <p>安全施設（重要安全施設を除く。）を相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>(4) 悪影響防止</p> <p>重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設（他号機を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>放水砲については、建屋への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>5.1.4 容量等</p> <p>(1) 常設重大事故等対処設備</p> <p>常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束におい</p>	<p>5.1.4 容量等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>て、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲、作動信号の設定値等とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等の仕様と同仕様の設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</p> <p>(2) 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、発電機容</p>	

変更前	変更後
<p>量、蓄電池容量、ポンベ容量、計測器の計測範囲等とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばくの低減が図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を 1 基当たり 2 セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する高圧窒素ガスポンベ、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池等は、必要となる容量等を有する設備を 1 基当たり 1 セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。</p> <p>上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を 1 基当たり 1 セットに加え、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。</p>	

変更前	変更後
<p>5.1.5 環境条件等</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、自然現象による影響、人為事象の影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（原子炉冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。</p> <p>荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。</p> <p>自然現象について、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を</p>	<p>5.1.5 環境条件等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>与えるおそれがある事象として、地震、風（台風）、凍結、降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち、凍結及び降水については、屋外の天候による影響として考慮する。</p> <p>自然現象による荷重の組合せについては、地震、風（台風）及び積雪の影響を考慮する。</p> <p>これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて、「(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重」に示すように設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重</p> <p>安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重を考慮しても、安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、地震によ</p>	

変更前	変更後
<p>る荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止又は固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>原子炉建屋付属棟内、制御建屋内（中央制御室を含む。）、緊急用電気品建屋（地下階）内及び緊急時対策建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止又は固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 時、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。</p> <p>特に、使用済燃料プール監視カメラは、使用済燃料プールに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、カメラと一体の冷却装置により冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。</p> <p>屋外及び緊急用電気品建屋（地上階）の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機</p>	

変更前	変更後
<p>能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。</p> <p>積雪の影響については、必要により除雪の措置を講じることを保安規定に定めて管理する。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一、使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるよう、位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <p>海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する設計とする。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。</p> <p>また、使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。</p> <p>原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故</p>	

変更前	変更後
<p>等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水の影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>(3) 電磁的障害</p> <p>電磁的障害に対しては、安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p> <p>人為事象のうち重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。</p> <p>(4) 周辺機器等からの悪影響</p> <p>安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。</p> <p>溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。</p> <p>地震による荷重を含む耐震設計については、「2.1 地震による損傷の防止」に、火災防護については、「3.1 火災による損傷の防止」</p>	

変更前	変更後
<p>に基づく設計とし、それらの事象による波及的影響により重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>(5) 設置場所における放射線の影響</p> <p>安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。</p> <p>(6) 冷却材の性状</p> <p>原子炉冷却材を内包する安全施設は、水質管理基準を定めて水質</p>	

変更前	変更後
<p>を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備は、系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>5.1.6 操作性及び試験・検査性</p> <p>(1) 操作性の確保</p> <p>重大事故等対処設備は、手順書の整備、訓練・教育により、想定される重大事故等が発生した場合においても、確実に操作でき、設置変更許可申請書「十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」ハ で考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制、管理等については、保安規定に定めて管理する。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。</p> <p>現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工</p>	<p>5.1.6 操作性及び試験・検査性</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、運搬、設置が確実にできるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し、輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p>現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。</p> <p>現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。</p> <p>現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、使用する設備に応じて接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。</p> <p>また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。</p> <p>想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。高圧窒素ガスポンベ、空気ポンベ、タンクローリ等については、各々専用の接続方式を用いる。また、同一ポンプを接続する配管は口径を統一することにより、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を移動・運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。</p> <p>屋外及び屋内において、アクセスルートは、自然現象、人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに影響を与えるおそれがある自然事象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定する。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに対する人為事象については、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、迂回路も考慮した複数の</p>	

変更前	変更後
<p>アクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>船舶の衝突に対しては、カーテンウォールにより船舶の侵入が阻害されることからアクセスルートへの影響はない。</p> <p>電磁的障害に対しては、道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートに対する地震による影響(周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり)、その他自然現象による影響(風(台風)及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響)を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なブルドーザ(台数1(予備1))及びバックホウ(台数1(予備1))を保管、使用する。</p> <p>また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>津波の影響については、基準津波に対し余裕を考慮した高さの防潮堤及び防潮壁で防護することにより、複数のアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>また、高潮に対しては、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>森林火災については、通行への影響を受けない距離にアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、人為事象のうち飛来物(航空機落下)、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両及び有毒ガスに対</p>	

変更前	変更後
<p>しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、可搬型重大事故等対処設備の運搬に必要な幅員を確認することにより通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策の実施、迂回又は砕石による段差箇所の仮復旧により対処する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、自然現象のうち、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については常時スタッドレスタイヤを装着することにより、並びに急勾配の箇所のすべり止め材配備及びすべり止め舗装を施すことにより通行性を確保できる設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、自然現象として選定する津波、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、人為事象として選定する飛来物(航空機落下)、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器による地震</p>	

変更前	変更後
<p>随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに、迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。</p> <p>(2) 試験・検査性</p> <p>設計基準対象施設は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、</p>	

変更前	変更後
<p>発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>5.2 材料及び構造等</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし、その際、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E 設計・建設規格）等に従い設計する。</p> <p>ただし、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 2 支持構造物の材料及び構造であつて、以下によらない場合は、当該機器及び支持構造物が、その設計上要求される強度を確保できるよう J S M E 設計・建設規格を参考に同等以上の性能を有することを確認する。</p>	<p>5.2 材料及び構造等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>また、重大事故等クラス3機器であって、完成品は、以下によらず、「消防法」に基づく技術上の規格等一般産業品の規格及び基準に適合していることを確認し、使用環境及び使用条件に対して、要求される強度を確保できる設計とする。</p> <p>重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管のうち主要な耐圧部の溶接部の耐圧試験は、母材と同等の方法、同じ試験圧力にて実施する。</p> <p>なお、各機器等のクラス区分の適用については、別紙「主要設備リスト」による。</p> <p>5.2.1 材料について</p> <p>(1) 機械的強度及び化学的成分</p> <p>a. クラス1機器、クラス1支持構造物及び炉心支持構造物は、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分(使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。)を有する材料を使用する。</p> <p>b. クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>c. 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物は、その使用される圧力、温度、湿度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p>	<p>5.2.1 材料について</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>d. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ, 低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは, その使用される圧力, 温度, 荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>e. 重大事故等クラス 3 機器は, その使用される圧力, 温度, 荷重その他の使用条件に対して日本産業規格等に適合した適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>(2) 破壊じん性</p> <p>a. クラス 1 容器は, 当該容器が使用される圧力, 温度, 放射線, 荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また, 破壊じん性は, 寸法, 材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>原子炉圧力容器については, 原子炉圧力容器の脆性破壊を防止するため, 中性子照射脆化の影響を考慮した最低試験温度を確認し, 適切な破壊じん性を維持できるよう, 原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>b. クラス 1 機器 (クラス 1 容器を除く。), クラス 1 支持構造物 (クラス 1 管及びクラス 1 弁を支持するものを除く。), クラス 2 機器, クラス 3 機器 (工学的安全施設に属するものに限る。), 原子炉格納容器, 原子炉格納容器支持構造物, 炉心支持構造物及び重大事故等クラス 2 機器は, その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また, 破壊じん性は, 寸法, 材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>重大事故等クラス 2 機器のうち, 原子炉圧力容器については,</p>	

変更前	変更後
<p>重大事故等時における温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して損傷するおそれがない設計とする。</p> <p>c. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ、低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>(3) 非破壊試験</p> <p>クラス 1 機器、クラス 1 支持構造物（棒及びボルトに限る。）、クラス 2 機器（鋳造品に限る。）、炉心支持構造物及び重大事故等クラス 2 機器（鋳造品に限る。）に使用する材料は、非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。</p> <p>5.2.2 構造及び強度について</p> <p>(1) 延性破断の防止</p> <p>a. クラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器、原子炉格納容器、炉心支持構造物、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器は、最高使用圧力、最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態（以下「設計上定める条件」という。）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>b. クラス 1 支持構造物及び原子炉格納容器支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>c. クラス 1 支持構造物であって、クラス 1 容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス 1 容器の損壊を生じさせる</p>	<p>5.2.2 構造及び強度について</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>おそれがあるものは、b.にかかわらず、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>d. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1弁、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物にあつては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>e. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>f. クラス4管は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じない設計とする。</p> <p>g. クラス1容器（ボルトその他の固定用金具、オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1支持構造物（クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）及び原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）は、試験状態において、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p>	

変更前	変更後
<p>h. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ, 低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは, 運転状態Ⅰ, 運転状態Ⅱ及び運転状態Ⅳ(異物付着による差圧を考慮)において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>i. クラス 2 支持構造物であって, クラス 2 機器に溶接により取り付けられ, その損壊によりクラス 2 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには, 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて, 延性破断が生じない設計とする。</p> <p>j. 重大事故等クラス 2 支持構造物であって, 重大事故等クラス 2 機器に溶接により取り付けられ, その損壊により重大事故等クラス 2 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは, 設計上定める条件において, 延性破断が生じない設計とする。</p> <p>(2) 進行性変形による破壊の防止 クラス 1 容器(ボルトその他の固定用金具を除く。), クラス 1 管, クラス 1 弁(弁箱に限る。), クラス 1 支持構造物, 原子炉格納容器(著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。), 原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は, 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて, 進行性変形が生じない設計とする。</p> <p>(3) 疲労破壊の防止 a. クラス 1 容器, クラス 1 管, クラス 1 弁(弁箱に限る。), クラス 1 支持構造物, クラス 2 管(伸縮継手を除く。), 原子炉格納容器(著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。), 原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は, 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて, 疲労破壊が生じない設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>b. クラス 2 機器, クラス 3 機器, 原子炉格納容器, 重大事故等クラス 2 機器の伸縮継手及び重大事故等クラス 2 管 (伸縮継手を除く。) は, 設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において, 疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>(4) 座屈による破壊の防止</p> <p>a. クラス 1 容器 (胴, 鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。), クラス 1 支持構造物, 原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は, 運転状態Ⅰ, 運転状態Ⅱ, 運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて, 座屈が生じない設計とする。</p> <p>b. クラス 1 容器 (胴, 鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。) 及びクラス 1 支持構造物 (クラス 1 容器に溶接により取り付けられ, その損壊により, クラス 1 容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。) は, 試験状態において, 座屈が生じない設計とする。</p> <p>c. クラス 1 管, クラス 2 容器, クラス 2 管, クラス 3 機器, 重大事故等クラス 2 容器, 重大事故等クラス 2 管及び重大事故等クラス 2 支持構造物 (重大事故等クラス 2 機器に溶接により取り付けられ, その損壊により重大事故等クラス 2 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。) は, 設計上定める条件において, 座屈が生じない設計とする。</p> <p>d. 原子炉格納容器は, 設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて, 座屈が生じない設計とする。</p> <p>e. クラス 2 支持構造物であって, クラス 2 機器に溶接により取り付けられ, その損壊によりクラス 2 機器に損壊を生じさせる</p>	

変更前	変更後
<p>おそれがあるものには、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、座屈が生じないように設計する。</p> <p>5.2.3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について</p> <p>クラス1容器，クラス1管，クラス2容器，クラス2管，クラス3容器，クラス3管，クラス4管，原子炉格納容器，重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管のうち主要な耐圧部の溶接部は，次のとおりとし，使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不連続で特異な形状でない設計とする。 ・溶接による割れが生ずるおそれがなく，かつ，健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 ・適切な強度を有する設計とする。 ・適切な溶接施工法，溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。 <p>5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p>クラス1機器，クラス1支持構造物，クラス2機器，クラス2支持構造物，クラス3機器，クラス4管，原子炉格納容器，原子炉格納容器支持構造物，炉心支持構造物，重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は，使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合，有意な残留応力が発生すると予想される</p>	<p>5.2.3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p> <p>5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>部位の応力緩和を行う。</p> <p>使用中のクラス 1 機器, クラス 1 支持構造物, クラス 2 機器, クラス 2 支持構造物, クラス 3 機器, クラス 4 管, 原子炉格納容器, 原子炉格納容器支持構造物, 炉心支持構造物, 重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 2 支持構造物は, 亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう, 保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>使用中のクラス 1 機器の耐圧部分は, 貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう, 保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>5.4 耐圧試験等</p> <p>(1) クラス 1 機器, クラス 2 機器, クラス 3 機器, クラス 4 管及び原子炉格納容器は, 施設時に, 次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき, これに耐え, かつ, 著しい漏えいがないことを確認する。ただし, 気圧により試験を行う場合であって, 当該圧力に耐えることが確認された場合は, 当該圧力を最高使用圧力(原子炉格納容器にあつては, 最高使用圧力の 0.9 倍)までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお, 耐圧試験は, 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。</p> <p>a. 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は, 機器の最高使用圧</p>	<p>5.4 耐圧試験等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とする。ただし、クラス 1 機器、クラス 2 管又はクラス 3 管であって原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とする。</p> <p>b. 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とする。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p> <p>(2) 重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器に属する機器は、施設時に、当該機器の使用時における圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。</p> <p>ただし、使用時における圧力で耐圧試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>重大事故等クラス 3 機器であって、「消防法」に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p> <p>(3) 使用中のクラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器及びクラス 4 管は、通常運転時における圧力で、使用中の重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器に属する機器は、当該機器の使用時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがない</p>	

変更前	変更後
<p>ことを確認する。</p> <p>なお、漏えい試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（J S M E S N A 1）」等に従って実施する。</p> <p>ただし、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器に属する機器は使用時における圧力で試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>重大事故等クラス 3 機器であって、「消防法」に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p> <p>(4) 原子炉格納容器は、最高使用圧力の 0.9 倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい率試験は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4 2 0 3）」等に従って行う。</p> <p>ただし、原子炉格納容器隔離弁の単一故障の考慮については、判定基準に適切な余裕係数を見込むか、内側隔離弁を開とし外側隔離弁を閉として試験を実施する。</p> <p>5.5 安全弁等</p> <p>蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（J S M E S N C 1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（J S M E S N C 1 - 2001）及び（J S M E S N C 1 - 2005）【事例規格】過圧</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう、以下のとおり設計する。</p> <p>なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）」）の規定に適合する設計とする。</p> <p>安全弁及び逃がし弁（以下「5.5 安全弁等」において「安全弁等」という。）は、確実に作動する構造を有する設計とする。</p> <p>安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造とする。</p> <p>安全弁等又は真空破壊弁の材料は、容器及び管の重要度に応じて適切な材料を使用する。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に係る安全弁又は逃がし弁（以下「5.5 安全弁等」において「安全弁」という。）のうち、補助作動装置付きの安全弁にあつては、当該補助作動装置が故障しても系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な吹出し容量が得られる構造とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設のうち減圧弁を有する管にあつて、その低圧側の設備が高圧側の圧力に耐えられる設計となっていないものうちクラス 1 管以外のものについては、減圧弁の低圧側の系統の健全性を維持するために必要な容量を持つ安全弁等を 1 個以上、減圧弁に接近して設置し、高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下</p>	

変更前	変更後
<p>に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>なお、クラス1管には減圧弁を設置しない設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器、補助ボイラー及び原子炉格納容器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管であって、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、過圧防止に必要な容量を持つ安全弁等を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は、当該容器の最高使用圧力以下で破壊し、破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないよう設計する。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管に設置する安全弁等の出口側には、破壊板を設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器として、液体炭酸ガス等の安全弁等の作動を不能にするおそれのある物質を内包する容器にあつては、容器の過圧防止に必要な容量を持つ破壊板を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、容器の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定す</p>	

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>なお、容器と破壊板との間に連絡管は設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管に設置する安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設置する場合は、発電用原子炉の起動時及び運転中に止め弁が全開している事が確認できる設計とする。</p> <p>内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがある設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管については、適切な箇所に過圧防止に必要な容量以上となる真空破壊弁を 1 個以上設置し、負圧による容器又は管の損傷を防止する設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設のうち、流体に放射性物質を含む系統に設置する安全弁等、破壊板又は真空破壊弁は、放出される流体を、放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して廃棄物処理施設に導き、安全に処理することができる設計とする。</p> <p>5.6 逆止め弁</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物処理設備(排気筒並びに廃棄物貯蔵設備及び換気設備を除く。)へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設ける設計とし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体側へ逆流することによる汚染拡大を防止する。</p> <p>ただし、上記において、放射性物質を含む流体と放射性物質を含まない流体を導く管が直接接続されていない場合又は十分な圧力差を有し</p>	<p>5.6 逆止め弁</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ている場合は、逆流するおそれがないため、逆止め弁の設置を不要とする。</p> <p>5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件</p> <p>5.7.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する内燃機関（以下「内燃機関」という。）及び重大事故等対処施設に施設するガスタービン（以下「ガスタービン」という。）は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。</p> <p>ガスタービンは、ガスの温度が著しく上昇した場合に燃料の流入を自動的に遮断する装置が動作したときに達するガス温度に対して構造上十分な熱的強度を有する設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの軸受は運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。</p> <p>ガスタービンの危険速度は、調速装置により調整可能な最小の回転速度から非常調速装置が作動したときに達する回転速度までの間に発生しないように設計する。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの耐圧部の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する耐圧部分に生じる応力は当該部分に使用する材料の許容応力以下となる設計とする。</p> <p>内燃機関を屋内その他酸素欠乏の発生のおそれのある場所に設置するときは、給排気部を設ける設計とする。</p>	<p>5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件</p> <p>5.7.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>内燃機関及びガスタービンは、その回転速度及び出力が負荷の変動により持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過速度その他の異常による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関及びガスタービンを安全に停止させる非常調速装置その他の非常停止装置を設置する設計とする。</p> <p>内燃機関及びその附属設備であって過圧が生じるおそれのあるものには、適切な過圧防止装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンには、設備の損傷を防止するために、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の材料及び構造、安全弁等、耐圧試験等の規定を満たす設計とする。</p> <p>5.7.2 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、流入する燃料を自動的に調整する調速装置及び軸受が異常な摩耗、変形及び過熱が生じないよう潤滑油装置を設ける設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、回転速度が著しく上昇した場合及び冷却水温度が著しく上昇した場合等に自動的に停止す</p>	<p>変更なし</p> <p>5.7.2 可搬型重大事故等対処設備</p>

変更前	変更後
<p>る設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の強度については、完成品として一般産業品規格で規定される温度試験等を実施し、定格負荷状態において十分な強度を有する設計とする。</p> <p>5.8 電気設備の設計条件</p> <p>5.8.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する電気設備（以下「電気設備」という。）は、感電又は火災のおそれがないように接地し、充電部分に容易に接触できない設計とする。</p> <p>電気設備は、電路を絶縁し、電線等が接続部分において電気抵抗を増加させないように端子台等により接続するほか、期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備における電路に施設する電気機械器具は、期待される使用状態において発生する熱に耐えるものとし、高圧又は特別高圧の電気機械器具については、可燃性の物と隔離する設計とする。</p> <p>電気設備は、電流が安全かつ確実に大地に通じることができるよう、適切な箇所に接地を施す設計とする。</p> <p>電気設備における高圧の電路と低圧の電路とを結合する変圧器には、適切な箇所に接地を施し、変圧器により特別高圧の電路に結合される高圧の電路には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、他の電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣</p>	<p>5.8 電気設備の設計条件</p> <p>5.8.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>的な障害を与えない設計とする。</p> <p>電気設備のうち高圧又は特別高圧の電気機械器具及び母線等は、取扱者以外の者が容易に立ち入るおそれがないよう発電所にフェンス等を設ける設計とする。</p> <p>電気設備における架空電線は、接触又は誘導作用による感電のおそれがなく、かつ、交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、他の電線等を損傷するおそれがなく、かつ、接触又は断線によって生じる混触による感電又は火災のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備のうちガス絶縁機器は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、使用する絶縁ガスは可燃性、腐食性及び有毒性のない設計とする。</p> <p>電気設備のうち開閉器又は断路器に使用する圧縮空気装置は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、圧力が上昇した場合に最高使用圧力に到達する前に圧力を低下させ、空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復できる機能を有し、空気タンクは耐食性を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、水素の漏えい又は空気の混入のおそれがなく、水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有し、異常を早期に検知し警報する機能を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、軸封部から漏えいした水素を外部に放出でき、発電機内への水素の導入及び発電機内からの水</p>	

変更前	変更後
<p>素の外部への放出が安全にできる設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機又は特別高圧の変圧器には、異常が生じた場合に自動的にこれを電路から遮断する装置を施設する設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機及び変圧器等は、短絡電流により生じる機械的衝撃に耐え、発電機の回転する部分については非常調速装置及びその他の非常停止装置が動作して達する速度に対し耐える設計とする。</p> <p>また、蒸気タービンに接続する発電機は、軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。</p> <p>電気設備においては、運転に必要な知識及び技能を有する者が発電所構内に常時駐在し、異常を早期に発見できる設計とする。</p> <p>電気設備において、発電所の架空電線引込口及び引出口又はこれに近接する箇所には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、機械的衝撃又は火災等により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備において、電力保安通信設備に使用する無線通信用アンテナを施設する支持物の材料及び構造は、風圧荷重を考慮し、倒壊により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>5.8.2 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型の非常用発電装置の発電機は、電氣的・機械的に十分な性能を持つ絶縁巻線を使用し、耐熱性及び耐湿性を考慮した絶縁処理</p>	<p>5.8.2 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>を施す設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の発電機は、電源電圧の著しく低下した場合及び過電流が発生した場合等に自動的に停止する設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の発電機は、定格出力のもとで 1 時間運転し、安定した運転が維持されることを確認した設備とする。</p>	
<p>6. その他</p> <p>6.1 立ち入りの防止</p> <p>発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設け、かつ、管理区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>保全区域と管理区域以外の場所との境界には、他の場所と区別するため、壁、柵、塀等の保全区域を明らかにするための設備を設ける設計、又は保全区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設ける設計、又は周辺監視区域である旨を表示する設計とする（ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は除く。）。</p> <p>管理区域、保全区域及び周辺監視区域における立ち入りの防止については、保安規定に基づき、その措置を実施する。</p> <p>6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止</p> <p>発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定</p>	<p>6. その他</p> <p>6.1 立ち入りの防止</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p> <p>6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>し、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造の壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。</p> <p>また、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。</p> <p>さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、持込み点検を行うことができる設計とする。</p> <p>不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。</p> <p>これらの対策については、核物質防護規定に定めて管理する。</p> <p>6.3 安全避難通路等</p> <p>発電用原子炉施設には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路（「第2号機設備」、「第1号機設備、第1, 2, 3号機共用」及び「第1号機設備、第1, 2号機共用」）及び照</p>	<p>6.3 安全避難通路等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明として、非常用ディーゼル発電機又は灯具に内蔵した蓄電池により電力を供給できる非常灯（「第2号機設備」，「第1号機設備，第1，2，3号機共用」及び「第1号機設備，第1，2号機共用」）及び誘導灯（「第2号機設備」，「第1号機設備，第1，2，3号機共用」及び「第1号機設備，第1，2号機共用」）を設置し，安全に避難できる設計とする。</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として，非常用照明，直流照明兼非常用照明及び直流照明を設置する設計とする。</p> <p>非常用照明は非常用高圧母線又は非常用低圧母線，直流照明兼非常用照明は非常用低圧母線及び 125V 蓄電池，並びに直流照明は 125V 蓄電池に接続し，非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とする。</p> <p>直流照明兼非常用照明及び直流照明は，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間，点灯可能な設計とする。</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる可搬型の作業用照明として，内蔵電池を備える可搬型照明（懐中電灯，ランタンタイプ LED ライト及びヘッドライト（ヘルメット装着用））を配備する設計とする。</p> <p>可搬型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））は全交流動力電源喪失時における緊急時対策所内の可搬型照明保管場所への移動時の照度を確保するために，発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員が持参し，作業開始前に準備可能なように事務建屋に配備する設計とする。</p> <p>可搬型照明（ランタンタイプ LED ライト及びヘッドライト（ヘルメット装着用））は全交流動力電源喪失時における緊急時対策所内の照度を</p>	

変更前	変更後
<p>確保するために、事故対応時に発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員が滞在する緊急時対策所に配備する設計とする。</p> <p>上記以外の設計基準事故に対応するための操作が必要な場所には、作業用照明を設置することにより作業が可能であるが、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には、初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に配備する可搬型照明（懐中電灯、ランタンタイプLEDライト及びヘッドライト（ヘルメット装着用））を使用する設計とする。</p> <p>6.4 放射性物質による汚染の防止</p> <p>放射性物質により汚染されるおそれがある、人が頻繁に出入りする管理区域内の床面、人が触れるおそれがある高さまでの壁面、手摺、梯子の表面は、平滑にし、放射性物質による汚染を除去し易い設計とする。</p> <p>人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する除染設備を施設し、放射性物質を除去できる設計とする。除染設備の排水は、床ドレン・化学廃液系で処理する設計とする。</p>	<p>6.4 放射性物質による汚染の防止</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材</p> <p>原子炉冷却材は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起こる最も厳しい条件において、核的性質として核反応断面積が核反応維持のために適切であり、熱水力的性質として冷却能力が適切であることを保持し、かつ、燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であり、通常運転時において放射線に対して化学的に安定であることを保持する設計とする。</p>	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材</p> <p>変更なし</p>
<p>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>2.1 原子炉再循環系</p> <p>原子炉再循環系は、原子炉再循環ポンプ及び原子炉圧力容器内に設けられたジェットポンプにより、原子炉冷却材を原子炉圧力容器内に循環させて、炉心から熱除去を行う。</p> <p>原子炉再循環ポンプの 1 台が急速停止又は電源喪失の場合でも、燃料棒が十分な熱的余裕を有し、かつ、タービン・トリップ又は負荷遮断直後の原子炉出力を抑制できるように、原子炉再循環系は適切な慣性を有する設計とする。</p>	<p>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>2.1 原子炉再循環系</p> <p>変更なし</p>
<p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 主蒸気系、復水給水系等</p> <p>炉心で発生した蒸気は、原子炉圧力容器内の気水分離器及び蒸気乾燥器を経た後、主蒸気管で蒸気タービンに導く設計とする。</p> <p>なお、主蒸気管には、主蒸気逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁を取り付</p>	<p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 主蒸気系、復水給水系等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ける設計とする。</p> <p>蒸気タービンを出た蒸気は復水器で復水する。復水は、復水ポンプ、復水浄化系及び給水加熱器を通り、給水ポンプにより発電用原子炉に戻す設計とする。主蒸気管には、タービンバイパス系を設け、蒸気を復水器へバイパスできる設計とする。</p> <p>復水給水系には復水中の核分裂生成物及び腐食生成物を除去するために復水浄化系を設け、高純度の給水を発電用原子炉へ供給できる設計とする。また、4段の低圧給水加熱器及び2段の高圧給水加熱器を設け、発電用原子炉への適切な給水温度を確保できる設計とする。</p> <p>タービンバイパス系は、原子炉起動時、停止時、通常運転時及び過渡状態において、原子炉蒸気を直接復水器に導き、原子炉定格蒸気流量の約25%を処理できる設計とする。</p> <p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。</p> <p>設計における衝撃荷重として、冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重を考慮するとともに、反応度が炉心に投入されることにより原子炉冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて、ペレット/被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。）を考慮した設計とする。</p>	<p>変更なし</p> <p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p>

変更前	変更後
<p>原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器及びその付属物(本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等)</p> <p>(2) 原子炉冷却系を構成する機器及び配管(主蒸気管及び給水管のうち発電用原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲)</p> <p>(3) 接続配管</p> <p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(二) 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(三) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものうち、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。</p> <p>なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に述べる事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。</p> <p>通常運転時において出力運転中、原子炉圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一</p>	

変更前	変更後
<p>定の値以下に抑える等の配慮をする。</p> <p>タービン・トリップ、主蒸気隔離弁閉鎖等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護装置を設けること、また主蒸気逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の 1.1 倍の圧力 (9.48MPa) を超えない設計とする。</p> <p>設計基準事故時のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性がある制御棒落下事象については、「原子炉周期 (ペリオド) 短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護装置を設け、制御棒落下速度リミッタ、制御棒価値ミニマイザなどの対策と相まって、設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器の材料は、耐食性を考慮して選定する。</p> <p>3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって、原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切に隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の対象は、以下のとおりとする。</p> <p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発</p>	<p>3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>電用原子炉側からみて、第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(二) 通常時開又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(三) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものうち、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を対象とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も、発電用原子炉側からみて第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。</p> <p>なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当することから、発電用原子炉側からみて第一隔離弁を対象とする。</p> <p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>3.4.1 系統構成</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、バネ式安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取付けたもので、排気はサプレッションチェンバのプール水面下に導き、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。</p> <p>自動減圧系は、中小破断の冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサブ</p>	<p>3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p>3.4.1 系統構成</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>レッションチェンバのプール水中へ逃がし、原子炉圧力を速やかに低下させて、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系による注水を可能とし、炉心冷却を行うことができる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁を設ける設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ又は主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブレーションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ又は主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエ</p>	

変更前	変更後
<p>ータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>3.4.2 環境条件等 主蒸気逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>3.4.3 主蒸気逃がし安全弁の容量 主蒸気逃がし安全弁は、ベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素圧力を供給して弁を強制的に開放することができるものを使用し、サプレッションチェンバからの背圧変動が主蒸気逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。なお、主蒸気逃がし安全弁は、11 個設置する設計とする。 主蒸気逃がし安全弁の排気は、排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮する設計とする。 主蒸気逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過</p>	<p>3.4.2 環境条件等 変更なし</p> <p>3.4.3 主蒸気逃がし安全弁の容量 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>度の圧力上昇を抑えるため、吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。</p> <p>なお、容量は運転時の異常な過度変化時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>3.4.4 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を設ける設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁は、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）からの信号により、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>3.4.5 主蒸気逃がし安全弁の機能回復</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸</p>	<p>3.4.4 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）</p> <p>変更なし</p> <p>3.4.5 主蒸気逃がし安全弁の機能回復</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失した場合においても、高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系を使用できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、125V 直流電源切替盤を切り替えることにより、主蒸気逃がし安全弁（11 個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、主蒸気逃がし安全弁（2 個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁は、可搬型代替直流電源設備により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設蓄電式直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>3.4.6 原子炉冷却材の漏えい量抑制 インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。</p>	<p>3.4.6 原子炉冷却材の漏えい量抑制 変更なし</p>
<p>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系</p> <p>4.1.1 低圧注水モード 残留熱除去系（低圧注水モード）は、大破断の冷却材喪失事故時には低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系と連携して、中小破断の冷却材喪失事故時には高圧炉心スプレイ系あるいは自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有し、非常用交流電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を直接炉心シュラウド内に注水する設計とする。</p> <p>4.1.2 原子炉停止時冷却モード (1) 系統構成</p>	<p>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系</p> <p>4.1.1 低圧注水モード 変更なし</p> <p>4.1.2 原子炉停止時冷却モード 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの加熱・冷却速度の制限値（55℃/h）を超えないように制限できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧できる設計とする。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、原子炉冷却材</p>	

変更前	変更後
<p>を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散等</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>4.1.3 格納容器スプレイ冷却モード</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備として、残留熱除去系（格納容器ス</p>	<p>4.1.3 格納容器スプレイ冷却モード</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>プレイ冷却モード) を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) は, 冷却材喪失事故時に, サプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることにより, 環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) は, 原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合でも, 放出されるエネルギーによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力, 温度が最高使用圧力, 最高使用温度を超えないようにし, かつ, 原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより, 放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。</p> <p>残留熱除去設備のうち, サプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは, 原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに原子炉冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について (内規)」(平成 20・02・12 原院第 5 号 (平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定)) によるろ過装置の性能評価により, 設計基準事故時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても, 正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) の仕様は, 設置 (変更) 許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) は, テストラインを構成することにより, 発電用原子炉の運転中に試験ができる設計</p>	

変更前	変更後
<p>とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散等</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>4.1.4 サプレッションプール水冷却モード</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、サプレッションチェンバのプール水温度を所定の温度以下に冷却できる設計とする。</p>	<p>4.1.4 サプレッションプール水冷却モード</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>(2) 多様性，位置的分散等</p> <p>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>4.1.5 燃料プール冷却</p> <p>残留熱除去系は，使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。残留熱除去系熱交換器で除去した熱は，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）を経て，最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。</p> <p>4.2 原子炉格納容器フィルタベント系</p>	<p>4.1.5 燃料プール冷却</p> <p>変更なし</p> <p>4.2 原子炉格納容器フィルタベント系</p>

変更前	変更後
<p>4.2.1 系統構成</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置(フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ)、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出(系統設計流量 10.0kg/s (1Pd において))することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置(変更)許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5mSv 以下であることを確認しており、原子炉格納容器フィルタベント系はこの評価条件を満足する設計とする。</p>	<p>4.2.1 系統構成</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>フィルタ装置は 3 台を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態において pH13 以上）に維持する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>可搬型窒素ガス供給系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>可搬型窒素ガス供給装置は、車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で2個設置（ベント用非常用ガス処理系側隔離弁（T48-F020）と格納容器排気非常用ガス処理系側止め弁（T48-F045）（原子炉格納施設のうち「3.6.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）、ベント用換気空調系側隔離弁（T48-F021）と格納容器排気換気空調系側止め弁（T48-F046）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）、原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁（T48-F043）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）と原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管止め弁（T48-F044）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用））し、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等</p>	

変更前	変更後
<p>による原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に再度、原子炉格納容器内にスプレイする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数 4）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設けるフィルタ装置出口側ラプチャディスクは、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ（タイプ I）によりフィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋付</p>	

変更前	変更後
<p>属棟内とし、サプレッションチェンバメント用出口隔離弁（T48-F022）の操作を行う原子炉建屋地下 1 階及びドライウェルメント用出口隔離弁（T48-F019）の操作を行う原子炉建屋地上 1 階に遮蔽体（遠隔手動弁操作設備遮蔽（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）（以下同じ。）を設置し、放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁操作ができるよう、どちらの遮蔽体においても鉛厚さ 2mm の遮蔽厚さを有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>4.2.2 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポ</p>	<p>4.2.2 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器、原子炉建屋附属棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと異なる区画に設置することで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>4.3 耐圧強化ベント系</p> <p>4.3.1 系統構成</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、排気筒を通して原子炉建屋外に放出(系統設計流量 10.0kg/s (1Pd において))することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。</p> <p>耐圧強化ベント系は、使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。耐圧強化ベント系の使用に際しては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p>	<p>4.3 耐圧強化ベント系</p> <p>4.3.1 系統構成</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>耐圧強化ベント系の使用後に再度、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）（ドライウェルベント用出口隔離弁（T48-F019）及びサプレッションチェンバベント用出口隔離弁（T48-F022））は所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）（原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁（T48-F043）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.3 耐圧強化ベント系」の設備として兼用）及び原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管止め弁（T48-F044）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.3 耐圧強化ベント系」の設備として兼用））については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による操作が可能な設計とする。</p> <p>電動弁（直流）については、遠隔手動弁操作設備（個数2）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「4.3 耐圧強化ベント系」の設備として兼用）によって人力による操作が可能な設計とし、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウェル</p>	

変更前	変更後
<p>と接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェルの床面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5mSv 以下であることを確認しており、耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の流路として、設計基準対象施設である排気筒及び原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>4.3.2 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散</p> <p>耐圧強化ベント系は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備</p>	<p>4.3.2 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>若しくは可搬型代替直流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作が可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）は常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は操作ハンドルを用いた人力による操作が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器、原子炉建屋付属棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと異なる区画に設置することで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>4.4 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重</p>	<p>変更なし</p> <p>4.4 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>大事故等の収束に必要な十分な水の量を供給するために必要な重大事故等対処設備として、サプレッションチェンバを重大事故等の収束に必要な水源として設ける設計とする。</p> <p>また、これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) を設ける設計とする。</p> <p>サプレッションチェンバ (容量 2800m³, 個数 1) は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備 (設計基準拡張) である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び残留熱除去系 (サプレッションプール水冷却モード) の水源として使用できる設計とする。</p> <p>代替淡水源である淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器フィルタベント系への水補給の水源として使用できる設計とする。</p>	
<p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>5.1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能</p> <p>非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備であって、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び自動減圧系から構成する。</p> <p>これらの各系統は、冷却材喪失事故等が起こったときに、サプレッションチェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内に注水し、又は原子炉蒸気をサプレッションチェンバのプール水中に逃がし原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより、炉心を冷却し、燃料被覆管の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を</p>	<p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>5.1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、燃料の過熱による燃料被覆管の大破損を防ぎ、さらにこれに伴うジルコニウムと水との反応を無視しうる程度に抑え、著しく多量の水素を生じない設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備は、設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備又は残留熱除去設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉圧力容器へ注水するために運転するポンプは、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20・02・12 原院第 5 号（平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉圧力容器へ注水するために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20・02・12 原院第 5 号（平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備のうち、復水貯蔵タンクを水源として原子炉圧力</p>	

変更前	変更後
<p>容器へ注水するために運転するポンプは、復水貯蔵タンクの圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、復水貯蔵タンク、ほう酸水注入系貯蔵タンク、淡水貯水槽（No. 1）、淡水貯水槽（No. 2）又は海を水源として原子炉圧力容器へ注水するために運転するポンプは、復水貯蔵タンク、ほう酸水注入系貯蔵タンク、淡水貯水槽（No. 1）、淡水貯水槽（No. 2）又は海の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>自動減圧系を除く非常用炉心冷却設備については、作動性を確認するため、発電用原子炉の運転中に、テストラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とするとともに、弁については単体で開閉試験ができる設計とする。</p> <p>自動減圧系については、発電用原子炉の運転中に主蒸気逃がし安全弁の駆動用窒素供給圧力の確認を行うことで、非常用炉心冷却設備の能力の維持状況を確認できる設計とする。なお、発電用原子炉停止中に、主蒸気逃がし安全弁の作動試験ができる設計とする。</p> <p>5.2 高圧炉心スプレイ系</p> <p>5.2.1 系統構成</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、大破断の冷却材喪失事故時には低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）と連携し、中小破断の冷却材喪失事故時には単独で炉心を冷却する機能を有し、非常用交流電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプにより、復水貯蔵タン</p>	<p>5.2 高圧炉心スプレイ系</p> <p>5.2.1 系統構成</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>クの水又はサプレッションチェンバのプール水を炉心上部に取付けられた高圧炉心スプレイスパー ज्याのノズルから炉心にスプレイする設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ系注入隔離弁（E22-F003）は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。</p> <p>なお、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系注入隔離弁（E22-F003）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>また、インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として、原子炉建屋ブローアウトパネル（設置枚数 1、開放差圧 4.4kPa）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設のうち「5.2 高圧炉心スプレイ系」の設備として兼用）は、高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧によ</p>	

変更前	変更後
<p>り自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>5.2.2 多様性，位置的分散等</p> <p>高圧炉心スプレイ系は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>5.3 低圧炉心スプレイ系</p> <p>5.3.1 系統構成</p> <p>低圧炉心スプレイ系は，大破断の冷却材喪失事故時には残留熱除去系（低圧注水モード）及び高圧炉心スプレイ系と連携して，中小破断の冷却材喪失事故時には高圧炉心スプレイ系あるいは自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有し，非常用交流電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプにより，サプレッションチェンバのプール水を，炉心上部に取付けられた低圧炉心スプレイスパージャのノズルから炉心にスプレイする設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系が使用できる場合は，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p>	<p>5.2.2 多様性，位置的分散等</p> <p>変更なし</p> <p>5.3 低圧炉心スプレイ系</p> <p>5.3.1 系統構成</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により，低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，低圧炉心スプレイ系を復旧できる設計とする。低圧炉心スプレイ系は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，低圧炉心スプレイ系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へスプレイすることで炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>低圧炉心スプレイ系の流路として，設計基準対象施設である原子炉圧力容器，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.3.2 多様性，位置的分散等</p> <p>低圧炉心スプレイ系は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>5.4 高圧代替注水系</p>	<p>5.3.2 多様性，位置的分散等</p> <p>変更なし</p> <p>5.4 高圧代替注水系</p>

変更前	変更後
<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備として、高圧代替注水系を設ける設計とする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、高圧代替注水系を現場操作により起動できる設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>高圧代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とし、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。</p> <p>高圧代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による原子炉隔離時冷却系蒸気供給ライン分離弁（E51-F082）（原子炉冷却系統施設のうち「5.5 原子炉隔離時冷却系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「5.4 高圧代替注水系」の設</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>備として兼用)、 高压代替注水系注入弁 (E61-F003)、 高压代替注水系タービン止め弁 (E61-F050) 及び燃料プール補給水系ポンプ吸込弁 (P15-F001) の操作により、 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、 発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、 人力による措置は現場にハンドルを設置することで容易に行える設計とする。</p> <p>高压代替注水系の流路として、 設計基準対象施設である原子炉圧力容器、 炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、 流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.5 原子炉隔離時冷却系</p> <p>5.5.1 系統構成</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時に発電用原子炉を冷却するための設備として、 想定される重大事故等時において、 設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系が使用できる場合は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、 設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備として、 設計基準事故対処設備である高压炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、 かつ、 中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動できない場合に、 原子炉隔離時冷却系を現場操</p>	<p>5.5 原子炉隔離時冷却系</p> <p>5.5.1 系統構成</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>作により起動できる設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で原子炉隔離時冷却系注入弁（E51-F003）、原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気ライン第二隔離弁（E51-F008）（原子炉冷却系統施設のうち「6.1 原子炉隔離時冷却系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「5.5 原子炉隔離時冷却系」の設備として兼用）、原子炉隔離時冷却系タービン止め弁（E51-F009）、原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁（E51-F017）、原子炉隔離時冷却系蒸気供給ライン分離弁（E51-F082）（原子炉冷却系統施設のうち「5.4 高圧代替注水系」の設備と兼用）、原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁（E51-F536）及び高圧代替注水系蒸気供給ライン分離弁（E61-F064）を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は現場にハンドルを設置することで容易に行える設計とする。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.5.2 多様性、位置的分散等</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>5.6 低圧代替注水系</p> <p>5.6.1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応す</p>	<p>5.5.2 多様性、位置的分散等</p> <p>変更なし 変更なし</p> <p>5.6 低圧代替注水系</p> <p>5.6.1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>るための低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合並びに全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合に、熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合及び発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原</p>	

変更前	変更後
<p>子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.6.2 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合並びに全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレ</p>	<p>5.6.2 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>イ系による発電用原子炉の冷却ができない場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、直流駆動低圧注水系ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を高圧炉心スプレイ系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>直流駆動低圧注水系ポンプは、常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。なお、系統構成に必要な電動弁（交流）は、全交流動力電源が機能喪失した場合においても設置場所にて手動操作できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.6.3 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能</p>	<p>5.6.3 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>が喪失した場合並びに全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合及び発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水</p>	

変更前	変更後
<p>ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「5.6 低圧代替注水系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.6.4 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード及び</p>	<p>5.6.4 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>原子炉停止時冷却モード)及び低圧炉心スプレイ系ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の電動弁(交流)は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の電動弁(交流)は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の電動弁(直流)は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の電動弁(直流)は、125V蓄電池から125V直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、常設代替直流電源設備からの給電も可能であり、125V代替蓄電池から125V直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)は、復水貯蔵タンクを水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>復水貯蔵タンクは、屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内のサブプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、直流駆動低圧注水系ポンプを常設代替直流電源設備からの給電により駆動することで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）の電動弁（直流）は、125V 蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交</p>	

変更前	変更後
<p>流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、復水貯蔵タンクを水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>直流駆動低圧注水系ポンプは、原子炉建屋付属棟内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>復水貯蔵タンクは、屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内のサプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>また、低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備</p>	

変更前	変更後
<p>を經由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を經由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系並びに復水貯蔵タンクを水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び復水移送ポンプ並びに原子炉建屋付属棟内の直流駆動低圧注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を独立することで独立性を有する設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>5.7 代替循環冷却系</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合の重大事故等対処設備として代替循環冷却系を設ける設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合の重大事故等対処設備として代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系熱交換器にて冷却された、サプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>また、本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>代替循環冷却系の流路として、設計基準対象施設である残留熱除去系熱交換器、原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構</p>	<p>5.7 代替循環冷却系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.8 ほう酸水注入系</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、事象進展抑制のための設備として、ほう酸水注入系を設ける設計とする。</p> <p>高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.9 残留熱除去系（低圧注水モード）</p> <p>5.9.1 系統構成</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p>	<p>5.8 ほう酸水注入系</p> <p>変更なし</p> <p>5.9 残留熱除去系（低圧注水モード）</p> <p>5.9.1 系統構成</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により，残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧できる設計とする。残留熱除去系（低圧注水モード）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）の流路として，設計基準対象施設である残留熱除去系熱交換器，原子炉圧力容器，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.9.2 多様性，位置的分散等</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p>	<p>5.9.2 多様性，位置的分散等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>5.10 水源，代替水源移送系</p> <p>5.10.1 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な水の量を供給するために必要な重大事故等対処設備として，復水貯蔵タンク，サプレッションチェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等の収束に必要な水源として設ける設計とする。</p> <p>また，これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に，代替淡水源として淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）を設ける設計とする。</p> <p>また，淡水が枯渇した場合に，海を水源として利用できる設計とする。</p> <p>復水貯蔵タンクは，想定される重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高压代替注水系，低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の水源として使用できる設計とする。</p> <p>サプレッションチェンバ（容量 2800m³，個数 1）は，想定される重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替循</p>	<p>5.10 水源，代替水源移送系</p> <p>5.10.1 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>環冷却系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の水源として使用できる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは，想定される重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として使用できる設計とする。</p> <p>代替淡水源である淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は，想定される重大事故等時において，復水貯蔵タンクへ水を供給するための水源であるとともに，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）の水源として使用できる設計とする。</p> <p>海は，想定される重大事故等時において，淡水が枯渇した場合に，復水貯蔵タンクへ水を供給するための水源であるとともに，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）の水源として利用できる設計とする。</p> <p>5.10.2 代替水源移送系</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備及び海を利用するために必要な設備として，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を設ける設計とする。</p>	<p>5.10.2 代替水源移送系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵タンクへ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、代替淡水源である淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）の淡水を補給水系等を経由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。</p> <p>また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵タンクへ海水を供給するための重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、海水を補給水系等を経由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。</p> <p>さらに、代替淡水源である淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）の淡水が枯渇した場合に、海水を供給するための重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、海水を淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）へ供給できる設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>代替水源及び代替淡水源からの移送ルートを確保するとともに、可搬型のホース、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）については、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>水源への水の供給に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「5.10.2 代替水源移送系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>6. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>6.1 原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に原子炉水位を維持するため、発電用原子炉で発生する蒸気の一部を用いたタービン駆動のポンプにより、復水貯蔵タンクの水又はサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に注入し、水位を維持できる設計とする。</p> <p>また、冷却材喪失事故に至らない原子炉冷却材圧力バウンダリからの小さな漏えい及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する小口径配管の破断又は小さな機器の損傷による原子炉冷却材の漏えいに対し、原子炉冷却材を補給する能力を有する設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、炉心を冷却する機能を有する設計とする。</p> <p>6.2 補給水系</p> <p>通常運転中の原子炉冷却系統への補給水、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の原子炉への注入水を貯留するため、復水貯蔵タンクを設置する設計とする。</p>	<p>6. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>6.1 原子炉隔離時冷却系</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>6.2 補給水系</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）</p> <p>7.1.1 系統構成</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である原子</p>	<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）</p> <p>7.1.1 系統構成</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）は、発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉压力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を、常設代替交流電源設備から電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。</p> <p>また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）及び高压炉心スプレイ補機冷却水系（高压炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）は、非常用炉心冷却系の区分に対応した3系統構成とすることにより、非常時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも、非常用炉心冷却設備等の機器から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）は、淡水ループである原子炉補機冷却水系と、海水系である原子炉補機冷却海水系から構成する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備、原子炉格納容器内の冷却等のための設備、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備又は原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事</p>	

変更前	変更後
<p>故対処設備である原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)が使用できる場合は、重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用できる設計とする。</p> <p>7.1.2 多様性, 位置的分散等</p> <p>原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性, 位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却水系(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。)</p> <p>7.2.1 系統構成</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である高圧炉心スプレイ補機冷却水系(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。)は、重要安全施設において発生した熱を、常設代替交流電源設備から電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。</p> <p>また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれ</p>	<p>7.1.2 多様性, 位置的分散等</p> <p>変更なし</p> <p>7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却水系(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。)</p> <p>7.2.1 系統構成</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>がある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）は、非常用炉心冷却系の区分に対応した3系統構成とすることにより、非常時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも、非常用炉心冷却設備等の機器から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）は、淡水ループである高圧炉心スプレイ補機冷却水系と、海水系である高圧炉心スプレイ補機冷却海水系から構成する設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>7.2.2 多様性、位置的分散等</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことか</p>	<p>変更なし</p> <p>7.2.2 多様性、位置的分散等</p>

変更前	変更後
<p>ら、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>7.3 原子炉補機代替冷却水系</p> <p>7.3.1 系統構成</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉補機代替冷却水系を設ける設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、原子炉補機代替冷却水系は、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ(タイプI)により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、十分な余裕を持って残留熱除去系等の機器で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ(タイプI)により取水口又は海水ポンプ室から海水を取水し、原子炉補機</p>	<p>7.3 原子炉補機代替冷却水系</p> <p>7.3.1 系統構成</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器又は燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系に使用するホースの敷設は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉冷却系統施設のうち「7.3 原子炉補機代替冷却水系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系の流路として、設計基準対象施設である残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>7.3.2 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散</p> <p>原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>また、原子炉補機代替冷却水系は、原子炉格納容器フィルタベント</p>	<p>7.3.2 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>系及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋、海水ポンプ室及び排気筒から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器、耐圧強化ベント系及び原子炉格納容器フィルタベント系並びに屋外の原子炉補機冷却海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有するとともに、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットから原子炉補機冷却水系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却水系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉補機代替冷却水系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>7.4 重大事故等の収束に必要となる水源</p>	<p>7.4 重大事故等の収束に必要となる水源</p>

変更前	変更後
<p>海は、想定される重大事故等時において、原子炉補機代替冷却水系の水源として利用できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>8. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>8.1 原子炉冷却材浄化系</p> <p>原子炉冷却材浄化系は、原子炉冷却材の純度を高く保つために設置するもので、原子炉再循環系配管及び原子炉圧力容器底部から原子炉冷却材を一部取り出し、原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器によって浄化脱塩して復水給水系へ戻すことにより、原子炉冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を発電用原子炉施設の運転に支障を及ぼさない値以下に保つことができる設計とする。</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を、原子炉起動時、停止時及び高温待機時において、原子炉冷却系統外に排出する場合は、原子炉冷却材浄化系により原子炉冷却材を浄化して、液体廃棄物処理系へ導く設計とする。</p>	<p>8. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>8.1 原子炉冷却材浄化系</p> <p>変更なし</p>
<p>9. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えいを監視する装置</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいに対して、ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置、ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置、ドライウェル機器ドレンサンプル水位測定装置及び格納容器内ダスト放射線濃度測定装置を設ける設計とする。</p> <p>このうち、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいに対しては、ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置により、1 時間以内に 0.23m³/h の漏えい量を検出する能力を有する設計とするとともに、自動的に中央制御室に警報を発信する設計とする。</p>	<p>9. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えいを監視する装置</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>また、測定値は、中央制御室に指示する設計とする。</p> <p>ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置は、ドライウェル床ドレンサンプに設ける設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置にて検出できる設計とする。</p> <p>ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置が故障した場合は、これと同等の機能を有するドライウェル送風機冷却コイルドレン流量測定装置及び格納容器内ダスト放射線濃度測定装置により、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいを検知可能な設計とする。</p>	
<p>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統、原子炉冷却材浄化系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に係る容器、管、ポンプ及び弁は、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p> <p>管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S 0 1 2）の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。</p> <p>温度差のある流体の混合等で生じる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S 0 1 7）の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。</p>	<p>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>11. 主要対象設備</p> <p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の対象となる主要な設備について、「表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>11. 主要対象設備</p> <p>変更なし</p>

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(1/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材再循環設備	原子炉再循環系	ポンプ	-	原子炉再循環ポンプ	S	クラス 1	-	-	変更なし				
		主配管	-	原子炉圧力容器～残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点～原子炉再循環ポンプ(A)	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				原子炉再循環ポンプ(A)～残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点～原子炉圧力容器	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				原子炉圧力容器～原子炉再循環ポンプ(B)	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				原子炉再循環ポンプ(B)～残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点～原子炉圧力容器	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点～E11-F014A, B	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				E11-F020A～残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				E11-F020B～残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点	S	クラス 1	-	-	変更なし				
		原子炉再循環ポンプ(B)入口配管分岐点～G31-F001	S	クラス 1	-	-	変更なし						

〇 2 変一 II R 〇

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(2/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	容器	-	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	S	クラス 3	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
		主蒸気流量制限器	-	主蒸気流量制限器	S	-	-		変更なし				
		安全弁及び逃がし弁	-	B21-F001A, C, E, H, J, L	S	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				B21-F001B, D, F, G, K	S	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
		主要弁	-	B21-F002A, B, C, D	S	クラス 1	-		変更なし				
				B21-F003A, B, C, D	S	クラス 1	-		変更なし				
		主配管	-	原子炉圧力容器～B21-F001D 分岐点	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001D 分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-10A)	S	クラス 1	-		変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-10A)～主蒸気ヘッド	B-1	クラス 2	-		変更なし				
				B21-F001A 分岐点～B21-F001A	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001A～T-クエンチャ	B-1	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001B 分岐点～B21-F001B	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(3/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	-	B21-F001B～T-クエンチャ	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001C 分岐点～B21-F001C	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001C～T-クエンチャ	B-1	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001D 分岐点～B21-F001D	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001D～T-クエンチャ	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉圧力容器～B21-F001F 分岐点	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001F 分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-10B)	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-10B)～主蒸気ヘッド	B-1	クラス 2	-	-	変更なし				
				B21-F001E 分岐点～B21-F001E	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001E～T-クエンチャ	B-1	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001F 分岐点～B21-F001F	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001F～T-クエンチャ	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉圧力容器～B21-F001H 分岐点	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001H 分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-10C)	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-10C)～主蒸気ヘッド	B-1	クラス 2	-	-	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(4/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	-	B21-F001G 分岐点～B21-F001G	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001G～T-クエンチャ		-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001H 分岐点～B21-F001H	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001H～T-クエンチャ	B-1	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉圧力容器～原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点～B21-F001L 分岐点	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001L 分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-10D)	S	クラス 1	-		変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-10D)～主蒸気ヘッド	B-1	クラス 2	-		変更なし				
				B21-F001J 分岐点～B21-F001J	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001J～T-クエンチャ	B-1	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001K 分岐点～B21-F001K	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001K～T-クエンチャ		-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001L 分岐点～B21-F001L	S	クラス 1	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				B21-F001L～T-クエンチャ	B-1	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(5/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	-	主蒸気ヘッド	B-1	クラス 2	-		変更なし			
				主蒸気ヘッド～主蒸気止め弁	B-1	クラス 2	-		変更なし			
				主蒸気ヘッド～タービンバイパス弁	B-1	クラス 2	-		変更なし			
				タービンバイパス弁～タービンバイパス弁減圧管	B-1	クラス 3	-		変更なし			
				主蒸気ヘッド～原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	B-1	クラス 2, クラス 3	-		変更なし			
				原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン入口配管分岐点～N38-F023A, B 及び N38-F024A, B	B-1	クラス 3	-		変更なし			
				B21-F023A～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (A) 出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
				B21-F023C～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (C) 出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
				B21-F023E～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (E) 出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
				B21-F023H～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (H) 出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
				B21-F023J～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (J) 出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
				B21-F023L～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (L) 出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (A)～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (A) 出口配管合流点	S	クラス 3	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (C)～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (C) 出口配管合流点	S	クラス 3	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (E)～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (E) 出口配管合流点	S	クラス 3	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (H)～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ (H) 出口配管合流点	S	クラス 3	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(6/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	-	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J)～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J)出口配管合流点	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L)～主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L)出口配管合流点	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(A)出口配管合流点～B21-F001A	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(C)出口配管合流点～B21-F001C	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(E)出口配管合流点～B21-F001E	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(H)出口配管合流点～B21-F001H	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(J)出口配管合流点～B21-F001J	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ(L)出口配管合流点～B21-F001L	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				B21-F022A～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(A)出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
				B21-F022B～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(B)出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
				B21-F022C～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(C)出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
				B21-F022D～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(D)出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
				B21-F022E～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(E)出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
				B21-F022F～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(F)出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
				B21-F022G～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(G)出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし			
B21-F022H～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(H)出口配管合流点	S	クラス 3	-		変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(7/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後						
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス	
原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	B21-F022J～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(J)出口配管合流点	S	クラス 3	—	—	変更なし	—	—	—	—	
			B21-F022K～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(K)出口配管合流点	S	クラス 3	—	—	変更なし	—	—	—	—	—
			B21-F022L～主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(L)出口配管合流点	S	クラス 3	—	—	変更なし	—	—	—	—	—
			主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(A)～B21-F001A	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(B)～B21-F001B	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(C)～B21-F001C	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(D)～B21-F001D	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(E)～B21-F001E	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(F)～B21-F001F	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(G)～B21-F001G	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(H)～B21-F001H	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(J)～B21-F001J	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(K)～B21-F001K	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ(L)～B21-F001L	S	クラス 3	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			B21-F001A, L～原子炉格納容器配管貫通部(X-106B)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			原子炉格納容器配管貫通部(X-106B)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—
			原子炉格納容器配管貫通部(X-106B)～代替高圧窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—	—

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(8/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後							
				名称		設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称		設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
						耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス			耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	-	代替高压窒素ガス供給系 A 系窒素供給配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B)～開放端	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							
				B21-F001E, J～原子炉格納容器配管貫通部 (X-91)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-91)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-91)～代替高压窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管分岐点	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							
				代替高压窒素ガス供給系 B 系窒素供給配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-91)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-91)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							
	原子炉格納容器配管貫通部 (X-91)～開放端	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし										
	復水給水系	主要弁	-	B21-F052A, B	S	クラス 1	-		変更なし						
B21-F053A, B				S	クラス 1	-		変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(9/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	復水給水系	主配管	復水浄化系(復水ろ過装置)～復水浄化系(復水脱塩装置)	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			復水浄化系(復水脱塩装置)～高圧復水ポンプ	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			高圧復水ポンプ入口配管分岐点～N21-F045	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			制御棒駆動水圧系復水積算流量計用配管分岐点～N21-F041	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			高圧復水ポンプ～低圧第 1 給水加熱器ドレン冷却器	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			低圧第 1 給水加熱器ドレン冷却器～低圧第 1 給水加熱器	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			低圧第 1 給水加熱器～低圧第 2 給水加熱器	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			低圧第 2 給水加熱器～低圧第 3 給水加熱器	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			低圧第 3 給水加熱器～低圧第 4 給水加熱器	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			低圧第 4 給水加熱器～電動機駆動原子炉給水ポンプ	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			給水ポンプ入口配管分岐点～タービン駆動原子炉給水ポンプ	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			タービン駆動原子炉給水ポンプ～給水ポンプ出口配管合流点	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			電動機駆動原子炉給水ポンプ～高圧第 1 給水加熱器	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			高圧第 1 給水加熱器～高圧第 2 給水加熱器	B-1	クラス 3	—	変更なし					
			高圧第 2 給水加熱器～B21-F050A, B	B-1	クラス 3	—	変更なし					
B21-F050A～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点	B-1	クラス 2	—	変更なし								

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(10/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	復水給水系	主配管	-	原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-12A)	B-1	クラス 2	-	-	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-12A)～原子炉圧力容器	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				B21-F050B～原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点	B-1	クラス 2	-	-	変更なし				
				原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-12B)	S	クラス 2	-	-	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-12B)～原子炉圧力容器	S	クラス 1	-	-	変更なし				
	給水加熱器ドレンベント系	容器	-	低圧第 1 給水加熱器ドレンタンク	B-1	クラス 3	-	-	変更なし				
		安全弁及び逃がし弁	-	N23-F020A, B*2	B	-	-	-	変更なし				
				N23-F021A, B*2	B	-	-	-	変更なし				
				N23-F055A, B	B-1	-	-	-	変更なし				
				N23-F057A, B	B-1	-	-	-	変更なし				
		主配管	-	N22-F022A, B～高圧第 2 給水加熱器	B-1	クラス 3	-	-	変更なし				
				N22-F023A, B～高圧第 2 給水加熱器	B-1	クラス 3	-	-	変更なし				
				高圧第 2 給水加熱器～高圧第 1 給水加熱器	B-1	クラス 3	-	-	変更なし				
				N22-F024A, B～高圧第 1 給水加熱器	B-1	クラス 3	-	-	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(11/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	給水加熱器ドレンベント系	主配管	-	高圧第 1 給水加熱器～低圧第 4 給水加熱器	B-1	クラス 3	-	変更なし					
				低圧第 4 給水加熱器～低圧第 3 給水加熱器	B-1	クラス 3	-	変更なし					
				低圧第 3 給水加熱器～低圧第 2 給水加熱器	B-1	クラス 3	-	変更なし					
				低圧第 2 給水加熱器～低圧第 1 給水加熱器ドレンタンク	B-1	クラス 3	-	変更なし					
				低圧第 1 給水加熱器～低圧第 1 給水加熱器ドレンタンク	B-1	クラス 3	-	変更なし					
				低圧第 1 給水加熱器ドレンタンク～低圧第 1 給水加熱器ドレン冷却器	B-1	クラス 3	-	変更なし					
				低圧第 1 給水加熱器ドレン冷却器～復水器	B-1	クラス 3	-	変更なし					
	復水浄化系	主配管	-	復水給水系～復水ろ過装置復水ろ過器	B-1	クラス 3	-	変更なし					
				復水ろ過装置復水ろ過器～復水給水系	B-1	クラス 3	-	変更なし					
				復水給水系～復水脱塩装置復水脱塩塔	B-1	クラス 3	-	変更なし					
				復水脱塩装置復水脱塩塔～復水給水系	B-1	クラス 3	-	変更なし					
	抽気系	主配管	-	N36-F001A, B～高圧第 2 給水加熱器	B-1	クラス 3	-	変更なし					
				N36-F003A, B～高圧第 1 給水加熱器	B-1	クラス 3	-	変更なし					
				N36-F006A, B～低圧第 4 給水加熱器	B-1	クラス 3	-	変更なし					

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(12/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	抽気系	主配管	-	N36-F009A, B～低圧第 3 給水加熱器	B-1	クラス 3	-		変更なし				
				低圧タービン～低圧第 2 給水加熱器	B-1	クラス 3	-		変更なし				
				低圧タービン～低圧第 1 給水加熱器	B-1	クラス 3	-		変更なし				
				N36-F022A, B～原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	B-1	クラス 3	-		変更なし				
				原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン～N36-F024A, B	B-1	クラス 3	-		変更なし				
残留熱除去設備	残留熱除去系	熱交換器	-	残留熱除去系熱交換器(A)	S	クラス 2*3 クラス 3	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器(B)	S	クラス 2*3 クラス 3	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
		ポンプ	-	残留熱除去系ポンプ(A), (B)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ポンプ(C)	S	クラス 2	-		変更なし				
		ろ過装置	-	残留熱除去系ストレーナ(A)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ストレーナ(B)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ストレーナ(C)	S	クラス 2	-		変更なし				
		安全弁及び逃がし弁	-	E11-F048A	S	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				E11-F048B	S	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(13/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
残留熱除去設備	残留熱除去系	安全弁及び逃がし弁	-	E11-F048C	S	-	-	-	変更なし				
				E11-F050A, B	S	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				E11-F054A, B	S	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
		主要弁	-	E11-F003A, B	S	クラス 2	-	-	変更なし				
				E11-F004A, B, C	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				E11-F005A, B, C	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				E11-F008A, B	S	クラス 2	-	-	変更なし				
				E11-F010A, B	S	クラス 2	-	-	変更なし				
				E11-F011A, B	S	クラス 2	-	-	変更なし				
				E11-F012A, B	S	クラス 2	-	-	変更なし				
				E11-F015A, B	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				E11-F016A, B	S	クラス 1	-	-	変更なし				
				E11-F018A, B	S	クラス 1	-	-	変更なし				
E11-F019A, B	S	クラス 1	-	-	変更なし								

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(14/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
残留熱除去設備	残留熱除去系	主要弁	-	E11-F021	S	クラス 1	-		変更なし				
				E11-F022	S	クラス 1	-		変更なし				
		主配管	-	原子炉圧力容器～残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込配管分岐点～E11-F014A, B	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				E11-F014A～原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A)	S	クラス 1	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A)～サブプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ストレーナ (A)～原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A)～サブプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点～代替循環冷却系吸込配管分岐点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
残留熱除去系ポンプ (A)～代替循環冷却系注入配管合流点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし								

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(15/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	S	クラス 2	-		変更なし				
			残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点～ドライウエルスブレイ注入配管 A 系分岐点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			ドライウエルスブレイ注入配管 A 系分岐点～低圧代替注水系 A 系注入配管合流点	S	クラス 2	-		変更なし				
			低圧代替注水系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)	S	クラス 2	-		変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)～原子炉圧力容器	S	クラス 1	-		変更なし				
			原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点～サブプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			サブプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～サブプレッションチェンバスブレイ注入配管 A 系分岐点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			サブプレッションチェンバスブレイ注入配管 A 系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
原子炉格納容器配管貫通部(X-32A)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(16/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	原子炉格納容器配管貫通部 (X-32A)～E11-F020A	S	クラス 1	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			E11-F020A～残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点		—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			残留熱除去系原子炉停止時冷却モード A 系注入配管合流点～原子炉压力容器		—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)		—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			ドライウェルスプレイ管		—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			ドライウェルスプレイ管入口配管 A 系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-37)	S	クラス 2	—		変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-37)～E11-F022	S	クラス 1	—		変更なし				
			E11-F022～原子炉压力容器	S	クラス 1	—		変更なし				
			サブプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)		—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)～サブプレッションプール水冷却配管 A 系開放端	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
サブプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(17/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
残留熱除去設備	残留熱除去系	主管	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-213A)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションチェンバスプレイ管	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				E11-F029A～残留熱除去系ポンプ(A)入口配管合流点	S	クラス 2	-		変更なし				
				使用済燃料プール A 系入口配管分岐点～E11-F030A	S	クラス 2	-		変更なし				
				E11-F014B～原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)	S	クラス 1	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-33B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ストレーナ(B)～原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点～残留熱除去系ポンプ(B)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ポンプ(B)～残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(18/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点	S	クラス 2	—		変更なし				
			残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点～ドライウエルスプレイ注入配管 B 系分岐点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			ドライウエルスプレイ注入配管 B 系分岐点～低圧代替注水系 B 系注入配管合流点	S	クラス 2	—		変更なし				
			低圧代替注水系 B 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-31B)	S	クラス 2	—		変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部(X-31B)～原子炉圧力容器	S	クラス 1	—		変更なし				
			原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点～サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～サブプレッションチェンバスプレイ注入配管 B 系分岐点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			サブプレッションチェンバスプレイ注入配管 B 系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-32B)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部(X-32B)	—		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部(X-32B)～E11-F020B	S	クラス 1	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			E11-F020B～残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点	—		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード B 系注入配管合流点～原子炉圧力容器	—		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし							
ドライウエルスプレイ注入配管 B 系分岐点～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(19/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	—	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-30B)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-30B)	—		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				サブプレッションチェンバススプレイ注入配管 B 系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-213B)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-213B)	—		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B)	—		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B)～サブプレッションプール水冷却配管 B 系開放端	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				E11-F029B～残留熱除去系ポンプ (B) 入口配管合流点	S	クラス 2	—		変更なし			
				使用済燃料プール B 系入口配管分岐点～E11-F030B	S	クラス 2	—		変更なし			
				残留熱除去系ストレーナ (C)～原子炉格納容器配管貫通部 (X-214C)	S	クラス 2	—		変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214C)～残留熱除去系ポンプ (C)	S	クラス 2	—		変更なし			
				残留熱除去系ポンプ (C)～原子炉格納容器配管貫通部 (X-31C)	S	クラス 2	—		変更なし			
原子炉格納容器配管貫通部 (X-31C)～原子炉圧力容器	S	クラス 1	—		変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(20/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
残留熱除去設備	原子炉格納容器フィルタベント系	ポンプ	—	大容量送水ポンプ(タイプ I)	—	—	可搬/防止	SA クラス 3	変更なし				
		安全弁及び逃がし弁	—	T63-F006	—	—	常設耐震/防止	—	変更なし				
		主要弁	—	T48-F019	—	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし			
				T48-F022	—	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし			
				T63-F001	—	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし			
				T63-F002	—	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし			
		主配管	—	原子炉格納容器配管貫通部(X-230)	—	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部(X-230)～ドライウエル出口配管分岐点	—	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部(X-81)	—	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部(X-81)～ドライウエル出口配管分岐点	—	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし			
				サブプレッションチェンバ出口配管分岐点 3～フィルタ装置	—	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし			
				フィルタ装置～フィルタ装置出口側ラプチャディスク	—	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし			
				フィルタ装置出口側ラプチャディスク～排気管	—	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし			

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(21/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
残留熱除去設備	原子炉格納容器フィルタベント系	主配管	フィルタ装置(A)～フィルタ装置(B)	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			フィルタ装置(B)～フィルタ装置(C)	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			フィルタ装置連結管	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋外)～T48-F011 入口側合流点	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋内)～ドライウエル窒素供給配管合流点	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			T48-F011 入口側合流点～T48-F002 出口側合流点	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			T48-F002 出口側合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-80)	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部(X-80)	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			ドライウエル窒素供給配管分岐点 2～原子炉格納容器配管貫通部(X-281)	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部(X-281)	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			ドライウエル窒素供給配管分岐点 1～T48-F066	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			T48-F066～フィルタ装置入口配管合流点	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			フィルタ装置水補給接続口(屋外)～フィルタ装置	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			フィルタ装置水補給接続口(屋内)～フィルタ装置	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
窒素供給用ホース(50A : 5m)	—	—	可搬/防止	SA クラス 3	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(22/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
残留熱除去設備	原子炉格納容器フィルタベント系	主配管	-	窒素供給用ヘッダ	-		可搬/防止	SA クラス 3	変更なし				
				可搬型窒素ガス供給装置接続管	-		可搬/防止	SA クラス 3	変更なし				
				取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	-		可搬/防止	SA クラス 3	変更なし				
				送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	-		可搬/防止	SA クラス 3	変更なし				
				注水用ヘッダ	-		可搬/防止	SA クラス 3	変更なし				
				送水用ホース (65A : 20m)	-		可搬/防止	SA クラス 3	変更なし				
	耐圧強化ベント系	主配管	-	原子炉格納容器配管貫通部 (X-230)	-		常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-230) ~ ドライウエル出口配管分岐点	-		常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-81)	-		常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-81) ~ ドライウエル出口配管分岐点	-		常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションチェンバ出口配管分岐点 2 ~ T48-F044	-		常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
				T48-F044 ~ 非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点	-		常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
				非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点 ~ 排気筒	-		常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 〇

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(23/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧炉心スプレイ系	ポンプ	—	高圧炉心スプレイ系ポンプ	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
		容器	—	復水貯蔵タンク	—		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
		ろ過装置	—	高圧炉心スプレイ系ストレーナ	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
		安全弁及び逃がし弁	—	E22-F023	S	—	常設/防止 (DB 拡張)	—	変更なし				
		主要弁	—	E22-F001	S	クラス 2	—		変更なし				
				E22-F003	S	クラス 1	—		変更なし				
				E22-F004	S	クラス 1	—		変更なし				
		主配管	—	復水貯蔵タンク～E22-F014		—		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				E22-F014～補給水よりの第一アンカ		B-1	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点		B-1	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				復水貯蔵タンク出口配管分岐点～直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点		B-1	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点～E22-F001		B-1	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(24/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧炉心スプレイ系	主配管	-	E22-F001～高圧炉心スプレイ系ポンプ	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				高圧炉心スプレイ系ストレーナ～原子炉格納容器配管貫通部 (X-219)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-219)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-219)～高圧炉心スプレイ系ポンプ入口配管合流点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				高圧炉心スプレイ系ポンプ～直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-35)	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-35)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-35)～原子炉压力容器	S	クラス 1	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低圧代替注水系吸込配管分岐点	B-1	クラス 2	-		変更なし				
				低圧代替注水系吸込配管分岐点～高圧代替注水系吸込配管分岐点	B-1	クラス 2	-		変更なし				
	高圧代替注水系吸込配管分岐点～E51-F001	B-1	クラス 2	-		変更なし							
	低圧炉心スプレイ系	ポンプ	-	低圧炉心スプレイ系ポンプ	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				ろ過装置	S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
安全弁及び逃がし弁				S	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし					

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(25/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧炉心スプレイ系	主要弁	—	E21-F003	S	クラス 1	—		変更なし				
			—	E21-F004	S	クラス 1	—		変更なし				
		主配管	—	低圧炉心スプレイ系ストレーナ～原子炉格納容器配管貫通部 (X-217)		S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-217)		—		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-217)～低圧炉心スプレイ系ポンプ		S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				低圧炉心スプレイ系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部 (X-34)		S	クラス 2	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-34)		—		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-34)～原子炉圧力容器		S	クラス 1	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
	高圧代替注水系	ポンプ	—	高圧代替注水系タービンポンプ		—		常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
		容器	—	復水貯蔵タンク		—		常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(26/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧代替注水系	主配管	原子炉圧力容器～原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)～原子炉格納容器外側アンカ	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器外側アンカ～高圧代替注水系蒸気入口配管分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			高圧代替注水系蒸気入口配管分岐点～高圧代替注水系タービンポンプ	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			高圧代替注水系タービンポンプ～原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-222)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-222)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-222)～原子炉隔離時冷却系スパージャ	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			復水貯蔵タンク～E22-F014	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			E22-F014～補給水よりの第一アンカ	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低圧代替注水系吸込配管分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(27/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧代替注水系	主配管	-	低圧代替注水系吸込配管分岐点～高圧代替注水系吸込配管分岐点	-		常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				高圧代替注水系吸込配管分岐点～高圧代替注水系タービンポンプ	-		常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				高圧代替注水系タービンポンプ～高圧代替注水系注入配管合流点	-		常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				高圧代替注水系注入配管合流点～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点	-		常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-12A)	-		常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-12A)	-		常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-12A)～原子炉圧力容器	-		常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
	原子炉隔離時冷却系	ポンプ	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
		容器	-	復水貯蔵タンク	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
		安全弁及び逃がし弁	-	E51-F059	-		常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
		主配管	-	原子炉圧力容器～原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(28/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	原子炉隔離時冷却系	主配管	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-36)～原子炉格納容器外側アンカ	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器外側アンカ～高压代替注水系蒸気入口配管分岐点	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				高压代替注水系蒸気入口配管分岐点～原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン～原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-222)	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部(X-222)	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部(X-222)～原子炉隔離時冷却系スパージャ	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				復水貯蔵タンク～E22-F014	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				E22-F014～補給水よりの第一アンカ	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低压代替注水系吸込配管分岐点	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				低压代替注水系吸込配管分岐点～高压代替注水系吸込配管分岐点	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				高压代替注水系吸込配管分岐点～E51-F001	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
E51-F001～原子炉隔離時冷却系ポンプ	-		常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(29/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	原子炉隔離時冷却系	主配管	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ～原子炉隔離時冷却系注入配管合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉隔離時冷却系注入配管合流点～原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-12B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-12B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-12B)～原子炉圧力容器	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
	低圧代替注水系	ポンプ	—	直流駆動低圧注水系ポンプ	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
				復水移送ポンプ	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				大容量送水ポンプ(タイプ I)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
		容器	—	復水貯蔵タンク	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
		安全弁及び逃がし弁	—	E71-F010	—	—	常設耐震/防止	—	変更なし				
				E22-F023	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	—	変更なし				
		主配管	—	復水貯蔵タンク～E22-F014	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				E22-F014～補給水よりの第一アンカ	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(30/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧代替注水系	主配管	-	復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低圧代替注水系吸込配管分岐点	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系吸込配管分岐点～P13-F072	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				P13-F072～補給水系配管合流点	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				補給水系配管合流点～復水移送ポンプ	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				復水移送ポンプ～低圧代替注水系注入配管分岐点	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点～低圧代替注水系注入配管合流点 2	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系注入配管合流点 2～原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点～E11-F041	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				E11-F041～低圧代替注水系 A 系注入配管合流点	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				変更なし原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)～原子炉圧力容器	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点～E11-F026B	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし								

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(31/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧代替注水系	主管	E11-F026B～低圧代替注水系 B 系注入配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—
			低圧代替注水系 B 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)～原子炉压力容器	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—
			原子炉・格納容器下部注水接続口(北)～低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—
			原子炉・格納容器下部注水接続口(東)～低圧代替注水系注入配管合流点 1	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—
			復水貯蔵タンク出口配管分岐点～直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—
			直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点～直流駆動低圧注水系ポンプ	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—
			直流駆動低圧注水系ポンプ～直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—
			直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-35)	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-35)	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-35)～原子炉压力容器	—	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし	—	—	—	—
			取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし	—	—	—	—
			送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし	—	—	—	—

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(32/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧代替注水系	主配管	-	注水用ヘッド	-		可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	-		可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
	代替循環冷却系	ポンプ	-	代替循環冷却ポンプ	-		常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
		ろ過装置	-	残留熱除去系ストレーナ (A)	-		常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
		安全弁及び逃がし弁	-	E11-F048A	-		常設/緩和	-	変更なし				
				E11-F084	-		常設/緩和	-	変更なし				
				E11-F085	-		常設/緩和	-	変更なし				
		主配管	-	残留熱除去系ストレーナ (A) ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A)	-		常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A)	-		常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点	-		常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点 ~ 代替循環冷却系吸込配管分岐点	-		常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				代替循環冷却系吸込配管分岐点 ~ 代替循環冷却ポンプ	-		常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
		代替循環冷却ポンプ ~ 代替循環冷却系注入配管合流点	-		常設/緩和	SA クラス 2	変更なし						

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(33/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後						
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス	
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	代替循環冷却系	主配管	—	代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	
				残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	—
				残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	—
				残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	—
				残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モードA系注入配管分岐点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	—
				原子炉停止時冷却モードA系注入配管分岐点～ドライウェルスプレイ注入配管A系分岐点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	—
				ドライウェルスプレイ注入配管A系分岐点～低圧代替注水系A系注入配管合流点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	—
				低圧代替注水系A系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	—
				原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	—
				原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)～原子炉圧力容器	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	—
	ほう酸水注入系	ポンプ	—	ほう酸水注入系ポンプ	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	
				容器	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	
		安全弁及び逃がし弁	—	C41-F003A, B	—	—	常設耐震/防止	—	変更なし	—	—	—	—	
				C41-F022	—	—	常設耐震/防止	—	変更なし	—	—	—	—	
		主配管	—	ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	
				ほう酸水注入系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部(X-22)	—	—	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし	—	—	—	—	

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(34/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	ほう酸水注入系	主配管	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-22)	-	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし					
				原子炉格納容器配管貫通部(X-22)～差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーよりN11ノズルまでの外管)	-	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし					
	ポンプ	-	残留熱除去系ポンプ(A),(B)	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	変更なし						
			残留熱除去系ポンプ(C)	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	変更なし						
	ろ過装置	-	残留熱除去系ストレーナ(A)	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	変更なし						
			残留熱除去系ストレーナ(B)	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	変更なし						
			残留熱除去系ストレーナ(C)	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	変更なし						
	安全弁及び逃がし弁	-	E11-F048A	-	常設/防止(DB拡張)	-	変更なし						
			E11-F048B	-	常設/防止(DB拡張)	-	変更なし						
			E11-F048C	-	常設/防止(DB拡張)	-	変更なし						
	主配管	-	残留熱除去系ストレーナ(A)～原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	変更なし						
			原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	変更なし						
			原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)～サブプレッションチェンバ出口配管A系合流点	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	変更なし						
			サブプレッションチェンバ出口配管A系合流点～代替循環冷却系吸込配管分岐点	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	変更なし						
			残留熱除去系ポンプ(A)～代替循環冷却系注入配管合流点	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	変更なし						
			代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点	-	常設/防止(DB拡張)	SAクラス2	変更なし						

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(35/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	残留熱除去系	主配管	一	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点～ドライウェルズブレイ注入配管 A 系分岐点	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				ドライウェルズブレイ注入配管 A 系分岐点～低圧代替注水系 A 系注入配管合流点	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-31A)～原子炉圧力容器	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ストレーナ(B)～原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(36/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	残留熱除去系	主配管	原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部(X-214B)～サブ レッションチェンバ出口配管 B 系合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			サブレッションチェンバ出口配管 B 系合流 点～残留熱除去系ポンプ(B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			残留熱除去系ポンプ(B)～残留熱除去系熱 交換器(B)バイパス配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分 岐点～残留熱除去系熱交換器(B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系 熱交換器(B)バイパス配管合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管分 岐点～残留熱除去系熱交換器(B)バイパス 配管合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合 流点～原子炉停止時冷却モード B 系注入配 管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐 点～ドライウエルスブレイ注入配管 B 系分 岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			ドライウエルスブレイ注入配管 B 系分岐点 ～低圧代替注水系 B 系注入配管合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			低圧代替注水系 B 系注入配管合流点～原子 炉格納容器配管貫通部(X-31B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部(X-31B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器配管貫通部(X-31B)～原子 炉圧力容器	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
残留熱除去系ストレーナ(C)～原子炉格納 容器配管貫通部(X-214C)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(37/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	残留熱除去系	主配管	-	原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-214C)～残留熱除去系ポンプ(C)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ポンプ(C)～原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-31C)～原子炉圧力容器	-		常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
	代替水源移送系	ポンプ	-	大容量送水ポンプ(タイプⅠ)	-		可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				大容量送水ポンプ(タイプⅡ)	-		可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
		主配管	-	復水貯蔵タンク接続口～復水貯蔵タンク純水入口配管合流点	-		常設/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				復水貯蔵タンク純水入口配管合流点～復水貯蔵タンク	-		常設/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				取水用ホース(250A : 5m, 10m, 20m)	-		可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				送水用ホース(300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	-		可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				注水用ヘッド	-		可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				送水用ホース(150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	-		可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				

○ 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(38/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材補給設備	原子炉隔離時冷却系	ポンプ	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ	S	クラス 2	—	—	変更なし				
			主要弁	—	E51-F007	S	クラス 1	—	—	変更なし			
		—		E51-F008	S	クラス 1	—	—	変更なし				
		主配管	—	—	原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)	S	クラス 1	—	—	変更なし			
				—	原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)～原子炉格納容器外側アンカ	S	クラス 2	—	—	変更なし			
				—	原子炉格納容器外側アンカ～高圧代替注水系蒸気入口配管分岐点	S	クラス 2	—	—	変更なし			
				—	高圧代替注水系蒸気入口配管分岐点～原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	S	クラス 2	—	—	変更なし			
				—	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン～原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点	S	クラス 2	—	—	変更なし			
				—	原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-222)	S	クラス 2	—	—	変更なし			
		—	原子炉格納容器配管貫通部 (X-222)～原子炉隔離時冷却系スパージャ	S	クラス 2	—	—	変更なし					

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(39/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材補給設備	原子炉隔離時冷却系	主配管	-	E51-F001～原子炉隔離時冷却系ポンプ	S	クラス 2	-		変更なし				
				原子炉隔離時冷却系サブプレッションチェンパ内ストレーナ～原子炉格納容器配管貫通部(X-221)	S	クラス 2	-		変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-221)～原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管合流点	S	クラス 2	-		変更なし				
				原子炉隔離時冷却系ポンプ～原子炉隔離時冷却系注入配管合流点	S	クラス 2	-		変更なし				
	補給水系	ポンプ	-	復水移送ポンプ	B	Non*4	-		変更なし				
				容器	-	復水貯蔵タンク	B-1	クラス 2	-		変更なし		
		主配管	-	復水貯蔵タンク～E22-F014	B-1	クラス 2	-		変更なし				
				復水貯蔵タンク～補給水系配管合流点	B-1	クラス 3	-		変更なし				
				補給水系配管合流点～復水移送ポンプ	B-1	クラス 3	-		変更なし				
				復水移送ポンプ～低圧代替注水系注入配管分岐点	B-1	クラス 3	-		変更なし				
				低圧代替注水系注入配管分岐点～N21-F100	B-1	クラス 3	-		変更なし				
				復水移送ポンプ入口配管分岐点～P13-F010	B-1	クラス 3	-		変更なし				
				P13-F035～復水貯蔵タンク	B-1	クラス 3	-		変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(40/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材補給設備	補給水系	主管	-	N21-F041～復水貯蔵タンク	B-1	クラス 3	-	-	-	-	-	-	-
原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)	熱交換器	-	原子炉補機冷却水系熱交換器 (A), (C)	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (D)	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
		ポンプ	-	原子炉補機冷却水ポンプ (A), (C)	S	Non*4	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉補機冷却水ポンプ (B), (D)	S	Non*4	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉補機冷却海水ポンプ (A), (C)	S	Non*4	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉補機冷却海水ポンプ (B), (D)	S	Non*4	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
		容器	-	原子炉補機冷却水サージタンク (A)	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉補機冷却水サージタンク (B)	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
		ろ過装置	-	原子炉補機冷却海水系ストレーナ (A), (C)	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉補機冷却海水系ストレーナ (B), (D)	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(41/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後						
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス	
原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）	主配管	原子炉補機冷却水サージタンク(A)～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点～原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)～原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			残留熱除去系熱交換器(A)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)出口配管分岐点 2～非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器～原子炉補機冷却水ポンプ(A), (C)入口配管合流点 2	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (C)出口配管分岐点 3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点	S	クラス 3		—	変更なし								

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(42/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）	主配管	-	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)	S	クラス 3	-		変更なし			
				燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)～原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)入口配管合流点 1	S	クラス 3	-		変更なし			
				原子炉補機冷却水系熱交換器(A),(C)出口配管分岐点 1～P42-F091A	S	クラス 3	-		変更なし			
				P42-F091A～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)*2	C	クラス 3	-		変更なし			
				原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)連絡管*2	C	クラス 3	-		変更なし			
				原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)～P42-F092A*2	C	クラス 3	-		変更なし			
				原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐点～床ドレン・化学廃液蒸発濃縮装置復水器*2	C	クラス 3	-		変更なし			
				床ドレン・化学廃液蒸発濃縮装置復水器～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流点*2	C	クラス 3	-		変更なし			
				P42-F092A～原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)入口配管合流点 3	S	クラス 3	-		変更なし			
				原子炉補機冷却水サージタンク(B)～原子炉補機冷却水サージタンク(B)出口配管合流点	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却水サージタンク(B)出口配管合流点～原子炉補機冷却水ポンプ(D)	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却水ポンプ(B)入口配管分岐点～原子炉補機冷却水ポンプ(B)	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却水ポンプ(B),(D)～原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(D)～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(43/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）	主配管	-	残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B)出口配管分岐点	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				残留熱除去系熱交換器(B)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(B)出口配管合流点	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)出口配管分岐点 2～非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器～非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器～原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)入口配管合流点 2	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)出口配管分岐点 3～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点	S	クラス 3	—	—	変更なし			
				燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	S	クラス 3	—	—	変更なし			
				燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)～原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)入口配管合流点 1	S	クラス 3	—	—	変更なし			
				原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (D)出口配管分岐点 1～P42-F091B	S	クラス 3	—	—	変更なし			
				P42-F091B～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)*2	C	クラス 3	—	—	変更なし			
				原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)連絡管*2	C	クラス 3	—	—	変更なし			
				原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)～P42-F092B*2	C	クラス 3	—	—	変更なし			

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(44/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）	主配管	-	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)入口配管分岐点～排ガス復水器*2	C	クラス 3	-		変更なし			
				排ガス復水器～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流点*2	C	クラス 3	-		変更なし			
				P42-F092B～原子炉補機冷却水ポンプ(B), (D)入口配管合流点 3	S	クラス 3	-		変更なし			
				原子炉補機冷却海水ポンプ(A)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却海水系ストレーナ(A)～原子炉補機冷却水系熱交換器(A)	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却水系熱交換器(A)～放水槽	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却海水ポンプ(C)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却海水系ストレーナ(C)～原子炉補機冷却水系熱交換器(C)	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却水系熱交換器(C)～放水槽	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却海水ポンプ(A)出口配管分岐点～原子炉補機冷却海水ポンプ(C)出口配管合流点	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却海水ポンプ(B)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉補機冷却海水系ストレーナ(B)～原子炉補機冷却水系熱交換器(B)	S	クラス 3	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし			

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(45/49)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水系（含む。）	主配管	-	原子炉補機冷却水系熱交換器(B)～放水槽	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉補機冷却海水ポンプ(D)～原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉補機冷却海水系ストレーナ(D)～原子炉補機冷却水系熱交換器(D)	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉補機冷却水系熱交換器(D)～放水槽	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉補機冷却海水ポンプ(B)出口配管分岐点～原子炉補機冷却海水ポンプ(D)出口配管合流点	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張) 常設/緩和 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
	海水系を含む。）	熱交換器	-	高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
		ポンプ	-	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	S	Non*4	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	S	Non*4	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
		容器	-	高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
		ろ過装置	-	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ	S	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
		主配管	-	高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク～高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク出口配管合流点	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備清水冷却器～高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ～高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(46/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後						
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス	
原子炉補機冷却設備	高圧炉心スプレィ補機冷却水系（高圧炉心スプレィ補機冷却海水系を含む。）	主配管	高圧炉心スプレィ補機冷却水系熱交換器～高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備発電機軸受潤滑油冷却器, 潤滑油冷却器, 機関付空気冷却器	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備機関付空気冷却器, 潤滑油冷却器, 発電機軸受潤滑油冷却器～高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備清水冷却器	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			高圧炉心スプレィ補機冷却海水ポンプ～高圧炉心スプレィ補機冷却海水系ストレナ	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			高圧炉心スプレィ補機冷却海水系ストレナ～高圧炉心スプレィ補機冷却水系熱交換器	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			高圧炉心スプレィ補機冷却水系熱交換器～放水槽	S	クラス 3	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
	原子炉補機代替冷却水系	熱交換器	—	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
		ポンプ	—	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
			—	大容量送水ポンプ(タイプ I)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
		容器	—	原子炉補機冷却水サージタンク (A)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			—	原子炉補機冷却水サージタンク (B)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
		ろ過装置	—	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ストレナ)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
		主配管	—	—	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口 (残留熱除去系供給) (北)～残留熱除去系熱交換器 (A) 入口配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
			—	—	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口 (屋内) (残留熱除去系供給)～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口 (屋内) (残留熱除去系供給) 合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
			—	—	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器 (A)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
			—	—	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口配管分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
			—	—	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口配管分岐点～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口 (残留熱除去系戻り) (北)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(47/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉補機冷却設備	原子炉補機代替冷却水系	主配管	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（屋内）（残留熱除去系戻り）分岐点～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（屋内）（残留熱除去系戻り）	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉補機冷却水サージタンク(A)～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			残留熱除去系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(A)出口配管合流点	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（燃料プール冷却浄化系供給）（北）～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（屋内）（燃料プール冷却浄化系供給）～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（屋内）（燃料プール冷却浄化系供給）合流点	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし					
			燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし					
			燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)～原子炉補機冷却水ポンプ(A),(C)入口配管合流点 1	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし					
			燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口配管分岐点～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（燃料プール冷却浄化系戻り）（北）	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（屋内）（燃料プール冷却浄化系戻り）分岐点～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（屋内）（燃料プール冷却浄化系戻り）	—	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（残留熱除去系供給）（西）～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			残留熱除去系熱交換器(B)入口配管合流点～残留熱除去系熱交換器(B)	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B)出口配管分岐点	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			残留熱除去系熱交換器(B)出口配管分岐点～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（残留熱除去系戻り）（西）	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
原子炉補機冷却水サージタンク(B)～原子炉補機冷却水サージタンク(B)出口配管合流点	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし								

〇 2 変一 II R 〇

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(48/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉補機冷却設備	原子炉補機代替冷却水系	主配管	-	残留熱除去系熱交換器(B)出口配管分岐点～原子炉補機冷却水サージタンク(B)出口配管合流点	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系供給)(西)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
				燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管合流点～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
				燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)～原子炉補機冷却水ポンプ(B),(D)入口配管合流点 1	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
				燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管分岐点～原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口(燃料プール冷却浄化系戻り)(西)	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
				取水用ホース(250A:5m,10m,20m)	-	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				送水用ホース(300A:2m,5m,10m,20m,50m)	-	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				耐熱ホース(300A:2m,5m,10m)	-	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				除熱用ヘッダ	-	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				耐熱ホース(201A:5m,10m)	-	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
原子炉冷却材浄化設備	原子炉冷却材浄化系	主要弁	-	G31-F002	S	クラス 1	-	変更なし				
				G31-F003	S	クラス 1	-	変更なし				
		主配管	-	原子炉圧力容器～原子炉冷却材浄化系再生熱交換器入口配管合流点	S	クラス 1	-	変更なし				
				G31-F001～原子炉格納容器配管貫通部(X-50)	S	クラス 1	-	変更なし				
		原子炉格納容器配管貫通部(X-50)～原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	B-1	クラス 3	-	変更なし						

〇 2 変一 II R 〇

表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト(49/49)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材浄化設備	原子炉冷却材浄化系	主配管	—	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器連絡管(管側)	B-1	クラス 3	—	変更なし				
				原子炉冷却材浄化系再生熱交換器～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	B-1	クラス 3	—	変更なし				
				原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器連絡管	B-1	クラス 3	—	変更なし				
				原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器～原子炉冷却材浄化系ポンプ	B-1	クラス 3	—	変更なし				
				原子炉冷却材浄化系ポンプ～原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器	B-1	クラス 3	—	変更なし				
				原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器～原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	B-1	クラス 3	—	変更なし				
				原子炉冷却材浄化系再生熱交換器連絡管(胴側)	B-1	クラス 3	—	変更なし				
				原子炉冷却材浄化系再生熱交換器～G31-F022	B-1	クラス 3	—	変更なし				
				G31-F022～高压代替注水系注入配管合流点	B-1	クラス 2	—	変更なし				
				高压代替注水系注入配管合流点～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点	B-1	クラス 2	—	変更なし				
				原子炉冷却材浄化系再生熱交換器(胴側)出口配管分岐点～原子炉隔離時冷却系注入配管合流点	S	クラス 2	—	変更なし				
				原子炉隔離時冷却系注入配管合流点～原子炉冷却材浄化系 B 系注入配管合流点	S	クラス 2	—	変更なし				
原子炉格納容器内の水を監視する装置	—	—	—	ドライウエル送風機冷却コイルドレン流量*2	C	—	—	変更なし				
				ドライウエル床ドレンサンブ水位*2	C	—	—	変更なし				

注記*1 : 表 1 に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格」の「表 1 原子炉本体の主要設備リスト 付表 1」による。

*2 : 本設備は記載の適正化のみ行うものであり、手続き対象外である。

*3 : 水室側がクラス 2, 胴側がクラス 3

*4 : 「J S M E S N C 1 - 2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」における「クラス 3 ポンプ」である。

〇 2 変一 II R 0

表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト(1/10)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
残留熱除去設備	残留熱除去系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				シュラウドサポート	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				上部格子板	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				炉心支持板	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				中央燃料支持金具	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				周辺燃料支持金具	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				制御棒案内管	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
			原子炉本体 原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉本体 原子炉圧力容器内部構造物	ジェットポンプ	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
			原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器(ドライウエル)	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納容器 フィルタベント系	-	原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器	-	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし		
					原子炉格納施設 原子炉格納容器調気設備	T48-F020	-	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし		
						T48-F021	-	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし		
					原子炉格納施設 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	可搬型窒素ガス供給装置	-	-	可搬/防止	-	変更なし		
					原子炉格納施設 圧力逃がし装置	フィルタ装置出口側ラプチャディスク	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし		
						フィルタ装置	-	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし		

○ 2 変一 II R 0

表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト(2/10)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
残留熱除去設備	耐圧強化ベント系	-	放射性廃棄物の廃棄施設 気体、液体又は固体廃棄物処理設備	排気筒（支持構造物（鉄塔及び基礎）は第2, 3号機共用）	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし				
			原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし				
			原子炉格納施設 原子炉格納容器調気設備	T48-F019	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし				
				T48-F022	-	-	常設耐震/防止	SAクラス2	変更なし				
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧炉心スプレイ系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				シュラウドサポート	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				上部格子板	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				炉心支持板	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				中央燃料支持金具	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				周辺燃料支持金具	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				制御棒案内管	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器	原子炉压力容器	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SAクラス2	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器内部構造物	高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				高圧炉心スプレイスパージャ	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
			原子炉冷却系統施設 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	E22-F003	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SAクラス2	変更なし				
			原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SAクラス2	変更なし				

○ 2 変一 II R 0

表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト(3/10)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧炉心スプレイ系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				シュラウドサポート	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				上部格子板	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				炉心支持板	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				中央燃料支持金具	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				周辺燃料支持金具	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				制御棒案内管	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器	原子炉压力容器	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器内部構造物	低圧炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				低圧炉心スプレイスパージャ	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
			原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト(4/10)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧代替注水系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				シュラウドサポート	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				上部格子板	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				炉心支持板	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				中央燃料支持金具	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				周辺燃料支持金具	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				制御棒案内管	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉本体 原子炉压力容器内部構造物	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし					

〇 2 変一 II R 0

表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト(5/10)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	原子炉隔離時冷却系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				シュラウドサポート	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				上部格子板	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				炉心支持板	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				中央燃料支持金具	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				周辺燃料支持金具	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				制御棒案内管	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器	原子炉压力容器	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器内部構造物	給水スパーージャ	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
			原子炉冷却系統施設 原子炉冷却材補給設備	E51-F008	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				

〇2 変一 II R0

表2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト(6/10)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧代替注水系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				シュラウドサポート	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				上部格子板	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				炉心支持板	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				中央燃料支持金具	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				周辺燃料支持金具	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				制御棒案内管	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器	原子炉压力容器	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器内部構造物	残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)	-	-	常設耐震/防止 常設/緩和	-	変更なし				
				高圧炉心スプレイ系配管(原子炉压力容器内部)	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし				
				高圧炉心スプレイスパーージャ	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト(7/10)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	代替循環冷却系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				シュラウドサポート	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				上部格子板	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				炉心支持板	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				中央燃料支持金具	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				周辺燃料支持金具	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				制御棒案内管	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器	原子炉压力容器	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器内部構造物	残留熱除去系配管(原子炉压力容器内部)	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
			原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備	残留熱除去系熱交換器(A)	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

○ 2 変一 II R 0

表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト(8/10)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	ほう酸水注入系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし				
				シュラウドサポート	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし				
				炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし				
				上部格子板	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし				
				炉心支持板	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし				
				中央燃料支持金具	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし				
				周辺燃料支持金具	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし				
				制御棒案内管	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器	原子炉压力容器	-	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器付属構造物	差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)	-	-	常設耐震/防止	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉本体 原子炉压力容器内部構造物	差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉压力容器内部)	-	-	常設耐震/防止	-	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト(9/10)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	残留熱除去系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				シュラウドサポート	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				上部格子板	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				炉心支持板	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				中央燃料支持金具	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				周辺燃料支持金具	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
				制御棒案内管	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
			原子炉本体 原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉本体 原子炉圧力容器内部構造物	残留熱除去系配管(原子炉圧力容器内部)	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	-	変更なし				
			原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備	残留熱除去系熱交換器(A)	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器(B)	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)	-	-	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			代替水源移送系	-	-	原子炉冷却系統施設 原子炉冷却材補給設備	復水貯蔵タンク	-	-	常設/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし	

〇 2 変一 II R 0

表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト(10/10)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
原子炉補機冷却設備	原子炉補機代替冷却水系	-	原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備	残留熱除去系熱交換器(A)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし					
				残留熱除去系熱交換器(B)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし					

注記*1：表2に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格」の「表1 原子炉本体の主要設備リスト 付表1」による。

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第 1 章 共通項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備、浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」に示す。</p> <p>なお、以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については、「表 1. 施設共通の適用基準及び適用規格 (該当施設)」に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建築基準法 (昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号) 建築基準法施行令 (昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号) ・ 高圧ガス保安法 (昭和 26 年 6 月 7 日法律第 204 号) ・ 消防法 (昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号) 消防法施行令 (昭和 36 年 3 月 25 日政令第 37 号) ・ 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (昭和 55 年通商産業省告示第 501 号) ・ 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (平成 6 年通商産業省告示第 501 号) ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について (平成 17 年 12 月 16 日 平成 17・12・15 原院第 5 号) ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号) ・ 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 (平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定) 	<p>第 1 章 共通項目</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定） ・ 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（平成 21 年 3 月 9 日原子力安全委員会一部改訂） ・ BWR MARK I 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針（昭和 62 年 11 月 5 日原子力安全委員会決定） ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈（平成 26 年 8 月 6 日原規技発第 1408063 号原子力規制委員会） ・ 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成 20・02・12 原院第 5 号平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定） ・ 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（平成 21・06・25 原院第 1 号平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院一部改正） ・ ISES7607-3 軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査 その 3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討（昭和 51 年 10 月高温構造安全技術研究組合） ・ タービンミサイル評価について（昭和 52 年 7 月 20 日原子力委員会原子炉安全専門審査会） ・ 発電用火力設備の技術基準の解釈（平成 25 年 5 月 17 日 20130507 経済産業省商局第 2 号） 	

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・ J I S B 1 0 5 1-2014 炭素鋼及び合金鋼製締結用部品の機械的性質-強度区分を規定したボルト，小ねじ及び植込みボルト-並目ねじ及び細目ねじ ・ N E G A C 3 3 1-2005 可搬形発電設備技術基準 ・ J S M E S N C 1-2001 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ J S M E S N C 1-2005 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ J S M E S N C 1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・【事例規格】発電用原子力設備における応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（NC-CC-002）発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ J S M E S 0 1 2-1998 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針 ・ J S M E S N B 1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格 ・ J S M E S N A 1-2008 発電用原子力設備規格 維持規格 ・ J S M E S N C 1-2012 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ J S M E S N E 1-2003 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 ・原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編（J E A G 4 6 0 1・補-1984） ・原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1-1987） ・原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1-1991 追補版） ・原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（J E A C 4 2 0 6-2007） 	

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・土木学会 2002年 コンクリート標準示方書 [構造性能照査編] ・土木学会 2007年 コンクリート標準示方書 [設計編] ・土木学会 2012年 コンクリート標準示方書 [設計編] ・土木学会 2017年 コンクリート標準示方書 [設計編] ・土木学会 2005年 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル ・土木学会 2006年 トンネル標準示方書 ・土木学会 2015年 トンネル・ライブラリー第27号シールド工事用立坑の設計 ・土木学会 2016年 トンネル標準示方書 [開削工法編]・同解説 ・一般財団法人土木研究センター 建設技術審査証明報告書 後施工セラミック定着型せん断補強鉄筋「セラミックキャップバー(CCb)」 ・鉄道総合技術研究所 平成13年3月 鉄道構造物等設計標準・同解説 (開削トンネル) ・日本建築学会 1980年 塔状鋼構造設計指針・同解説 ・日本建築学会 1988年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ・日本建築学会 1991年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ・日本建築学会 1996年 容器構造設計指針・同解説 ・日本建築学会 1999年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 -許容応力度設計法- ・日本建築学会 1990年 建築耐震設計における保有耐力と変形性能 ・日本建築学会 2001年 鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 -許容応力度設計と保有水平耐力- 	

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・日本建築学会 2010年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ・日本建築学会 2004年 建築物荷重指針・同解説 ・日本建築学会 2005年 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 	
<ul style="list-style-type: none"> ・日本建築学会 2001年 建築基礎構造設計指針 ・日本建築学会 2005年 鋼構造設計規準 -許容応力度設計法- ・日本建築学会 2019年 鋼構造許容応力度設計規準 ・日本建築学会 2007年 煙突構造設計指針 	
<ul style="list-style-type: none"> ・日本建築学会 2010年 各種合成構造設計指針・同解説 ・日本建築学会 2010年 容器構造設計指針・同解説 ・日本建築学会 2010年 鋼構造限界状態設計指針・同解説 ・日本建築学会 2010年 鋼構造塑性設計指針 ・日本建築学会 2012年 鋼構造接合部設計指針 	
<ul style="list-style-type: none"> ・日本建築学会 2013年 建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事 ・日本建築センター 1982年 煙突構造設計施工指針 	
<ul style="list-style-type: none"> ・日本道路協会 平成14年3月 道路橋示方書・同解説 I 共通編・II 鋼橋編 	
<ul style="list-style-type: none"> ・日本道路協会 平成14年3月 道路橋示方書・同解説 I 共通編・IV 下部構造編 	
<ul style="list-style-type: none"> ・日本道路協会 平成14年3月 道路橋示方書・同解説 V 耐震設計編 	

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・日本道路協会 平成 24 年 3 月 道路橋示方書・同解説 II 鋼橋編・IV 下部構造編 ・日本道路協会 平成 20 年 8 月 小規模吊橋指針・同解説 ・日本水道協会 1997 年 水道施設耐震工法指針・解説 ・日本下水道協会 2014 年 下水道施設の耐震対策指針と解説 ・日本溶接協会 2003 年 動的繰返し大変形を受ける溶接鋼構造物の脆性破壊性能評価方法, WES2808 ・J C A S 1 6 0 0-2017 クレーン用フック規格 ・クレーン構造規格 (平成 7 年 12 月 26 日労働省告示第 134 号) ・2015 年版 建築物の構造関係技術基準解説書 (国土交通省国土技術政策総合研究所・国立研究開発法人建築研究所) ・Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs (Nuclear Energy Institute 2011 Rev8 (NEI07-13)) ・U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION: STANDARD REVIEW PLAN 3.6.2 DETERMINATION OF RUPTURE LOCATIONS AND DYNAMIC EFFECTS ASSOCIATED WITH THE POSTULATED RUPTURE OF PIPING (SRP 3.6.2 R3) ・U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION:REGULATORY GUIDE 1.76, DESIGN-BASIS TORNADO AND TORNADO MISSILES FOR NUCLEAR POWER PLANTS, Revision1, March 2007 	

上記の他「原子力発電所の火山影響評価ガイド」, 「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」, 「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」, 「耐震設計に係る工認審査ガイド」を参照する。

表 1. 施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）

	原子炉本体	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設	補機駆動用燃料設備	非常用取水設備	緊急時対策所
建築基準法（昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
建築基準法施行令（昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
高圧ガス保安法（昭和 26 年 6 月 7 日法律第 204 号）	—	—		—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	
消防法（昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	—	○	○	—	○	
消防法施行令（昭和 36 年 3 月 25 日政令第 37 号）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	—	○	○	—	○	
発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	○	○	
発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（平成 6 年通商産業省告示第 501 号）	—	—		—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	
発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について（平成 17 年 12 月 16 日 平成 17・12・15 原院第 5 号）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	○	○	
実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

	原子炉本体	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設	補機駆動用燃料設備	非常用取水設備	緊急時対策所
原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1-1987）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1-1991 追補版）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（J E A C 4 2 0 6-2007）	○	—		—	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	
土木学会 2002 年 コンクリート標準示方書 [構造性能照査編]	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
土木学会 2007 年 コンクリート標準示方書 [設計編]	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
土木学会 2012 年 コンクリート標準示方書 [設計編]	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
土木学会 2017 年 コンクリート標準示方書 [設計編]	—	—		—	○	○	—	○	○	—	—	—	○	○	—	
土木学会 2005 年 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル	○	○		—	○	○	○	○	○	—	—	—	○	○	○	—
土木学会 2006 年 トンネル標準示方書	—	○		—	○	—	○	○	○	—	—	—	—	○	—	○
土木学会 2015 年 トンネル・ライブラリー第 27 号シールド工事用立坑の設計	○	○		—	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—

3-11-284

	原子炉本体	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他発電用原子炉の附属施設								
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設	補機駆動用燃料設備	非常用取水設備	緊急時対策所	
土木学会 2016年 トンネル標準示方書 [開削工法編]・同解説	-	-		-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	
一般財団法人土木研究センター 建設技術審査証明報告書 後施工セラミック定着型せん断補強鉄筋「セラミックキャップバー(CCb)」	-	-		-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	-	○	-
鉄道総合技術研究所 平成13年3月 鉄道構造物等設計標準・同解説 (開削トンネル)	-	-		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
日本建築学会 1980年 塔状鋼構造設計指針・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会 1988年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会 1991年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説	○	○		-	○	○	○	○	○	-	-	-	○	-	-	-	-
日本建築学会 1996年 容器構造設計指針・同解説	○	○		-	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○
日本建築学会 1999年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 -許容応力度設計法-	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会 1990年 建築耐震設計における保有耐力と変形性能	○	○		-	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○

	原子炉本体	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設	補機駆動用燃料設備	非常用取水設備	緊急時対策所
日本水道協会 1997年 水道施設耐震工法指針・解説	○	○		—	○	○	○	○	○	○	—	○	○	○	○	
日本下水道協会 2014年 下水道施設の耐震対策指針と解説	○	○		—	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—
日本溶接協会 2003年 動的繰返し大変形を受ける溶接鋼構造物の脆性破壊性能評価方法, WES2808	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
J C A S 1 6 0 0-2017 クレーン用フック規格	—	○		—	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—
クレーン構造規格 (平成7年12月26日労働省告示第134号)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
2015年版 建築物の構造関係技術基準解説書 (国土交通省国土技術政策総合研究所・国立研究開発法人建築研究所)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs (Nuclear Energy Institute 2011 Rev8 (NEI07-13))	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION: STANDARD REVIEW PLAN 3.6.2 DETERMINATION OF RUPTURE LOCATIONS AND DYNAMIC EFFECTS ASSOCIATED WITH THE POSTULATED RUPTURE OF PIPING (SRP 3.6.2 R3)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	○	○

	原子炉本体	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設	補機駆動用燃料設備	非常用取水設備	緊急時対策所
U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION:REGULATORY GUIDE 1.76, DESIGN-BASIS TORNADO AND TORNADO MISSILES FOR NUCLEAR POWER PLANTS, Revision1, March 2007	○	○	/	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

変更前	変更後
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について（平成 17 年 12 月 16 日 平成 17・12・15 原院第 5 号） ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号） ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定） ・ 軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（平成 4 年 6 月 11 日原子力安全委員会一部改訂） ・ BWR MARK I 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針（昭和 62 年 11 月 5 日原子力安全委員会決定） ・ 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成 20・02・12 原院第 5 号平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定） ・ J S M E S 0 1 2-1998 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針 ・ J S M E S 0 1 7-2003 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 ・ J S M E S N C 1-2005 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ J S M E S N C 1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・ 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1-1991 追補版） ・ 土木学会 2016 年 トンネル標準示方書 [開削工法編]・同解説 ・ 日本建築学会 2005 年 鋼構造設計規準 -許容応力度設計法 	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>変更なし</p>

3.12 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「1.9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」，「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

4. 計測制御系統施設

4.10 計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>計測制御系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、原子炉冷却系統施設，火災防護設備，浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>計測制御系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧ガス保安法（昭和26年6月7日法律第204号） ・ 不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成11年8月13日法律第128号） ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について（平成17年12月16日 平成17・12・15原院第5号） ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号） ・ 発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定） 	<p>第2章 個別項目</p> <p>計測制御系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧ガス保安法（昭和26年6月7日法律第204号） ・ 毒物及び劇物取締法（昭和25年12月28日法律第303号） ・ 消防法（昭和23年7月24日法律第186号） ・ ガス事業法（昭和29年3月31日法律第51号） ・ 不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成11年8月13日法律第128号） ・ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について（平成17年12月16日 平成17・12・15原院第5号） ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号） ・ 発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定）

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規） （平成 21・07・27 原院第 1 号平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定） ・安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（J E A C 4 6 2 0 -2008） ・デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（J E A G 4 6 0 9 -2008） ・日本建築学会 1979 年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 	<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定） ・原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規） （平成 21・07・27 原院第 1 号平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定） ・安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（J E A C 4 6 2 0 -2008） ・デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（J E A G 4 6 0 9 -2008） ・日本建築学会 1979 年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説

上記の他「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照する。

4.12 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置

4.12.2 中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能

4-12-2-1

変更前		変更後	
中央制御室機能	<p>(1) 中央制御室機能 中央制御室は以下の機能を有する。 中央制御室は耐震性を有する制御建屋内に設置し、基準地震動 S_s による地震力に対して機能を喪失しない設計とするとともに、発電用原子炉の反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況（発電用原子炉の制御棒の動作状態、発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態、発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な弁の開閉状態）の監視及び操作ができるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。</p> <p>a. 中央制御室制御盤等 中央制御室制御盤は、原子炉制御関係、原子炉プラントプロセス計装関係、原子炉保護系関係、原子炉補助設備関係、タービン発電機関係、所内電気回路関係等の計測制御装置を設けた中央制御室主制御盤及び中央制御室内裏側直立盤で構成し、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータ（炉心の中性子束、制御棒位置、原子炉冷却材の圧力、温度及び流量、原子炉水位、原子炉格納容器内の圧力及び温度等）を監視できるととも</p>	中央制御室機能	<p>(1) 中央制御室機能 変更なし</p> <p>a. 中央制御室制御盤等 変更なし</p>

4-12-2-2

変更前	変更後
<p>に、全てのプラント運転状態において、運転員に過度な負担とならないよう、中央制御室制御盤において監視、操作する対象を定め、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応に必要な操作器、指示計、記録計及び警報装置（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、計測制御系統施設、放射線管理施設及び放射性廃棄物の廃棄施設の警報装置を含む。）を有する設計とする。</p> <p>なお、安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が的確に認知できる設計とする。</p> <p>また、運転員の監視及び操作を支援するための装置及びプラント状態の把握を支援する装置として CRT 等を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は、使用状態を運転員が的確に識別できるよう表示装置を設ける設計とする。</p> <p>緊急時対策所との連絡及び連携の機能に係る情報伝達の不備や誤判断が生じないように、緊急時対策に必要な情報について運転員を介さずとも確認できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取り付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法により発電用原子炉施設の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計とするとともに施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計と</p>	<p>中央制御室機能</p>

変更前		変更後	
中央制御室機能	<p>する。</p> <p>また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。</p> <p>中央制御室の制御盤は、盤面器具（指示計、記録計、操作器具、表示装置、警報表示）を系統毎にグループ化して主制御盤に集約し、操作器具の統一化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、操作器具の操作方法に統一性を持たせること等により、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。</p> <p>中央制御室主制御盤に手摺を設置することにより、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器具への誤接触を防止できる設計とする。</p> <p>当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びに燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室において操作に必要な照明の確保等により容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、適切な対応を行うことにより容易に操作することができる設計とする。</p>	中央制御室機能	

4-12-2-4

変更前		変更後	
中央制御室機能	<p>b. 外部状況把握</p> <p>発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、津波監視カメラ（浸水防護施設の設備を計測制御系統施設の設備として兼用（以下同じ。）、自然現象監視カメラ、風向、風速その他の気象条件を測定する気象観測設備（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）等を設置し、津波監視カメラ及び自然現象監視カメラの映像、気象観測設備等のパラメータ及び公的機関から地震、津波、竜巻情報等の入手により中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。</p> <p>津波監視カメラ及び自然現象監視カメラは暗視機能等を持ち、中央制御室にて遠隔操作することにより、発電所構内の周辺状況（海側、山側）を昼夜にわたり把握できる設計とする。</p> <p>なお、津波監視カメラは、地震荷重等を考慮し必要な強度を有する設計とするとともに、非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。</p>	中央制御室機能	<p>b. 外部状況把握</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>c. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p>中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないように、運転員が中央制御室内にとどまり、必要な操作及び措置を行うことができる設計とする。</p> <p>敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガス</p>

変更前		変更後	
中央制御室機能	<p>c. 居住性の確保</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、中央制御室の気密性、遮蔽その他適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質並びに火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じることにより、発電用原子炉の運転の停止そ</p>	中央制御室機能	<p>を発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。</p> <p>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。</p> <p>固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</p> <p>固定源及び可動源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。</p> <p>可動源の輸送ルートは、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運用について保安規定に定めて管理する。</p> <p>d. 居住性の確保</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

4-12-2-6

変更前	変更後
<p> その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるための機能を有するとともに連絡する通路及び出入りするための区域は従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、多重性を有する設計とする。 </p> <p> 重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。 </p> <p> 炉心の著しい損傷が発生した場合においても、可搬型照明（SA）、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機、中央制御室再循環フィルタ装置、中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）、中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽、補助しゃへい、2次しゃへい壁、差圧計（中央制御室待避所用）、酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）により、中央制御室内にとどまり必要な操作ができる設計とする。 </p> <p> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納施設の非常用ガス処理系及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により、運転員の被ばくを低減できる設計とする。 </p> <p> 中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 </p> <p> 非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替 </p>	<p>中央制御室機能</p>

4-12-2-7

変更前	変更後
<p>交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>可搬型照明 (SA) 及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避所を設け、中央制御室待避所には、遮蔽設備として、中央制御室待避所遮蔽を設ける。中央制御室待避所は、中央制御室待避所加圧設備 (空気ポンベ) で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避所に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</p> <p>差圧計 (中央制御室待避所用) により、中央制御室待避所と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気し、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減させることで、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、非常用ガス処理系を起動する際に、原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、中央制御室から原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を操</p>	<p>中央制御室機能</p>

4-12-2-8

変更前	変更後
<p>作し、容易かつ確実に開口部を閉止できる設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は現場においても、人力により操作できる設計とする。</p> <p>設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室内及び中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計（中央制御室用）（個数1（予備1））及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）（個数1（予備1））を中央制御室内に保管する設計とする。また、酸素濃度計（中央制御室用）（個数1）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）（個数1）を中央制御室待避所内に保管する設計とする。</p> <p>重大事故等時に、中央制御室内及び中央制御室待避所内での操作等に必要な照度の確保は、可搬型照明（SA）（個数6（予備1））によりできる設計とし、身体サーベイ及び作業服の着替え等に必要な照度の確保は、乾電池内蔵型照明（個数5（予備1））によりできる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるため、以下の設備を設置又は保管する。</p> <p>中央制御室待避所に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、必要な数量の無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を設置する設計とする。</p> <p>中央制御室待避所に待避した運転員が、中央制御室待避所の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うため、必要な数量のデータ表示装置（待避所）を設置する設計</p>	<p>中央制御室機能</p>

変更前		変更後	
中央 制 御 室 機 能	<p>とする。</p> <p>無線連絡設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）及びデータ表示装置（待避所）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>d. 通信連絡</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動、音声等により行うことができる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができる設計とする。</p>	中央 制 御 室 機 能	<p>e. 通信連絡</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前		変更後	
中 央 制 御 室 外 原 子 炉 停 止 機 能	<p>(2) 中央制御室外原子炉停止機能</p> <p>中央制御室外原子炉停止機能は以下の機能を有する。</p> <p>火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する中央制御室外原子炉停止装置を設ける設計とする。</p>	中 央 制 御 室 外 原 子 炉 停 止 機 能	<p>(2) 中央制御室外原子炉停止機能</p> <p>変更なし</p>

4.12.4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「1.9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」, 「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

6. 放射線管理施設

6.4 放射線管理施設の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「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」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>変更なし</p>
<p>第1章 共通項目 放射線管理施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目 変更なし</p>
<p>第2章 個別項目 1. 放射線管理施設 1.1 放射線管理用計測装置 発電用原子炉施設には, 通常運転時, 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において, 当該発電用原子炉施設における各系統の放射性物質の濃度, 管理区域内等の主要箇所的外部放射線に係る線量当量率等を監視, 測定するために, プロセスモニタリング設備, エリアモニタリング設備及び放射線サーベイ機器 (第1号機設備, 第1, 2, 3号機共用) を設ける設計とする。 出入管理関係設備 (第1号機設備, 第1, 2号機共用) として, 放射線</p>	<p>第2章 個別項目 1. 放射線管理施設 1.1 放射線管理用計測装置 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>業務従事者及び一時立入者の出入管理, 汚染管理のための測定機器等を設ける設計とする。</p> <p>各系統の試料, 放射性廃棄物の放出管理用試料及び環境試料の化学分析並びに放射能測定を行うため, 化学分析室 (第 1 号機設備, 第 1, 2 号機共用), 放射能測定室 (第 1 号機設備, 第 1, 2 号機共用 (以下同じ。)) に測定機器を設ける設計とする。</p> <p>発電所外へ放出する放射性物質の濃度, 周辺監視区域境界付近の空間線量率等を監視するためにプロセスモニタリング設備, 固定式周辺モニタリング設備及び移動式周辺モニタリング設備を設ける設計とする。また, 風向, 風速その他の気象条件を測定するため, 環境測定装置を設ける設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備, エリアモニタリング設備及び固定式周辺モニタリング設備については, 設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設は, 発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失, 誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合 (原子炉建屋原子炉棟内の放射能レベルが設定値を超えた場合, 主蒸気管又は蒸気式空気抽出器排ガス中の放射能レベルが設定値を超えた場合等) に, これらを確実に検出して自動的に警報 (原子炉建屋放射能高, 主蒸気管放射能高等) を発信する装置を設ける設計とする。</p> <p>排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度, 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を</p>	

変更前	変更後
<p>特に必要とする場所(燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。)の線量当量率及び周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率が著しく上昇した場合に、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報(排気筒放射能高, エリア放射線モニタ放射能高及び周辺監視区域放射能高)を発信する装置を設ける設計とする。</p> <p>上記の警報を発信する装置は、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために、移動式周辺モニタリング設備を保管する設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために、環境測定装置を保管する設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、原子炉格納容器内の放射線量率、最終ヒートシンクの確保及び使用済燃料プールの監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置する設計とする。</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉</p>	

変更前	変更後
<p>心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」のプロセスモニタリング設備に示す重大事故等対処設備、エリアモニタリング設備のうち使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）とする。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器の線量当量率等のパラメータの計測が困難となった場合に、代替パラメータにより推定ができる設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。</p> <p>原子炉格納容器内の放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 伝送装置にて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計</p>	

変更前	変更後
<p>とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>1.1.1 プロセスモニタリング設備</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器内の放射性物質の濃度及び線量当量率、主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度、排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度、排水口近傍における排水中の放射性物質の濃度及び管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所の線量当量率を計測するためのプロセスモニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材の放射性物質の濃度、排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度及び排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録し、及</p>	<p>1.1.1 プロセスモニタリング設備 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>び保存する。</p> <p>放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路を施設しないことから、排水路の出口近傍における排水中の放射性物質の濃度を計測するための設備を設けない設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備のうち、原子炉格納容器内の線量当量率を計測する格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）及び格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）は、それぞれ多重性、独立性を確保した設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備のうち、原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ及び燃料取替エリア放射線モニタは、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源系からの電源供給により、線量当量率を計測することができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の排出経路における放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける設計とする。</p> <p>フィルタ装置出口放射線モニタは、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>1.1.2 エリアモニタリング設備</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所の線量当量率を計測するためのエリアモニタリ</p>	<p>変更なし</p> <p>1.1.2 エリアモニタリング設備</p>

変更前	変更後
<p>ング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>エリアモニタリング設備のうち、燃料交換フロア放射線モニタは、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源系からの電源供給により、線量当量率を計測することができる設計とする。</p> <p>重大事故等時に使用済燃料プールの監視設備として、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）を設け、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。また、計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>緊急時対策所に設ける緊急時対策所可搬型エリアモニタは、重大事故等時に緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定し、計測結果を記録及び保存できる設計とする。</p> <p>1.1.3 固定式周辺モニタリング設備</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、周辺監視区域境界付近の空間線量率を監視及び測定するための固定式周辺モニタリング設備としてモニタリングポスト（第1号</p>	<p>1.1.3 固定式周辺モニタリング設備</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>機設備，第 1，2，3 号機共用（以下同じ。)) を設け，計測結果を中央制御室で監視し，現場等で記録及び保存を行うことができる設計とする。また，緊急時対策所でも監視することができる設計とする。</p> <p>モニタリングポストは，外部電源が使用できない場合においても，非常用交流電源設備により，空間線量率を計測することができる設計とする。更に，モニタリングポストは，専用の無停電電源装置を有し，電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とし，重大事故等が発生した場合には，非常用交流電源設備に加えて，代替電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。</p> <p>モニタリングポストで計測したデータの伝送系は，モニタリングポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所建屋間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有する設計とする。</p> <p>周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度は，構内ダストモニタ（第 1 号機設備，第 1，2，3 号機共用（以下同じ。)) により断続的に試料を採取し分析を行い，測定結果を記録し，及び保存することができる設計とする。</p> <p>1.1.4 移動式周辺モニタリング設備</p> <p>通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度を測定するための移動式周辺モニタリング設備として，空気中の放射性粒子及び放射性よう素の濃度を測定するサンブラと測定器を備えた放射能観測</p>	<p>1.1.4 移動式周辺モニタリング設備 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>車（第1号機設備，第1，2，3号機共用，屋外に保管（以下同じ。））を設け，測定結果を表示し，記録し，及び保存することができる設計とする。ただし，放射能観測車による断続的な試料の分析は，従事者が計測結果を記録し，及びこれを保存し，その記録を確認することをもって，これに代えるものとする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中，水中，土壤中）及び放射線量を監視するための移動式周辺モニタリング設備として，γ線サーベイメータ，β線サーベイメータ，α線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータを設け，測定結果を記録し，保存できるように測定値を表示できる設計とし，可搬型ダスト・よう素サンプラ（個数2（予備1）），小型船舶（個数1（予備1））を保管する設計とする。</p> <p>放射能観測車のダスト・よう素サンプラ，放射性よう素測定装置又は放射性ダスト測定装置が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型ダスト・よう素サンプラ，γ線サーベイメータ及びβ線サーベイメータを設け，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録し，保存できるように測定値を表示できる設計とし，放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。</p> <p>モニタリングポストが機能喪失した場合にその機能を代替する移動式周辺モニタリング設備として，可搬型モニタリングポストを</p>	

変更前	変更後
<p>設け、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。</p> <p>可搬型モニタリングポストで測定した放射線量は、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われず、必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>可搬型モニタリングポストは、モニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する設計とする。また、指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で可搬型モニタリングポストデータ処理装置にて監視できる設計とする。</p> <p>可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所海側及び緊急時対策建屋屋上において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とするとともに、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断に用いる設計とする。</p> <p>これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。</p> <p>1.1.5 環境測定装置</p> <p>放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の線量評価、一般気象データ収集及び発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための気象観測設備（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用（以</p>	<p>1.1.5 環境測定装置</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>下同じ。))を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。 また、発電所敷地内における風向及び風速の計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、代替気象観測設備（個数1（予備1））を保管する設計とする。</p> <p>気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、代替気象観測設備は、重大事故等が発生した場合に、発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とする。</p> <p>代替気象観測設備の指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で代替気象観測設備データ処理装置にて監視できる設計とする。</p> <p>代替気象観測設備で測定した風向、風速その他の気象条件は、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われず、必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>1.1.6 設備の共用</p> <p>放射能測定室は、第1号機と共用するが、試料の分析等を行うために必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>焼却炉建屋排気口ダストモニタ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、サイトバンカ建屋排気口放射線モニタ（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、液体廃棄物処理系排水放射線モニタ（第1, 2</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>号機共用)、焼却炉建屋放射線モニタ(第1号機設備、第1、2、3号機共用)及びサイトバンカ建屋放射線モニタ(第1号機設備、第1、2、3号機共用)は、女川原子力発電所共用エリア又は設備における放射線量率等を測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>モニタリングポスト、構内ダストモニタ、放射能観測車及び気象観測設備は、女川原子力発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>2. 換気設備、生体遮蔽装置等</p> <p>2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室は、冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり、必要な操作及び措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系、中央制御室しゃへい壁、2次しゃへい壁及び補助しゃへいの機能とあいまって、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づく被ばく評価により、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される100mSvを下回る設計とする。</p>	<p>2. 換気設備、生体遮蔽装置等</p> <p>2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり、必要な操作及び措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系、中央制御室しゃへい壁、2次しゃへい壁及び補助しゃへいの機能とあいまって、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づく被ばく評価により、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される100mSvを下回る設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>また、運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。</p> <p>運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系、中央制御室待避所加圧空気供給系、中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽、2次しゃへい壁及び補助しゃへいの機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性に係る被ばく評価では、設計基準事故時の手法を参考にするとともに、炉心の著しい損傷が発生した場合に放出される放射性物質の種類、全交流動力電源喪失時の中央制御室換気空調系の起動遅れ等、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価条件を適切に考慮する。</p> <p>設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室内及び中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、計測制御系統施設の酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）を使用し、中央制御室内及び中央制御室待避所内の居住性を確保できる設計とする。</p>	<p>また、運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。</p> <p>運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系、中央制御室待避所加圧空気供給系、中央制御室しゃへい壁、中央制御室待避所遮蔽、2次しゃへい壁及び補助しゃへいの機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性に係る被ばく評価では、設計基準事故時の手法を参考にするとともに、炉心の著しい損傷が発生した場合に放出される放射性物質の種類、全交流動力電源喪失時の中央制御室換気空調系の起動遅れ等、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価条件を適切に考慮する。</p> <p>設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室内及び中央制御室待避所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、計測制御系統施設の酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）を使用し、中央制御室内及び中央制御室待避所内の居住性を確保できる設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避所を設け、中央制御室待避所には、遮蔽設備として、中央制御室待避所遮蔽を設ける。中央制御室待避所は、中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避所に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</p> <p>差圧計（中央制御室待避所用）（個数 1、計測範囲 0～200Pa）により、中央制御室待避所と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納施設の非常用ガス処理系及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により、運転員の被ばくを低減できる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とし、身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。</p> <p>中央制御室及び中央制御室待避所内の区画の照明は、可搬型照明(SA)を使用し、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画の照明は、乾電池内蔵型照明を使用する。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が</p>	<p>炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避所を設け、中央制御室待避所には、遮蔽設備として、中央制御室待避所遮蔽を設ける。中央制御室待避所は、中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避所に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</p> <p>差圧計（中央制御室待避所用）（個数 1、計測範囲 0～200Pa）により、中央制御室待避所と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納施設の非常用ガス処理系及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により、運転員の被ばくを低減できる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とし、身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。</p> <p>中央制御室及び中央制御室待避所内の区画の照明は、可搬型照明(SA)を使用し、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画の照明は、乾電池内蔵型照明を使用する。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室再循環送風機は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が</p>

変更前	変更後
<p>可能な設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>可搬型照明（SA）及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、2次しゃへい壁、補助しゃへい、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧空気供給系、酸素濃度計（緊急時対策所用）、二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）、緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを設ける設計とする。</p> <p>緊急時対策所換気空調系である緊急時対策所非常用送風機は、非常用給排気配管を介して緊急時対策所を含む緊急時対策建屋地下階を正圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また、緊急時対策所加圧空気供給系は、放射性雲通過時において、緊急時対策所等を正圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。</p> <p>差圧計（緊急時対策所用）（個数 1、計測範囲-100～500Pa）は、緊急時対策所等が正圧化された状態であることを監視できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所遮蔽、2次しゃへい壁及び補助しゃへいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とす</p>	<p>可能な設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>可搬型照明（SA）及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、2次しゃへい壁、補助しゃへい、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧空気供給系、酸素濃度計（緊急時対策所用）、二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）、緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを設ける設計とする。</p> <p>緊急時対策所換気空調系である緊急時対策所非常用送風機は、非常用給排気配管を介して緊急時対策所を含む緊急時対策建屋地下階を正圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また、緊急時対策所加圧空気供給系は、放射性雲通過時において、緊急時対策所等を正圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。</p> <p>差圧計（緊急時対策所用）（個数 1、計測範囲-100～500Pa）は、緊急時対策所等が正圧化された状態であることを監視できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所遮蔽、2次しゃへい壁及び補助しゃへいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性、緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とす</p>

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p> <p>2.2 換気設備</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、放射線障害を防止するため、発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去・低減が可能な換気設備を設ける設計とする。</p> <p>換気設備は、放射性物質による汚染の可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とし、清浄区域に新鮮な空気を供給して、汚染の可能性のある区域に向かって流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。また、各換気系統は、その容量が区域及び部屋の必要な換気並びに除熱を十分行える設計とする。</p> <p>放射性物質を内包する換気ダクトは、溶接構造とし、耐圧試験に合格したものを使用することで、漏えいし難い構造とする。また、ファン、逆流防止用ダンパ等を設置し、逆流し難い構造とする。</p> <p>排出する空気を浄化するため、気体状の放射性元素を除去するチャコールエアフィルタ及び放射性微粒子を除去する高性能エアフィルタ</p>	<p>る。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p> <p>2.2 換気設備</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>を設置する。</p> <p>これらのフィルタを内包するフィルタユニットは、フィルタの取替えが容易となるよう取替えに必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替えが容易な構造とする。</p> <p>吸気口は、放射性物質に汚染された空気を吸入し難いように、排気筒、サイトバンカ建屋排気口及び焼却炉建屋排気口から十分離れた位置に設置する。</p> <p>2.2.1 中央制御室換気空調系</p> <p>中央制御室の換気及び冷暖房は、中央制御室送風機、中央制御室再循環フィルタ装置、中央制御室再循環送風機、中央制御室排風機等から構成する中央制御室換気空調系により行う。</p> <p>中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室換気空調系の外気取入れを手動で遮断し、事故時運転モードに切替えることが可能な設計とする。</p> <p>中央制御室換気空調系は、通常のラインの他、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置並びに中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け、設計基準事故時及び重大事故等時には、中央制御室換気空調系の中央制御室外気取入ダンパ（前）、（後）（V30-D303, D304）、中央制御室少量外気取入ダンパ（A）、（B）（V30-D301A, B）及び中央制御室排風機（A）、（B）出口ダンパ（V30-D305A, B）を閉とすることにより外気との連絡口を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置入</p>	<p>2.2.1 中央制御室換気空調系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>ロダンパ (A), (B) (V30-D302A, B) を開とすることにより中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができ、運転員を被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室再循環フィルタ装置で浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。</p> <p>中央制御室換気空調系は、地震時及び地震後においても、中央制御室の気密性とあいまって、設計上の空気の流入率を維持でき、</p> <p>「2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室再循環送風機及び中央制御室再循環フィルタ装置は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち</p> <p>「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする中央制御室換気空調系のダクトの一部及び中央制御室再循環フィルタ装置については、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、ダクトの全周破断及び中央制御室再循環フィルタ装置の閉塞を想定しても、単一故障による放射性物質の</p>	

変更前	変更後
<p>放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。</p> <p>想定される単一故障の発生に伴う中央制御室の運転員の被ばく量は保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価し、緊急作業時に係る線量限度を下回ることを確認する。</p> <p>また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する3日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。</p> <p>単一設計とする箇所的设计に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。</p> <p>2.2.2 緊急時対策所換気空調系</p> <p>緊急時対策所換気空調系として、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置を設ける設計とする。また、緊急時対策所等の加圧のために、緊急時対策所加圧空気供給系として、緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）及び差圧計（緊急時対策所用）を設ける設計とする。</p> <p>緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）は、放射性雲通過時において、緊急時対策所等を正圧化し、緊急時対策所等内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量を設置及び保管する設計とする。</p>	<p>2.2.2 緊急時対策所換気空調系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系の設計にあたっては、緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また、緊急時対策所外の火災により発生する燃焼ガス又はばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離及びその他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。</p> <p>緊急時対策所の緊急時対策所換気空調系及び緊急時対策所加圧空気供給系は、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、緊急時対策所の気密性とあいまって緊急時対策所の居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>2.2.3 原子炉建屋原子炉棟換気空調系</p> <p>原子炉建屋原子炉棟換気空調系は、原子炉棟送風機、原子炉棟排風機等で構成し、原子炉建屋原子炉棟の換気を行う。汚染の可能性のある区域は、給・排気量を適切に設定することによって、清浄区域より負圧に保つ。供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から放出する。</p> <p>給気及び排気ダクトには、それぞれ 2 個の空気作動の隔離弁を設け、排気ダクトの放射能レベルが高くなった場合等に自動閉鎖し、本換気空調系から非常用ガス処理系に切り換わることで放射性ガスの放出を防ぐ設計とする。</p> <p>2.2.4 タービン建屋換気空調系</p> <p>タービン建屋換気空調系はタービン建屋送風機、タービン建屋排</p>	<p>2.2.3 原子炉建屋原子炉棟換気空調系 変更なし</p> <p>2.2.4 タービン建屋換気空調系 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>風機等から構成され、建屋内の空気の流れを適正に保ち、清浄区域の汚染を防止する。</p> <p>建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から放出する設計とする。</p> <p>2.2.5 原子炉建屋廃棄物処理区域換気空調系</p> <p>原子炉建屋廃棄物処理区域換気空調系は、廃棄物処理区域送風機、廃棄物処理区域排風機等で構成され、建屋内の空気の流れを適正に保ち、清浄区域の汚染を防止する。</p> <p>廃棄物処理区域内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から大気に放出する設計とする。</p> <p>2.2.6 制御建屋換気系</p> <p>制御建屋換気系は、C/B 汚染区域送風機（第1号機設備、第1、2号機共用）、C/B 汚染区域排風機（第1号機設備、第1、2号機共用）等で構成する。</p> <p>制御建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から大気に放出する設計とする。</p> <p>2.2.7 焼却炉建屋換気空調系</p> <p>焼却炉建屋換気空調系は、焼却炉建屋給気ファン（第1号機設備、第1、2、3号機共用）、焼却炉建屋排気ファン（第1号機設備、第1、2、3号機共用）等で構成する。</p> <p>焼却炉建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排気フ</p>	<p>2.2.5 原子炉建屋廃棄物処理区域換気空調系 変更なし</p> <p>2.2.6 制御建屋換気系 変更なし</p> <p>2.2.7 焼却炉建屋換気空調系 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>アンにより焼却炉建屋排気口から大気に放出する設計とする。</p> <p>2.2.8 サイトバンカ建屋換気空調系 サイトバンカ建屋換気系は、サイトバンカ建屋送風機（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）、サイトバンカ建屋排風機（第1号機設備、第1, 2, 3号機共用）等で構成する。 サイトバンカ建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機によりサイトバンカ建屋排気口から大気に放出する設計とする。</p> <p>2.3 生体遮蔽装置等 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による発電所周辺の空間線量率が、放射線業務従事者等の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に設置すること及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、発電所周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度に比べ十分に下回る、空気カーマで年間 $50 \mu\text{Gy}$ を超えないような遮蔽設計とする。 発電所内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、通常運転時の放射線業務従事者等の被ばく線量が適切な作業管理とあいまって、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」を満足できる遮蔽設計とする。 生体遮蔽は、主に原子炉しゃへい壁、1次しゃへい壁（ドライウエル</p>	<p>2.2.8 サイトバンカ建屋換気空調系 変更なし</p> <p>2.3 生体遮蔽装置等 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>外側壁), 2次しゃへい壁(原子炉建屋原子炉棟外壁), 補助しゃへい, 中央制御室しゃへい壁, 中央制御室待避所遮蔽及び緊急時対策所遮蔽から構成し, 想定する通常運転時, 運転時の異常な過渡変化時, 設計基準事故時及び重大事故等時に対し, 地震時及び地震後においても, 発電所周辺の空間線量率の低減及び放射線業務従事者等の放射線障害防止のために, 遮蔽性を維持する設計とする。</p> <p>生体遮蔽に開口部又は配管その他の貫通部があるものにあつては, 必要に応じて次の放射線漏えい防止措置を講じた設計とするとともに, 自重, 附加荷重及び熱応力に耐える設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 開口部を設ける場合, 人が容易に接近できないような場所(通路の行き止まり部, 高所等)への開口部設置 ・ 貫通部に対する遮蔽補強(スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充てん等) ・ 線源機器と貫通孔との位置関係により, 貫通孔から線源機器が直視できない措置 <p>遮蔽設計は, 実効線量が1.3mSv/3月間を超えるおそれがある区域を管理区域としたうえで, 日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程(JEAC4615)」の通常運転時の遮蔽設計に基づく設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等は, 原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより, フィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されることから原子炉格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>中央制御室しゃへい壁，中央制御室待避所遮蔽，緊急時対策所遮蔽，2次しゃへい壁及び補助しゃへいは，「2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>中央制御室しゃへい壁は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p>	
<p>3. 主要対象設備</p> <p>放射線管理施設の対象となる主要な設備について，「表 1 放射線管理施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>3. 主要対象設備</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

6.5 放射線管理施設に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>放射線管理施設に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「1.9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

7. 原子炉格納施設
 7.3 圧力低減設備その他の安全設備
 (6) 原子炉格納容器安全設備
 b. 原子炉格納容器下部注水系
 ス 主配管 (可搬型)

変更前								変更後									
名	称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所	
原子 炉 格 納 容 器 下 部 注 水 系	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)								原子 炉 格 納 容 器 下 部 注 水 系								
	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)																
	注水用ヘッド																
	送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)																
		*3 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管 (スプレイヘッドを含む。) (可搬型) に記載する。 変更前に同じ															

注記*1 : 外径は公称値を示す。

*2 : ()内は公称値を示す。

*3 : 本設備は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール代替注水系) であり、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系) として本工事計画で兼用とする。

c. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
 ス 主配管（可搬型）

変更前								変更後									
名	称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所	名 称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所	
原子 炉 格 納 容 器 代 替 ス プ レ イ 冷 却 系	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)								原子 炉 格 納 容 器 代 替 ス プ レ イ 冷 却 系								
	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)																
	注水用ヘッド																
	送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)																
		2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管（スプレイヘッドを含む。）（可搬型） に記載する。															
		変更前に同じ															

注記*1 : 外径は公称値を示す。

*2 : ()内は公称値を示す。

*3 : 本設備は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール代替注水系）であり、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

f. 低圧代替注水系
ヌ 主配管（可搬型）

変更前								変更後									
名	称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所	名 称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所	
低 圧 代 替 注 水 系	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)								低 圧 代 替 注 水 系								
	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)																
	注水用ヘッド																
	送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)																
		*3 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管（スプレイヘッドを含む。）（可搬型） に記載する。															
		変更前に同じ															

注記*1 : 外径は公称値を示す。

*2 : ()内は公称値を示す。

*3 : 本設備は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール代替注水系）であり、圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

- (7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備
 d. 放射性物質拡散抑制系
 ル 主配管（可搬型）

変更前									変更後														
名 称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取 付 箇 所		名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所							
放射 性 物 質 拡 散 抑 制 系	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m) ^{*3}	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管（スプレイヘッダを含む。）（可搬型） に記載する。															変更前に同じ						
	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m) ^{*3}																						
	放水砲 ^{*4, *5}																1.2*6	50*6	318.5	(10.3)	SUS304TP	1 (予備1)	保管場所： 第1保管エリア 屋外 O.P. 約 62m 第4保管エリア 屋外 O.P. 約 62m
			216.3	(8.2)	SUS304TP	予備を含めた2個を第1保管 エリアに1個及び第4保管エ リアに1個保管する。																	
			220	10 (10)	CAC406			取付箇所： 〔屋外 O.P. 約14.8m 原子炉〕 〔建屋付近〕															

注記*1 : 外径は公称値を示す。

*2 : ()内は公称値を示す。

*3 : 本設備は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール代替注水系）であり、圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（放射性物質拡散抑制系）として本工事計画で兼用とする。

*4 : 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（放射性物質拡散抑制系）、放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火））と兼用する。

*5 : 放水砲寸法（公称値）：たて 4680.5mm, 横 1920mm, 高さ 2185mm

*6 : 重大事故等時における使用時の値。

e. 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）
 ル 主配管（可搬型）

変更前								変更後								
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径*1 (mm)	厚さ*2 (mm)	材料	個数	取付箇所	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径*1 (mm)	厚さ*2 (mm)	材料	個数	取付箇所	
放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）	*3 取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管（スプレイヘッドを含む。）（可搬型） に記載する。							放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）	変更前と同じ						
	*3 送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)															
	*4 放水砲	7. 原子炉格納施設 7.3 圧力低減設備その他の安全設備 (7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 d. 放射性物質拡散抑制系 ル 主配管（可搬型） に記載する。								変更なし						

注記*1 : 外径は公称値を示す。

*2 : ()内は公称値を示す。

*3 : 本設備は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール代替注水系）であり、圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火））として本工事計画で兼用とする。

*4 : 本設備は、圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（放射性物質拡散抑制系）であり、圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火））として本工事計画で兼用とする。

g. 原子炉格納容器フィルタベント系
ル 主配管（可搬型）

変更前								変更後							
名 称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	個 数	取付箇所
原子炉格納容器フィルタベント系	窒素供給用ホース (50A : 5m) ^{*3}	7. 原子炉格納施設 7.3 圧力低減設備その他の安全設備 (7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 f. 可搬型窒素ガス供給系 ル 主配管（可搬型） に記載する。						原子炉格納容器フィルタベント系	変更なし						
	窒素供給用ヘッド ^{*3}														
	可搬型窒素ガス供給装置接続管 ^{*3}														
	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m) ^{*4}	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管（スプレイヘッドを含む。）（可搬型） に記載する。							変更前に同じ						
	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m) ^{*4}														
	注水用ヘッド ^{*4}														
送水用ホース (65A : 20m) ^{*5}	7. 原子炉格納施設 7.3 圧力低減設備その他の安全設備 (9) 圧力逃がし装置 a. 原子炉格納容器フィルタベント系 ニ 主配管（可搬型） に記載する。						変更なし								

注記*1 : 外径は公称値を示す。

*2 : ()内は公称値を示す。

*3 : 本設備は、圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（可搬型窒素ガス供給系）であり、圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として本工事計画で兼用とする。

*4 : 本設備は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール代替注水系）であり、圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として本工事計画で兼用とする。

*5 : 本設備は、圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）であり、圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として本工事計画で兼用とする。

(9) 圧力逃がし装置

- a. 原子炉格納容器フィルタベント系
ニ 主配管 (可搬型)

変更前								変更後								
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径*1 (mm)	厚さ*2 (mm)	材料	個数	取付箇所	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径*1 (mm)	厚さ*2 (mm)	材料	個数	取付箇所	
原子炉格納容器フィルタベント系	窒素供給用ホース (50A : 5m) *3	7. 原子炉格納施設 7.3 圧力低減設備その他の安全設備 (7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 f. 可搬型窒素ガス供給系 ル 主配管 (可搬型) に記載する。						変更なし								
	窒素供給用ヘッダ *3															
	可搬型窒素ガス供給装置接続管 *3															
	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m) *4	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管 (スプレイヘッダを含む。) (可搬型) に記載する。						変更前に同じ								
	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m) *4															
注水用ヘッダ *4							変更なし									
送水用ホース (65A : 20m) *5																1.6*6

注記*1 : 外径は公称値を示す。

*2 : ()内は公称値を示す。

*3 : 本設備は、圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (可搬型窒素ガス供給系) であり、圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) として本工事計画で兼用とする。

*4 : 本設備は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール代替注水系) であり、圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) として本工事計画で兼用とする。

*5 : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系) 及び圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用する。

*6 : 重大事故等時の使用時の値。

*7 : メーカーにて規定する呼び径を示す。

*8 : メーカー仕様によるものとし、完成品として一般産業品の規格及び基準に適合するものであって、使用材料の特性を踏まえた上で、重大事故等時における使用圧力及び使用温度が負荷された状態において強度が確保できるものを使用する。

*9 : 最長ルートである「注水用ヘッダ (東側設置) ～フィルタ装置水補給接続口 (屋内)」に敷設した場合 (20 m : 7 本) の数量を示す。

7.4 原子炉格納施設の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「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」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>変更なし</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉格納容器</p> <p>1.1 原子炉格納容器本体等</p> <p>原子炉格納施設は, 設計基準対象施設として, 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器にはドライウェル内のガスを循環冷却するための設備として, 冷却装置及び送風機からなるドライウェル冷却系(個数4(予備2))を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は, 残留熱除去系(格納容器スプレー冷却モード)と</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉格納容器</p> <p>1.1 原子炉格納容器本体等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>あいまって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる冷却材喪失時の圧力、温度及び設計上想定された地震荷重に耐える設計とする。また、冷却材喪失時及び主蒸気逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、冷却材喪失時及び主蒸気逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つ設計とする。</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は脆性破壊及び破断が生じない設計とする。脆性破壊に対しては、最低使用温度を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（J E A C 4 2 0 3）に定める漏えい試験のうち B 種試験ができる設計とする。</p> <p>サプレッションチェンバは、設計基準対象施設として容量 2800m³、個数 1 個を設置する。</p> <p>原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の 2 倍の圧力及び 200℃の温度</p>	

変更前	変更後
<p>で閉じ込め機能を損なわない設計とする。</p> <p>1.2 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に 1 個、外側に 1 個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</p> <p>ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管、又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、冷却材喪失事故の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の外側又は内側に少なくとも 1 個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。</p>	<p>1.2 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に 2 個の隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。</p> <p>設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。</p> <p>ただし、原則遠隔操作が可能であり、設計基準事故時及び重大事故等に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に使用する原子炉格納容器調気系の隔離弁については、設計基準事故時の隔離機能の確保を考慮し自動隔離弁とし、重大事故等時に容易に開弁が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合は、オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し、流出量抑制対策を講じる設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能が喪失しない設計とする。また、隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。</p> <p>隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3)に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は動作試験ができる設計とする。</p>	
<p>2. 原子炉建屋</p> <p>2.1 原子炉建屋原子炉棟等</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟を設置する。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟は、原子炉格納容器を収納する建屋であって、非常用ガス処理系等により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。</p>	<p>2. 原子炉建屋</p> <p>2.1 原子炉建屋原子炉棟等</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋原子炉棟に設置する原子炉建屋ブローアウトパネル（原子炉冷却系統施設のうち「5.2 高圧炉心スプレイ系」、浸水防護施設と兼用）（以下同じ。）は、閉状態の維持又は開放時に容易かつ確実に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により開口部を閉止可能な設計とする。</p>	
<p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>3.1 真空破壊装置</p> <p>冷却材喪失事故後、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、ドライウエルとサブプレッションチェンバ間に設置された6個の真空破壊弁が、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水のドライウエルへの逆流及びドライウエルの破損を防止できる設計とする。</p> <p>なお、発電用原子炉の運転時に原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。</p> <p>想定される重大事故等時において、ドライウエル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、ドライウエルとサブプレッションチ</p>	<p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>3.1 真空破壊装置</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>エンバ間に設置された 6 個の真空破壊弁が、圧力差により自動的に働き、サプレッションチェンバのプール水のドライウェルへの逆流及びドライウェルの破損を防止できる設計とする。</p> <p>3.2 原子炉格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 原子炉格納容器スプレイ冷却系</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を設置する。</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管 1 箇所全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。</p> <p>ここで、単一故障時には、残留熱除去系 1 系統による格納容器スプレイ冷却モードは、スプレイ効果に期待できない状態となり、スプレイ液滴による除熱を考慮しないこと及び冷却水が破断箇所から落下してサプレッションチェンバのプール水に移行することを想定する。このような場合においても、他の残留熱除去系 1 系統を</p>	<p>3.2 原子炉格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 原子炉格納容器スプレイ冷却系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>サブプレッションプール水冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。</p> <p>3.2.2 原子炉格納容器下部注水系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を補給水系配管等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の流路と</p>	<p>3.2.2 原子炉格納容器下部注水系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>して、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、復水貯蔵タンクの圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は、代替循環冷却ポンプにより、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の流路として、設計基準対象施設である残留熱除去系熱交換器及び原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、サブプレッションチェンバのプー</p>	

変更前	変更後
<p>ル水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20・02・12 原院第 5 号（平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(3) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水をあらかじめ敷設した補給水系配管を經由して原子炉格納容器下部へ注水し、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設</p>	

変更前	変更後
<p>及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.2.2 原子炉格納容器下部注水系」の設備として兼用) により行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) の流路として, 設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから, 流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち, 淡水貯水槽 (No. 1), 淡水貯水槽 (No. 2) 又は海を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは, 淡水貯水槽 (No. 1), 淡水貯水槽 (No. 2) 又は海の圧力及び温度により, 想定される最も小さい有効吸込水頭においても, 正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(4) 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散</p> <p>原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) は, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の大容量送水ポンプ (タイプ I) を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで, 多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) は,</p>	

変更前	変更後
<p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電に対して、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電とし、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とし、原子炉格納容器下部注</p>	

変更前	変更後
<p>水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の電動弁（交流）は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電動弁（直流）は、125V 蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、常設代替直流電源設備からの給電も可能であり、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサプレッションチェンバを水源とする原子炉</p>	

変更前	変更後
<p>格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p>復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に設置し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、それぞれ互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>(1) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</p>	<p>3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(常設) は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由してドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、復水貯蔵タンクの圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）が起動できない場</p>	

変更前	変更後
<p>合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由してドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプ I）により海を利用できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器内のドライウェ</p>	

変更前	変更後
<p>ルスプレイ管からドライウェル内にスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）又は海を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）又は海の圧</p>	

変更前	変更後
<p>力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(3) 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動することで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（直流）は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，所内常設蓄電式直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（直流）は，125V 蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼ</p>	

変更前	変更後
<p>ル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、常設代替直流電源設備からの給電も可能であり、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、復水貯蔵タンクを水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>復水貯蔵タンクは、屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置されているサプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエンジンにより駆動とすることで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備か</p>	

変更前	変更後
<p>らの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を經由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を經由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替</p>	

変更前	変更後
<p>スプレイ冷却系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電に対して、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電とし、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電とすることで、多様性を有する設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）は、代替所内電気設備を經由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を經由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（直流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（直流）は、125V 蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。さらに、常設代替直流電源設備からの給電も可能であり、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び</p>	

変更前	変更後
<p>代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p>復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋附属棟内に設置し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、それぞれ互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>3.2.4 代替循環冷却系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、</p>	<p>3.2.4 代替循環冷却系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を設ける設計とする。なお、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を設ける設計とする。</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>また、本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプにより、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することで、原子炉圧力容器内に存在する熔融炉心を冷却</p>	

変更前	変更後
<p>できる設計とする。</p> <p>また、本システムに使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系配管を經由して、原子炉格納容器内へスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>また、本システムに使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、ベント管を経てサプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>代替循環冷却系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物並びに原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に</p>	

変更前	変更後
<p>係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20・02・12 原院第 5 号（平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散</p> <p>代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユ</p>	

変更前	変更後
<p>ニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ原子炉格納容器フィルタベント系と異なる区画に設置する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系と異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプ</p>	

変更前	変更後
<p>を代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電に対して、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電とし、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系の電動弁（交流）は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、代替循環冷却系の電動弁（交流）は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器</p>	

変更前	変更後
<p>代替スプレイ冷却系（可搬型）は代替淡水源を水源とすることで、復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びにサブプレッションチェンバを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>これらの多様性及びシステムの独立性並びに位置的分散によって、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）及び代替循環冷却系並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、それぞれ互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>3.2.5 高圧代替注水系 炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器</p>	<p>3.2.5 高圧代替注水系 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、 高压代替注水系を設ける設計とする。なお、この場合は、ほう酸水 注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>高压代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タン クの水を高压炉心スプレイ系等を経由して、原子炉压力容器へ注水 することで熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>高压代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源 設備又は所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計と し、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合でも、常設代 替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により中 央制御室からの操作が可能な設計とする。</p> <p>高压代替注水系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧 力容器、炉心支持構造物及び原子炉压力容器内部構造物を重大事故 等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大 事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>3.2.6 低压代替注水系</p> <p>(1) 低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水 炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器 下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、 低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を設ける設計とする。 なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう 酸水注入と並行して行う。</p> <p>低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、復水移送ポンプ</p>	<p>3.2.6 低压代替注水系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>により、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>(2) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を設ける設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により海を利用できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代</p>	

変更前	変更後
<p>替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ I）は、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.2.6 低圧代替注水系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物及び原子炉压力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>3.2.7 ほう酸水注入系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を設ける設計とする。なお、この場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉压力容器への注水と並行して行う。</p> <p>ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を原子炉压力容器へ注入することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とす</p>	<p>3.2.7 ほう酸水注入系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>ほう酸水注入系は、非常用交流電源設備に加え、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>3.2.8 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）機能喪</p>	<p>3.2.8 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器によりサプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20・02・12 原院第 5 号（平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>(2) 多様性, 位置的分散等</p> <p>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) は, 設計基準事故対処設備であるとともに, 重大事故等時においても使用するため, 重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし, 多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから, 重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性, 位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>3.2.9 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード)</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備として, 想定される重大事故等時において, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) が使用できる場合は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち, 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 機能喪失によるサポート系の故障により, 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) が起動できない場合の重大事故等対処設備として, 常設代替交流電源設備を使用し, 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) を復旧できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において, 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 機能喪</p>	<p>3.2.9 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード)</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）を復旧できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、原子炉冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12 原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散等</p>	

変更前	変更後
<p>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>3.3 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備</p> <p>3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系排風機及び高性能エアフィルタ、チャコールエアフィルタを含む非常用ガス処理系フィルタ装置等から構成される。</p> <p>放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には、常用換気系を閉鎖し、非常用ガス処理系排風機によって原子炉建屋原子炉棟内を水柱約6mmの負圧に保ちながら、原子炉格納容器等から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系フィルタ装置を通して除去・低減した</p>	<p>3.3 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備</p> <p>3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>後、排気筒から放出する設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系のうち、非常用ガス処理系フィルタ装置のよう素除去効率及び非常用ガス処理系の処理容量は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、非常用ガス処理系により放射性物質の放出を低減できる設計とする。</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする非常用ガス処理系の配管の一部及び非常用ガス処理系フィルタ装置については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉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が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、配管の全周破断及び非常用ガス処理系フィルタ装置の閉塞を想定しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。</p> <p>想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆に対する放射線被ば</p>	

変更前	変更後
<p>くは、保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価し、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。</p> <p>また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する3日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。</p> <p>単一設計とする箇所の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気し、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減させることで、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、非常用ガス処理系を起動する際に、原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、中央制御室から原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置（個数1）を操作し、容易かつ確実に開口部を閉止できる設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は現場においても、人力により操作できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>また、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流</p>	

変更前	変更後
<p>電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系の流路として、設計基準対象施設である非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系フィルタ装置、排気筒、原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋大物搬入口及び原子炉建屋エアロックを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>3.3.2 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設け、原子炉格納容器調気系により原子炉格納容器内に窒素を充填することとあいまって、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度 4vol%未満又は酸素濃度 5vol%未満に維持できる設計とする。</p> <p>3.3.3 原子炉建屋水素濃度抑制系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置を設ける設計とする。</p> <p>水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋</p>	<p>3.3.2 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>変更なし</p> <p>3.3.3 原子炉建屋水素濃度抑制系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。また評価に用いる性能を満足し、試験により性能及び耐環境性が確認された型式品を設置する設計とする。静的触媒式水素再結合装置は、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が滞留すると想定される原子炉建屋原子炉棟 3 階に設置することとし、静的触媒式水素再結合装置の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故等時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう離隔距離を設ける設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合装置の流路として、設計基準対象施設である原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋大物搬入口及び原子炉建屋エアロックを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>3.3.4 放射性物質拡散抑制系</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）及び海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）を設ける設計とする。</p> <p>(1) 放水設備（大気への拡散抑制設備）</p> <p>大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、放水設備（大気への拡散抑制設備）は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。</p>	<p>3.3.4 放射性物質拡散抑制系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>放水設備（大気への拡散抑制設備）に使用するホースの敷設は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.4 放射性物質拡散抑制系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>(2) 海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）</p> <p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）は、シルトフェンス（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.4 放射性物質拡散抑制系」の設備と兼用）で構成する。シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所（南側排水路排水柵、タービン補機放水ピット、北側排水路排水柵及び取水口）に設置できる設計とする。</p> <p>シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対してシルトフェンスを二重に設置することとし、南側排水路排水柵に1本1組（高さ約5m、幅約5m）として計2本、タービン補機放水ピットに1本1組（高さ約7m、幅約5m）として計2本、北側排水路排水柵に1本1組（高さ約6m、幅約11m）として計2本及び取水口に3本1組（1本あたり高さ約12m、幅約20m）として計6本の合計12本使用する設計とする。また、予備については、破損時のバックアップとして、各設置場所に対して1組の合計6本を保管する。</p>	

変更前	変更後
<p>3.3.5 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、放水設備（泡消火設備）を設ける設計とする。</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として、放水設備（泡消火設備）は、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により泡消火薬剤混合装置を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。</p> <p>泡消火薬剤混合装置 1 個の泡消火薬剤の保有量は、必要な容量である 646L に対し余裕をみた 1000L を保管する。</p> <p>泡消火薬剤混合装置は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲に接続することで、泡消火薬剤を混合して放水できる設計とする。また、泡消火薬剤混合装置の保有数は、航空機燃料火災に対応するため、1 個と故障時及び保守点検時の予備として 1 個の合計 2 個を保管する。</p> <p>放水設備（泡消火設備）に使用するホースの敷設は、ホース延長回収車（台数 4（予備 1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.5 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>3.3.6 可搬型窒素ガス供給系</p> <p>可搬型窒素ガス供給系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納</p>	<p>3.3.6 可搬型窒素ガス供給系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、可搬型窒素ガス供給装置を設ける設計とする。</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置は、車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。</p> <p>可搬型窒素ガス供給系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、原子炉格納容器内</p>	<p>3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量10.0kg/s（1Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は3台を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態においてpH13以上）に維持する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバ</p>	

変更前	変更後
<p>イパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置は、車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数 4）（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ（タイプ I）によりフィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋付属棟内とし、サプレッションチェンバベント用出口隔離弁（T48-F022）の操作を行う原子炉建屋地下 1 階及びドライウエルベント用出口隔離弁（T48-F019）の操作を行う原子炉建屋地上 1 階に遮蔽体（遠隔手動弁操作設備遮蔽（原子炉格納施設のうち「3.5.1 原</p>	

変更前	変更後
<p>子炉格納容器フィルタベント系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用（以下同じ。))を設置し、放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁操作ができるよう、どちらの遮蔽体においても鉛厚さ2mmの遮蔽厚さを有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>3.4 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.4.1 原子炉格納容器調気系</p> <p>原子炉格納容器調気系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充填することにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活</p>	<p>3.4 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.4.1 原子炉格納容器調気系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>性化する設計とする。</p> <p>3.5 圧力逃がし装置</p> <p>3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 10.0kg/s（1Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は 3 台を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態において pH13 以上）に維持する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、サプレッションチェンバ及</p>	<p>3.5 圧力逃がし装置</p> <p>3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬型窒素ガス供給系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で2個設置（ベント用非常用ガス処理系側隔離弁（T48-F020）と格納容器排気非常用ガス処理系側止め弁（T48-F045）（原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備と兼用）、ベント用換気空調系側隔離弁（T48-F021）と格納容器排気換気空調系側止め弁（T48-F046）（原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備と兼用）、原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁（T48-F043）（原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原</p>	

変更前	変更後
<p>子炉格納容器フィルタベント系」, 原子炉冷却系統施設のうち「4.3 耐圧強化ベント系」の設備と兼用) と原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管止め弁 (T48-F044) (原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」, 原子炉冷却系統施設のうち「4.3 耐圧強化ベント系」の設備と兼用)) し, 原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては, 原子炉格納容器が負圧とならないよう, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に再度, 原子炉格納容器内にスプレイする場合においても, 原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には, 原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>可搬型窒素ガス供給系は, 可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために, 可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス (窒素) の供給が可能な設計とする。</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置は, 車両内に搭載された可搬型窒素ガス供給装置発電設備により給電できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は, 遠隔手動弁操作設備 (個数 4) (原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」, 「4.3 耐圧強化ベント系」, 原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィル</p>	

変更前	変更後
<p>タベント系」と兼用) によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設けるフィルタ装置出口側ラプチャディスクは、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、代替淡水源から、大容量送水ポンプ(タイプ I) により、フィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋付属棟内とし、サプレッションチェンバベント用出口隔離弁(T48-F022) の操作を行う原子炉建屋地下 1 階及びドライウエルベント用出口隔離弁(T48-F019) の操作を行う原子炉建屋地上 1 階に遮蔽体(遠隔手動弁操作設備遮蔽(原子炉冷却系統施設のうち「4.2 原子炉格納容器フィルタベント系」、原子炉格納施設のうち「3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系」と兼用)(以下同じ。))を設置し、放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁操作ができるよう、どちらの遮蔽体においても鉛厚さ 2mm</p>	

変更前	変更後
<p>の遮蔽厚さを有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系に使用するホースの敷設等は、ホース延長回収車（台数4（予備1））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち「4.2 燃料プール代替注水系」の設備を原子炉格納施設のうち「3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系」の設備として兼用）により行う設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>(2) 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散</p> <p>代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p>	

変更前	変更後
<p>代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系と異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</p> <p>3.6 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な水の量を供給するために必要な重大事故等対処設備として、復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等の収束に必要な水源として設ける設計とする。</p> <p>また、これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) を設ける設計とす</p>	<p>3.6 重大事故等の収束に必要な水源 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>また、淡水が枯渇した場合に、海を水源として利用できる設計とする。</p> <p>復水貯蔵タンクは、想定される重大事故等時において、原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高压代替注水系、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の水源として利用できる設計とする。</p> <p>サプレッションチェンバ（容量 2800m³、個数 1）は、想定される重大事故等時において、原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替循環冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の水源として利用できる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは、想定される重大事故等時において、原子炉压力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として利用できる設計とする。</p> <p>代替淡水源である淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、想定される重大事故等時において、原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低压代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系への水補</p>	

変更前	変更後
<p>給及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の水源として使用できる設計とする。</p> <p>海は、想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、さらに、放水設備（大気への拡散抑制設備）及び放水設備（泡消火設備）の水源として利用できる設計とする。</p> <p>3.7 設備の共用</p> <p>液体窒素蒸発装置（第2, 3号機共用）は、第3号機と共用するが、各号機に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>3.7 設備の共用</p> <p>変更なし</p>
<p>4. 主要対象設備</p> <p>原子炉格納施設の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉格納施設の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表2 原子炉格納施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>4. 主要対象設備</p> <p>変更なし</p>

○ 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト(1/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器本体	—	原子炉格納容器	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
	—	機器搬出入口	—	機器搬出入用ハッチ	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				逃がし安全弁搬出入口	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				制御棒駆動機構搬出入口	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				サブプレッションチェンバ出入口	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
	—	エアロック	—	所員用エアロック	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部(X-5)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-10A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-10B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-10C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-10D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-11)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-12A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
	原子炉格納容器配管貫通部(X-12B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (2/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部 (X-13A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-13B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-14)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-20)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-21)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-22)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-30B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-31C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-32A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-32B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-33A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-33B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-34)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

○ 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (3/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部 (X-35)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-37)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-50)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-51)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-52)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-60)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-61A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-61B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-62A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-62B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-63)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-64)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-70)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-71)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
原子炉格納容器配管貫通部 (X-72A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし								

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (4/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部 (X-72B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-73)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-80)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-81)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-82A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-82B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-90)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-91)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-92)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-93)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-106B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-130A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-130B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-130C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-130D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
原子炉格納容器配管貫通部 (X-131)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし								

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (5/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部 (X-132A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-132B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-132C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-132D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-133A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-133B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-133C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-133D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-134A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-134B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-134C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-134D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-135A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-135B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-135C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-135D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (6/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部 (X-136A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-136B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-137A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-137B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-137C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-137D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-138)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-139A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-139B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-140A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-140B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-150)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-151A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-151B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-152A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-152B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (7/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部 (X-152C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-152D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-153)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-154)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-155)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-160A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-160B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-160C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-160D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-161)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-190A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-190B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-191A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-191B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-205A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-205B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (8/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部 (X-212)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-213B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-217)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-218)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-219)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-220)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-221)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-222)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-223)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (9/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部 (X-230)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-231)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-232A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-232B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-233)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-240)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-241)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-242)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-243)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-260A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-260B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-261A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-261B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-262A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-262B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
原子炉格納容器配管貫通部 (X-263)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし								

〇 2 変一 II R 〇

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (10/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	配管貫通部	原子炉格納容器配管貫通部 (X-270A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-270B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-270C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-270D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-270E)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-270F)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-271A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-271B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-272A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-272B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-272C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-272D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-272E)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-272F)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-280)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-281)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (11/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	電気配線貫通部	原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-100A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-100B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-100C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-100D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-101A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-101B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-101C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-101D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-102A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-102B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-102C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-102D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-102E)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-103A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-103B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (12/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉格納容器	—	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	電気配線貫通部	原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-103C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-104A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-104B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-104C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-104D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-105A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-105B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-105C)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-105D)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-106A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-250A)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器電気配線貫通部 (X-250B)	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉建屋	—	原子炉建屋原子炉棟	—	原子炉建屋原子炉棟 (二次格納施設)	S	—	常設/緩和	—	変更なし
機器搬出入口	原子炉建屋大物搬入口	S	—			常設/緩和		—	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (13/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉建屋	—	エアロック	—	原子炉建屋エアロック	S	—	常設/緩和	—	変更なし				
		原子炉建屋基礎スラブ		原子炉建屋基礎版*2	—	—	—		変更なし				
圧力低減設備その他の安全設備	—	真空破壊装置	—	真空破壊弁	S	—	常設耐震/防止 常設/緩和	—	変更なし				
		ダウンコマ		ダウンコマ	S	クラス 2	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
		ベント管		ベント管	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				ベント管ベローズ	S	格納容器	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
		ベントヘッド		ベントヘッド	S	クラス 2	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
	器系 原子炉格納容器 サブレイ冷	原子炉格納容器 安全設備	主配管	ドライウェルスブレイ管	S	クラス 2	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションチェンバスブレイ管	S	クラス 2	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
	原子炉格納容器下部注水系	原子炉格納容器 安全設備	ポンプ	復水移送ポンプ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				代替循環冷却ポンプ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				大容量送水ポンプ(タイプ I)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			容器	復水貯蔵タンク	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			ろ過装置	残留熱除去系ストレーナ(A)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (14/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器下部注水系	安全弁及び逃がし弁	E11-F048A	—	—	常設/緩和	—	変更なし					
			E11-F084	—	—	常設/緩和	—	変更なし					
			E11-F085	—	—	常設/緩和	—	変更なし					
		主配管	復水貯蔵タンク～E22-F014	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			E22-F014～補給水よりの第一アンカ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低圧代替注水系吸込配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			低圧代替注水系吸込配管分岐点～P13-F072	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			P13-F072～補給水系配管合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			補給水系配管合流点～復水移送ポンプ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			復水移送ポンプ～低圧代替注水系注入配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			低圧代替注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点～低圧代替注水系注入配管合流点 2	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (15/42)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-72 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器下部注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	低圧代替注水系注入配管合流点2～原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
				原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-92)	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部(X-92)	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部(X-92)～原子炉格納容器下部注水配管開放端	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
				残留熱除去系ストレーナ(A)～原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)～サブプレッションチェンバ出口配管A系合流点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
				サブプレッションチェンバ出口配管A系合流点～代替循環冷却系吸込配管分岐点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
				代替循環冷却系吸込配管分岐点～代替循環冷却ポンプ	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
				代替循環冷却ポンプ～代替循環冷却系注入配管合流点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
				代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
				残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
				残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト(16/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器下部注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～E11-F088	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				E11-F088～低圧代替注水系注入配管合流点2	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				原子炉・格納容器下部注水接続口(北)～低圧代替注水系注入配管A系分岐点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管A系分岐点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				原子炉・格納容器下部注水接続口(東)～低圧代替注水系注入配管合流点1	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				取水用ホース(250A:5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/緩和	SAクラス3	変更なし				
				送水用ホース(300A:2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	—	—	可搬/緩和	SAクラス3	変更なし				
				注水用ヘッド	—	—	可搬/緩和	SAクラス3	変更なし				
				送水用ホース(150A:1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/緩和	SAクラス3	変更なし				
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	原子炉格納容器安全設備	ポンプ	復水移送ポンプ	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				大容量送水ポンプ(タイプI)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SAクラス3	変更なし				
			容器	復水貯蔵タンク	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
			ろ過装置	可搬型ストレーナ	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SAクラス3	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (17/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-74 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管	復水貯蔵タンク～E22-F014	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				E22-F014～補給水よりの第一アンカ	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低圧代替注水系吸込配管分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系吸込配管分岐点～P13-F072	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				P13-F072～補給水系配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				補給水系配管合流点～復水移送ポンプ	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				復水移送ポンプ～低圧代替注水系注入配管分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点～低圧代替注水系注入配管合流点 2	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系注入配管合流点 2～原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点～E11-F041	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				E11-F041～低圧代替注水系 A 系注入配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
ドライウェルスプレイ注入配管 A 系分岐点～低圧代替注水系 A 系注入配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし								

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (18/42)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-75 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管	ドライウエルスブレイ注入配管 A 系分岐点～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				ドライウエルスブレイ管	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点～E11-F026B	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				E11-F026B～低圧代替注水系 B 系注入配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				ドライウエルスブレイ注入配管 B 系分岐点～低圧代替注水系 B 系注入配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				ドライウエルスブレイ注入配管 B 系分岐点～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-30B)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-30B)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				格納容器スプレイ接続口 (北)～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				格納容器スプレイ接続口 (東)～原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 B 系注入配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし			
送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (19/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-76 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器代替冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管	注水用ヘッド	-	-	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				送水用ホース (150A: 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	-	-	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
	代替循環冷却系	原子炉格納容器安全設備	熱交換器	残留熱除去系熱交換器 (A)	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			ポンプ	代替循環冷却ポンプ	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			ろ過装置	残留熱除去系ストレーナ (A)	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			安全弁及び逃がし弁	E11-F084	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				E11-F085	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				E11-F048A	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				E11-F048B	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
			主配管	残留熱除去系ストレーナ (A) ~ 原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A)	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A)	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点 ~ 代替循環冷却系吸込配管分岐点	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				代替循環冷却系吸込配管分岐点 ~ 代替循環冷却ポンプ	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				代替循環冷却ポンプ ~ 代替循環冷却系注入配管合流点	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (20/42)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-77 圧力低減設備その他の安全設備	代替循環冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管	代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点～ドライウェルズブレイ注入配管 A 系分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				ドライウェルズブレイ注入配管 A 系分岐点～原子炉格納容器代替ブレイ冷却系 A 系注入配管合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器代替ブレイ冷却系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-30A)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				原子炉格納容器配管貫通部(X-30A)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				ドライウェルズブレイ管	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～E11-F088	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				E11-F088～低圧代替注水系注入配管合流点 2	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点～低圧代替注水系注入配管合流点 2	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点～E11-F026B	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							

○ 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (21/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	代替循環冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管	E11-F026B～低圧代替注水系 B 系注入配管合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系 B 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)～原子炉圧力容器	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				ドライウェルズプレイ注入配管 A 系分岐点～低圧代替注水系 A 系注入配管合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)～原子炉圧力容器	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
	高圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	ポンプ	高圧代替注水系タービンポンプ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			容器	復水貯蔵タンク	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			主配管	原子炉圧力容器～原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
原子炉隔離時冷却系蒸気配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)				—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					

○ 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (22/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-79 圧力低減設備その他の安全設備	高圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-36)～原子炉格納容器外側アンカ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器外側アンカ～高圧代替注水系蒸気入口配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				高圧代替注水系蒸気入口配管分岐点～高圧代替注水系タービンポンプ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				高圧代替注水系タービンポンプ～原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉隔離時冷却系タービン排気配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-222)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-222)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-222)～原子炉隔離時冷却系スパージャ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				復水貯蔵タンク～E22-F014	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				E22-F014～補給水よりの第一アンカ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低圧代替注水系吸込配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系吸込配管分岐点～高圧代替注水系吸込配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
高圧代替注水系吸込配管分岐点～高圧代替注水系タービンポンプ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし								

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト(23/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	高圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	高圧代替注水系タービンポンプ～高圧代替注水系注入配管合流点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				高圧代替注水系注入配管合流点～原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				原子炉冷却材浄化系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-12A)	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-12A)	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-12A)～原子炉圧力容器	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
	低圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	ポンプ	復水移送ポンプ	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				大容量送水ポンプ(タイプ I)	—	—	可搬/緩和	SAクラス3	変更なし				
			容器	復水貯蔵タンク	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
				主配管	復水貯蔵タンク～E22-F014	—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし			
			E22-F014～補給水よりの第一アンカ		—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
			補給水よりの第一アンカ～復水貯蔵タンク出口配管分岐点		—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				
			復水貯蔵タンク出口配管分岐点～低圧代替注水系吸込配管分岐点		—	—	常設/緩和	SAクラス2	変更なし				

○ 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (24/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-81 圧力低減設備その他の安全設備	低圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	低圧代替注水系吸込配管分岐点～P13-F072	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				P13-F072～補給水系配管合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				補給水系配管合流点～復水移送ポンプ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				復水移送ポンプ～低圧代替注水系注入配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点～低圧代替注水系注入配管合流点 2	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系注入配管合流点 2～原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器下部注水系注入配管分岐点～低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点～E11-F041	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				E11-F041～低圧代替注水系 A 系注入配管合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系 A 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)～原子炉圧力容器	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
低圧代替注水系注入配管 B 系分岐点～E11-F026B	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし								

○ 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (25/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	低圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	E11-F026B～低圧代替注水系 B 系注入配管合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				低圧代替注水系 B 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)～原子炉圧力容器	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉・格納容器下部注水接続口 (北)～低圧代替注水系注入配管 A 系分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉・格納容器下部注水接続口 (東)～低圧代替注水系注入配管合流点 1	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				注水用ヘッド	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
	ほう酸水注入系	原子炉格納容器安全設備	ポンプ	ほう酸水注入系ポンプ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
容器			ほう酸水注入系貯蔵タンク	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (26/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	ほう酸水注入系	原子炉格納容器安全設備	安全弁及び逃がし弁	C41-F003A, B	—	—	常設/緩和	—	変更なし				
				C41-F022	—	—	常設/緩和	—	変更なし				
		主配管	ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			ほう酸水注入系ポンプ～原子炉格納容器配管貫通部 (X-22)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-22)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉格納容器配管貫通部 (X-22)～差圧検出・ほう酸水注入系配管(ティーより N11 ノズルまでの外管)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
	原子炉格納容器安全設備	熱交換器	残留熱除去系熱交換器 (A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			残留熱除去系熱交換器 (B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
		ポンプ	残留熱除去系ポンプ (A), (B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
		ろ過装置	残留熱除去系ストレーナ (A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
			残留熱除去系ストレーナ (B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
		安全弁及び逃がし弁	E11-F048A	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	—	変更なし					
			E11-F048B	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	—	変更なし					
		主配管	残留熱除去系ストレーナ (A)～原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (27/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-84 圧力低減設備その他の安全設備	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	主配管	原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214A) ~ サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点~代替循環冷却系吸込配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ポンプ (A) ~代替循環冷却系注入配管合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				代替循環冷却系注入配管合流点~残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス配管分岐点~残留熱除去系熱交換器 (A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器 (A) ~残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点~残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス配管合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス配管合流点~原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点~ドライウェルススプレイ注入配管 A 系分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				ドライウェルススプレイ注入配管 A 系分岐点~原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 A 系注入配管合流点~原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-30A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (28/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-85 圧力低減設備その他の安全設備	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	主配管	ドライウェルスプレイ管	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点～サブプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～サブプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションチェンバスプレイ注入配管 A 系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-213A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションチェンバスプレイ管	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ストレーナ (B)～原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点～残留熱除去系ポンプ (B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ポンプ (B)～残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器 (B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器 (B)～残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス配管合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (29/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	残留熱除去系(格納容器スプレィ冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	主配管	残留熱除去系熱交換器(B)バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点～ドライウェルスプレィ注入配管 B 系分岐点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				ドライウェルスプレィ注入配管 B 系分岐点～原子炉格納容器代替スプレィ冷却系 B 系注入配管合流点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器代替スプレィ冷却系 B 系注入配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-30B)	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-30B)	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点～サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～サブプレッションチェンバースプレィ注入配管 B 系分岐点	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションチェンバースプレィ注入配管 B 系分岐点～原子炉格納容器配管貫通部(X-213B)	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-213B)	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
	残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	熱交換器	残留熱除去系熱交換器(A)	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器(B)	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			ポンプ	残留熱除去系ポンプ(A),(B)	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
			ろ過装置	残留熱除去系ストレーナ(A)	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ストレーナ(B)	—	—	常設/防止(DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (30/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-87 圧力低減設備その他の安全設備	残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)	安全弁及び逃がし弁	E11-F048A	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	—	変更なし					
			E11-F048B	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	—	変更なし					
		原子炉格納容器安全設備	主配管	残留熱除去系ストレーナ(A)～原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-214A)～サブプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションチェンバ出口配管 A 系合流点～代替循環冷却系吸込配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ポンプ(A)～代替循環冷却系注入配管合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				代替循環冷却系注入配管合流点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器代替循環冷却系出口配管分岐点～残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器(A)バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉停止時冷却モード A 系注入配管分岐点～サブプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				

〇 2 変一 II R 〇

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (31/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-88 圧力低減設備その他の安全設備	残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	主配管	サブプレッションプール水冷却モード A 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-215A)～サブプレッションプール水冷却配管 A 系開放端	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ストレーナ (B)～原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-214B)～サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションチェンバ出口配管 B 系合流点～残留熱除去系ポンプ (B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系ポンプ (B)～残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス配管分岐点～残留熱除去系熱交換器 (B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器 (B)～残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス配管合流点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス配管合流点～原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉停止時冷却モード B 系注入配管分岐点～サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションプール水冷却モード B 系戻り配管分岐点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				

○ 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (32/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
圧力低減設備その他 の安全設備	残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)	原子炉格納容器安全設備	主配管	原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B)	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-215B)～サブプレッションプール水冷却配管 B 系開放端	—	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし				
圧力低減設備その他 の安全設備	非常用ガス処理系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	加熱器	非常用ガス処理系空気乾燥装置	S	—	—		変更なし				
			主要弁	T46-F001A, B	S	クラス 4	—		変更なし				
				T46-F003A, B	S	クラス 4	—		変更なし				
			主配管	T48-F045～非常用ガス処理系空気乾燥装置入口配管合流点	S	クラス 4	—		変更なし				
				非常用ガス処理系空気乾燥装置入口配管合流点～非常用ガス処理系排風機	S	クラス 4	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉建屋内～非常用ガス処理系排風機入口配管合流点	S	クラス 4	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				非常用ガス処理系排風機～非常用ガス処理系フィルタ装置	S	クラス 4	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				非常用ガス処理系フィルタ装置～非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点	S	クラス 4	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
非常用ガス処理系フィルタ装置出口配管合流点～排気筒	S	クラス 4	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし								

○ 2 変一 II R O

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (33/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-90 圧力低減設備その他の安全設備	非常用ガス処理系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	排風機	非常用ガス処理系排風機	S	—	常設/緩和	—	変更なし				
			フィルター	非常用ガス処理系フィルタ装置	S	—	—	—	変更なし				
	可燃性ガス濃度制御系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	加熱器	可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器	S	— クラス 3*3	—	—	変更なし				
			安全弁及び逃がし弁	T49-F007A, B	S	—	—	—	変更なし				
			主要弁	T49-F001A, B	S	クラス 2	—	—	変更なし				
				T49-F003A, B	S	クラス 2	—	—	変更なし				
			主配管	ドライウエル～可燃性ガス濃度制御系再結合装置	S	クラス 3	—	—	変更なし				
				可燃性ガス濃度制御系再結合装置～T49-F003A, B	S	クラス 3	—	—	変更なし				
				T49-F003A, B～サブプレッションチェンバ	S	クラス 2	—	—	変更なし				
			ブロワ	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	S	—	—	—	変更なし				
	再結合装置	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	S	— クラス 3*3	—	—	変更なし						
	原子炉建屋水素濃度抑制系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	再結合装置	静的触媒式水素再結合装置	—	—	常設/緩和	—	変更なし				
	放射性物質拡散抑制系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ポンプ	大容量送水ポンプ(タイプ II)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
			主配管	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				

○ 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (34/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-91 圧力低減設備その他の安全設備	放射性物質拡散抑制系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				放水砲	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
	放射燃料火災への泡消火)	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	ポンプ	大容量送水ポンプ(タイプII)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし			
				主配管	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし			
					送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし			
					放水砲	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし			
					圧縮機	可搬型窒素ガス供給装置	—	—	可搬/緩和	—	変更なし		
	可搬型窒素ガス供給系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋外)～T48-F011 入口側合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				可搬型窒素ガス供給装置接続口(屋内)～ドライウエル窒素供給配管合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				ドライウエル窒素供給配管分岐点2～原子炉格納容器配管貫通部(X-281)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部(X-281)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				T48-F011 入口側合流点～T48-F002 出口側合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				T48-F002 出口側合流点～原子炉格納容器配管貫通部(X-80)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
原子炉格納容器配管貫通部(X-80)				—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (35/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	可搬型窒素ガス供給系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	窒素供給用ホース (50A : 5m)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				窒素供給用ヘッダ	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				可搬型窒素ガス供給装置接続管	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
	原子炉格納容器フィルタベント系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプ I)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				圧縮機	可搬型窒素ガス供給装置	—	—	可搬/緩和	—	変更なし			
				容器	フィルタ装置*4	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				安全弁及び逃がし弁	T63-F006	—	—	常設/緩和	—	変更なし			
					T48-F019	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
					T48-F022	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
					T63-F001	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
				主要弁	T63-F002	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
主配管	原子炉格納容器配管貫通部 (X-230)	—	—		常設/緩和	SA クラス 2	変更なし						
	原子炉格納容器配管貫通部 (X-230) ~ ドライウェル出口配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (36/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-93 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器フィルタバント系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	原子炉格納容器配管貫通部 (X-81)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-81)～ドライウエル出口配管分岐点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				サブプレッションチェンバ出口配管分岐点 3～フィルタ装置	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置～フィルタ装置出口側ラプチャディスク	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置出口側ラプチャディスク～排気管	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置 (A)～フィルタ装置 (B)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置 (B)～フィルタ装置 (C)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置連結管	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				可搬型窒素ガス供給装置接続口 (屋外)～T48-F011 入口側合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				可搬型窒素ガス供給装置接続口 (屋内)～ドライウエル窒素供給配管合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				T48-F011 入口側合流点～T48-F002 出口側合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				T48-F002 出口側合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-80)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-80)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				ドライウエル窒素供給配管分岐点 2～原子炉格納容器配管貫通部 (X-281)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
原子炉格納容器配管貫通部 (X-281)	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし								

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (37/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器フィルタベント系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	ドライウエル室素供給配管分岐点 1～T48-F066	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				T48-F066～フィルタ装置入口配管合流点	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置水補給接続口(屋外)～フィルタ装置	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置水補給接続口(屋内)～フィルタ装置	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				室素供給用ホース (50A : 5m)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				室素供給用ヘッド	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				可搬型室素ガス供給装置接続管	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				注水用ヘッド	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
		送水用ホース (65A : 20m)	—	—	可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし						
フィルター	フィルター装置*4	—	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							

○ 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (38/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器調気系	原子炉格納容器調気設備	主要弁	T48-F001	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—
			T48-F002	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	
			T48-F003	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	
			T48-F010	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	
			T48-F011	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	
			T48-F012	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	
			T48-F016	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	
			T48-F019	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	
			T48-F020	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	
			T48-F021	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	
			T48-F022	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	変更なし	—	—
		主配管	T48-F001～T48-F002 出口側合流点	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	
		T48-F002 出口側合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-80)	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	変更なし	—	—	

○ 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (39/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後							
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1			
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		
7-4-96 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器調気系	原子炉格納容器調気設備	主配管	ドライウエル入口配管分岐点～サブプレッションチェンバ	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—		
				原子炉建屋内～サブプレッションチェンバ入口配管合流点 1	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	
				原子炉建屋内～サブプレッションチェンバ入口配管合流点 2	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—
				T48-F016～ドライウエル入口配管合流点	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—
				T48-F010～T48-F011 入口側合流点	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—
				T48-F011 入口側合流点～T48-F002 出口側合流点	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—
				ドライウエル補給用窒素配管分岐点～原子炉建屋内吸入配管合流点	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-81)～ドライウエル出口配管分岐点	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—
				ドライウエル出口配管分岐点～T48-F046	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-230)～ドライウエル出口配管分岐点	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—
				サブプレッションチェンバ出口配管分岐点 1～T48-F045	S	クラス 2	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—
				液体窒素貯槽～パージ用液体窒素蒸発器*2	C	クラス 3	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—
				パージ用液体窒素蒸発器*2	C	クラス 3	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—
パージ用液体窒素蒸発器～T48-F016*2	C	クラス 3	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—				
液体窒素貯槽出口配管分岐点～常時補給用液体窒素蒸発器 (送ガス用)*2	C	クラス 3	—	—	変更なし	—	—	—	—	—	—				

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (40/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-97 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器調気系	原子炉格納容器調気設備	主配管	常時補給用液体窒素蒸発器(送ガス用)*2	C	クラス 3	—		変更なし				
				常時補給用液体窒素蒸発器(送ガス用)～T48-F010*2	C	クラス 3	—		変更なし				
				常時補給用液体窒素蒸発器出口配管分岐点～T48-F030*2	C	クラス 3	—		変更なし				
	原子炉格納容器フィルタベント系	圧力逃がし装置	容器	フィルタ装置*4	—	—	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			主要弁	T63-F001	—	—	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				T63-F002	—	—	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				T48-F019	—	—	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				T48-F022	—	—	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
			圧力開放板	フィルタ装置出口側ラプチャディスク	—	—	常設耐震/防止常設/緩和	—	変更なし				
			主配管	原子炉格納容器配管貫通部 (X-230)	—	—	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-230)～ドライウエル出口配管分岐点	—	—	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-81)	—	—	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
	原子炉格納容器配管貫通部 (X-81)～ドライウエル出口配管分岐点	—		—	常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし						
サブプレッションチェンバ出口配管分岐点 3～フィルタ装置	—	—		常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							
フィルタ装置～フィルタ装置出口側ラプチャディスク	—	—		常設耐震/防止常設/緩和	SA クラス 2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト (41/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
7-4-98 圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器フィルタベント系	圧力逃がし装置	主配管	フィルタ装置出口側ラプチャディスク～排気管	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置 (A)～フィルタ装置 (B)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置 (B)～フィルタ装置 (C)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置連結管	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				可搬型窒素ガス供給装置接続口 (屋外)～T48-F011 入口側合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				可搬型窒素ガス供給装置接続口 (屋内)～ドライウエル窒素供給配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				T48-F011 入口側合流点～T48-F002 出口側合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				T48-F002 出口側合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-80)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-80)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				ドライウエル窒素供給配管分岐点 2～原子炉格納容器配管貫通部 (X-281)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納容器配管貫通部 (X-281)	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				ドライウエル窒素供給配管分岐点 1～T48-F066	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				T48-F066～フィルタ装置入口配管合流点	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置水補給接続口 (屋外)～フィルタ装置	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置水補給接続口 (屋内)～フィルタ装置	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
窒素供給用ホース (50A : 5m)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし								

〇 2 変一 II R 0

表 1 原子炉格納施設の主要設備リスト(42/42)

設備区分	系統名称	機器区分		変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器フィルタベント系	圧力逃がし装置	主配管	窒素供給用ヘッダ	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				可搬型窒素ガス供給装置接続管	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				取水用ホース(250A : 5m, 10m, 20m)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				送水用ホース(300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				注水用ヘッダ	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				送水用ホース(65A : 20m)	—	—	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
		フィルター	フィルタ装置*5	—	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					

注記*1 : 表 1 に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「8 原子炉本体の基本設計方針, 適用基準及び適用規格」の「表 1 原子炉本体の主要設備リスト 付表 1」による。

*2 : 本設備は記載の適正化のみ行うものであり, 手続き対象外である。

*3 : 装置内配管がクラス 3, それ以外はクラスなし。

*4 : 本設備は, フィルターとして使用するフィルタ装置と同一機器である。

*5 : 本設備は, 容器として使用するフィルタ装置と同一機器である。

〇 2 変一 II R 0

表 2 原子炉格納施設の兼用設備リスト (1/5)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
7-4-100 原子炉格納容器安全設備 原子炉格納容器その他の安全設備	原子炉格納容器下部注水系	-	原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備	残留熱除去系熱交換器(A)	-	常設/緩和	SAクラス2	変更なし					
			原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器(ドライウエル)	-	常設/緩和	SAクラス2	変更なし					
				原子炉格納容器(サブプレッション チェンバ)	-	常設/緩和	SAクラス2	変更なし					
	原子炉格納容器代替 サブプレイ冷却系	-	原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器(ドライウエル)	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	変更なし					
	代替循環冷却系	-	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	-	常設/緩和	-	変更なし					
				シュラウドサポート	-	常設/緩和	-	変更なし					
				炉心シュラウド支持ロッド	-	常設/緩和	-	変更なし					
				上部格子板	-	常設/緩和	-	変更なし					
				炉心支持板	-	常設/緩和	-	変更なし					
				中央燃料支持金具	-	常設/緩和	-	変更なし					
				周辺燃料支持金具	-	常設/緩和	-	変更なし					
				制御棒案内管	-	常設/緩和	-	変更なし					
			原子炉本体 原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	-	常設/緩和	SAクラス2	変更なし					
			原子炉本体 原子炉圧力容器内部構造物	残留熱除去系配管(原子炉圧力容 器内部)	-	常設/緩和	-	変更なし					
			原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器(ドライウエル)	-	常設/緩和	SAクラス2	変更なし					
	原子炉格納容器(サブプレッション チェンバ)	-		常設/緩和	SAクラス2	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 2 原子炉格納施設の兼用設備リスト (2/5)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	-	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				シュラウドサポート	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				上部格子板	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				炉心支持板	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				中央燃料支持金具	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				周辺燃料支持金具	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				制御棒案内管	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				原子炉本体 原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし			
	原子炉本体 原子炉圧力容器内部構造物	給水スパーージャ	-	-	常設/緩和	-	変更なし						
	-	-	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				シュラウドサポート	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				炉心シュラウド支持ロッド	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				上部格子板	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				炉心支持板	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				中央燃料支持金具	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				周辺燃料支持金具	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
				制御棒案内管	-	-	常設/緩和	-	変更なし				
原子炉本体 原子炉圧力容器				原子炉圧力容器	-	-	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
原子炉本体 原子炉圧力容器内部構造物	残留熱除去系配管(原子炉圧力容器内部)	-	-	常設/緩和	-	変更なし							

〇 2 変一 II R 0

表 2 原子炉格納施設の兼用設備リスト (3/5)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	ほう酸水注入系	—	原子炉本体 炉心支持構造物	炉心シュラウド	—	常設/緩和	—	変更なし					
				シュラウドサポート	—	常設/緩和	—	変更なし					
				炉心シュラウド支持ロッド	—	常設/緩和	—	変更なし					
				上部格子板	—	常設/緩和	—	変更なし					
				炉心支持板	—	常設/緩和	—	変更なし					
				中央燃料支持金具	—	常設/緩和	—	変更なし					
				周辺燃料支持金具	—	常設/緩和	—	変更なし					
				制御棒案内管	—	常設/緩和	—	変更なし					
			原子炉本体 原子炉压力容器	原子炉压力容器	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
			原子炉本体 原子炉压力容器付属構造物	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーより N11 ノズルまでの外管)	—	常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					
	原子炉本体 原子炉压力容器内部構造物	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉压力容器内部)	—	常設/緩和	—	変更なし							
	残留熱除去系(格納容器 スプレィ冷却モ ード)	—	原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器(ドライウェル)	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
				原子炉格納容器(サブプレッション チェンバ)	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					
	残留熱除去系 (サブプレッション ポンプ ール水冷却モ ード)	—	原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器(サブプレッション チェンバ)	—	常設/防止 (DB 拡張)	SA クラス 2	変更なし					

〇 2 変一 II R 0

表 2 原子炉格納施設の兼用設備リスト(4/5)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	非常用ガス 処理系	-	放射性廃棄物の廃棄施設 気体、液体又は固体廃棄物処 理設備	排気筒(支持構造物(鉄塔及び基 礎)は第 2, 3 号機共用)	-		常設/緩和	-	変更なし				
			原子炉格納施設 原子炉建屋	原子炉建屋原子炉棟(二次格納施 設)	-		常設/緩和	-	変更なし				
				原子炉建屋大物搬入口	-		常設/緩和	-	変更なし				
				原子炉建屋エアロック	-		常設/緩和	-	変更なし				
	原子炉建屋水素濃 度制御系	-	原子炉格納施設 原子炉建屋	原子炉建屋原子炉棟(二次格納施 設)	-		常設/緩和	-	変更なし				
				原子炉建屋大物搬入口	-		常設/緩和	-	変更なし				
				原子炉建屋エアロック	-		常設/緩和	-	変更なし				
	ガス供給系	-	原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器	-		常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
	原子炉格納容器 フィルタベント系	-	原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器	-		常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				フィルタ装置出口側ラブチャデ イスク	-		常設/緩和	-	変更なし				
フィルタ装置				-		常設/緩和	SA クラス 2	変更なし					

〇 2 変一 II R 0

表 2 原子炉格納施設の兼用設備リスト (5/5)

設備区分	系統名称	機器区分	主たる機能の施設/ 設備区分	変更前				変更後					
				名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
					耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震 重要度 分類	機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
圧力低減設備その他の安全設備	圧力逃がし装置	-	原子炉格納施設 原子炉格納容器	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	大容量送水ポンプ(タイプ I)	-	可搬/防止 可搬/緩和	SA クラス 3	変更なし				
				原子炉格納施設 原子炉格納容器	原子炉格納容器	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納施設 原子炉格納容器調気設備	T48-F020	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
					T48-F021	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
				原子炉格納施設 圧力逃がし装置	フィルタ装置	-	常設耐震/防止 常設/緩和	SA クラス 2	変更なし				
原子炉格納施設 放射性物質濃度制御設備及び 可燃性ガス濃度制御設備並び に格納容器再循環設備	可搬型窒素ガス供給装置	-	可搬/防止 可搬/緩和	-	変更なし								

注記*1 : 表 2 に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格」の「表 1 原子炉本体の主要設備リスト 付表 1」による。

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第 1 章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」に示す。</p>	<p>第 1 章 共通項目</p> <p>変更なし</p>
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>原子炉格納施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号） ・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について（平成 17 年 12 月 16 日 平成 17・12・15 原院第 5 号） ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号） ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定） ・非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成 20・02・12 原院第 5 号平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定） ・J S M E S N C 1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ・原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編（J E A G 4 6 0 1・補-1984） 	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (J E A C 4 2 〇 3 -2008) ・日本建築学会 1987 年 鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ・日本建築学会 2001 年 建築基礎構造設計指針 ・日本建築学会 2005 年 鋼構造設計規準 -許容応力度設計法- ・ J I S B 8 2 4 3 -1981 圧力容器の構造 	

7.5 原子炉格納施設に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>原子炉格納施設に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「1.9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

8. その他発電用原子炉の附属施設

8.9 緊急時対策所

8.9.1 緊急時対策所機能

変 更 前	変 更 後
<p>緊急時対策所は、以下の緊急時対策所機能を有する。</p> <p>1. 居住性の確保に関する機能 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常（以下「冷却材喪失事故等」という。）が発生した場合において、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができ、必要な期間にわたり滞在できるものとする。また、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものとする。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等時において、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の機能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないものとする。また、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう、放射線量を監視、測定する放射線管理施設のうち緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管することができるものとする。</p> <p>冷却材喪失事故等及び重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるものとする。</p> <p>2. 情報の把握に関する機能 冷却材喪失事故等及び重大事故等が発生した場合において、中央制御室の運転員を介さずに事故状態等を正確、かつ速やかに把握できるとともに、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な情報を把握できるよう、必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所内で表示できるものとする。</p> <p>3. 通信連絡に関する機能 冷却材喪失事故等及び重大事故等が発生した場合において、発電所内の関係要員に指示や発電所外関連箇所との通信連絡等、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うとともに、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送することができるものとする。</p>	<p>緊急時対策所は、以下の緊急時対策所機能を有する。</p> <p>1. 居住性の確保に関する機能 変更なし</p> <p>2. 情報の把握に関する機能 変更なし</p> <p>3. 通信連絡に関する機能 変更なし</p> <p>4. 有毒ガスに対する防護措置 緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「指示要員」という。）に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれ</p>

変 更 前	変 更 後
	<p>ることがないよう、指示要員が緊急時対策所内にとどまり、必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。</p> <p>敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。</p> <p>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。</p> <p>固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</p> <p>固定源及び可動源に対しては、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、指示要員を防護できる設計とする。</p> <p>可動源の輸送ルートは、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運用について保安規定に定めて管理する。</p>

8.9.2 緊急時対策所の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「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」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>変更なし</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>緊急時対策所の共通項目のうち「1. 地盤等，2. 自然現象，3. 火災，4. 溢水等 5. 設備に対する要求（5.2 材料及び構造等，5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止，5.4 耐圧試験等，5.5 安全弁等，5.6 逆止め弁，5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件，5.8 電気設備の設計条件を除く。），6. その他（6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。）」の基本設計方針については，原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 緊急時対策所</p> <p>1.1 緊急時対策所の設置等</p> <p>1.1.1 緊急時対策所の設置</p> <p>発電用原子炉施設には，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため，緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 緊急時対策所</p> <p>1.1 緊急時対策所の設置等</p> <p>1.1.1 緊急時対策所の設置</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>1.1.2 設計方針</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するための適切な措置が講じることができるよう、緊急時対策所機能に係る設備を含め、以下の設計とする。</p> <p>なお、緊急時対策所は、緊急対策室及びSPDS室から構成され、緊急時対策建屋に設置する設計とする。</p> <p>(1) 耐震性及び耐津波性</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動S_sによる地震力に対し、機能を喪失しないよう設計するとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。</p> <p>(2) 中央制御室に対する独立性</p> <p>緊急時対策所の機能に係る設備は、共通要因により中央制御室と同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。</p> <p>(3) 代替交流電源の確保</p> <p>緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>常設の代替電源設備は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機 2 台で緊急時対策所を含む重大事故等発生時に想定される負荷へ給電するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>なお、放射性雲通過中には給油を必要とせず必要負荷に対して</p>	<p>1.1.2 設計方針</p> <p>変更なし</p> <p>(1) 耐震性及び耐津波性</p> <p>変更なし</p> <p>(2) 中央制御室に対する独立性</p> <p>変更なし</p> <p>(3) 代替交流電源の確保</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>7日間（168時間）以上連続給電が可能な設計とする。</p> <p>可搬の代替電源設備は、緊急時対策所用代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）1台で緊急時対策所に電源供給するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>電源車（緊急時対策所用）使用時には電源車（緊急時対策所用）1台が必要負荷に対して7日間（168時間）以上連続運転が可能な容量を有する緊急時対策所軽油タンクへ接続するため、放射性雲通過時において、燃料を補給せずに運転できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所の代替電源設備は、常設設備としてガスタービン駆動であるガスタービン発電機及び可搬型設備としてディーゼル駆動である電源車（緊急時対策所用）を設置することにより、電源の多様性を有する設計とする。</p> <p>(4) 緊急時対策所機能の確保</p> <p>緊急時対策所は、以下の措置を講じること又は設備を備えることにより緊急時対策所機能を確保する。</p> <p>a. 居住性の確保</p> <p>緊急時対策所は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために必要な要員を収容できるとともに、それら要員が必要な期間にわたり滞在できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故</p>	<p>(4) 緊急時対策所機能の確保</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p> <p>a. 居住性の確保</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>等に対処するために必要な数の要員を収容することができるとともに、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な遮蔽設計及び換気設計を行い緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <p>重大事故等が発生した場合における緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ緊急時対策所内でのマスクの着用、交替要員体制、安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」の手法を参考とした被ばく評価において、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>緊急時対策所には、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計（緊急時対策所用）（個数1（予備1））及び二酸化炭素濃度計（緊急時対策所用）（個数1（予備1））を保管する設計とするとともに、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定するため、さらに緊急時対策所加圧空気供給系による加圧判断のために使用する緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管する設計とする。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持込むことを防止する</p>	

変更前	変更後
<p>ため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p> <p>b. 情報の把握</p> <p>緊急時対策所には、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に対処するために必要な情報及び重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を、中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所内で表示できるよう、データ収集装置、SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置を設置する設計とする。</p> <p>c. 通信連絡</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合において、当該事故等に対処するため、発電所内の関係要員に指示を行うために必要な通信連絡設備及び発電所外関係箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて通信連絡できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設</p>	<p>b. 情報の把握</p> <p>変更なし</p> <p>c. 通信連絡</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>計とする。</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合において、通信連絡設備により、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備として、SPDS 伝送装置を設置する設計とする。</p> <p>データ伝送設備については、通信方式の多様性を確保した専用通信回線にて伝送できる設計とする。</p> <p>緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できるSPDS 伝送装置で構成するデータ伝送設備については、重大事故等が発生した場合においても必要なデータを伝送できる設計とする。</p>	<p>d. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p>緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「指示要員」という。）に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないように、指示要員が緊急時対策所内にとどまり、必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。</p> <p>敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。</p>

変更前	変更後
	<p>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。</p> <p>固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</p> <p>固定源及び可動源に対しては、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、指示要員を防護できる設計とする。</p> <p>可動源の輸送ルートは、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運用について保安規定に定めて管理する。</p>
<p>2. 主要対象設備</p> <p>緊急時対策所の対象となる主要な設備について、「表 1 緊急時対策所の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>2. 主要対象設備</p> <p>変更なし</p>

〇 2 変一 II R 0

表 1 緊急時対策所の主要設備リスト(1/1)

設備区分	系統名称	機器区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
緊急時対策所機能	—	—	緊急時対策所機能*2	—	—	—	—	変更なし				

注記*1 : 表 1 に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「8 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格」の「表 1 原子炉本体の主要設備リスト 付表 1」による。

注記*2 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する。

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第 1 章 共通項目</p> <p>緊急時対策所に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」に示す。</p>	<p>第 1 章 共通項目</p> <p>変更なし</p>
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>緊急時対策所に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・労働安全衛生法（昭和 47 年法律第 57 号） 酸素欠乏症等防止規則（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令 42 号） ・労働安全衛生法（昭和 47 年法律第 57 号） 労働安全衛生規則（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 32 号） <p>・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について（平成 17 年 12 月 16 日 平成 17・12・15 原院第 5 号）</p> <p>・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）</p> <p>・発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和 51 年 9 月 28 日原子力委員会決定）</p>	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>緊急時対策所に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・労働安全衛生法（昭和 47 年法律第 57 号） 酸素欠乏症等防止規則（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令 42 号） ・労働安全衛生法（昭和 47 年法律第 57 号） 労働安全衛生規則（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 32 号） ・高圧ガス保安法（昭和 26 年 6 月 7 日法律第 204 号） ・毒物及び劇物取締法（昭和 25 年 12 月 28 日法律第 303 号） ・消防法（昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号） ・ガス事業法（昭和 29 年 3 月 31 日法律第 51 号） <p>・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について（平成 17 年 12 月 16 日 平成 17・12・15 原院第 5 号）</p> <p>・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）</p> <p>・発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和 51 年 9 月 28 日原子力委員会決定）</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定） ・原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成 21・07・27 原院第 1 号平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定） ・土木学会 2007 年 コンクリート標準示方書 [構造性能照査編] ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定） 	<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定） ・原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成 21・07・27 原院第 1 号平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定） ・土木学会 2007 年 コンクリート標準示方書 [構造性能照査編] ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定）

上記の他「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」及び「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照する。

8.9.3 緊急時対策所に係る工事の方法

変更前	変更後
<p>緊急時対策所に係る工事の方法は、「原子炉本体」における「1.9 原子炉本体に係る工事の方法」（「1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査」、「2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査」、「2.1.3 燃料体に係る検査」及び「3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項」を除く。）に従う。</p>	<p>変更なし</p>

III 工事工程表

IV 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

IV 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

当社は、原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、健全な安全文化を育成及び維持するための活動を含む原子炉施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを確立し、「女川原子力発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に定めている。

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を示したものである。

2. 適用範囲・定義

2.1 適用範囲

設工認品質管理計画は、女川原子力発電所第2号機原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。

2.2 定義

設工認品質管理計画における用語の定義は、以下を除き保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。

(1) 実用炉規則

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）」をいう。

(2) 技術基準規則

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）」をいう。

(3) 実用炉規則別表第二対象設備

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）」の別表第二「設備別記載事項」に示された設備をいう。

(4) 適合性確認対象設備

設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）に基づき、技術基準規則等への適合性を確保するために必要となる設備をいう。

3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等

設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下のとおり実施する。

3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）
 設計，工事及び検査は，本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。
 設計，工事及び検査に係る組織は，担当する設備に関する設計，工事及び検査について責任と権限を持つ。

3.2 設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

設計及び工事のグレード分けは，原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり行う。

「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「重要度分類指針」という。）に基づく安全上の機能別重要度と，発電への影響度に応じて設定した重要度に応じて，クラスⅠ～Ⅳに分類する。

別表1 品質に係る重要度分類

重要度分類	定義
クラスⅠ	<ul style="list-style-type: none"> ・重要度分類指針のクラス1に属する設備・系統等 ・その設備・系統等の不具合が発電所の運転停止または出力低下に直接つながる設備・系統等 ・その設備・系統等の不具合が放射性物質の管理区域外への放出につながる設備・系統等 ・保安規定第1編第4章「運転管理」・第3節「運転上の制限」に規定される設備・系統等
クラスⅡ	<ul style="list-style-type: none"> ・重要度分類指針のクラス2に属する設備・系統等 ・その設備・系統等の不具合が長時間継続すると，発電所の運転停止または出力低下につながる設備・系統等 ・その設備・系統等の不具合が長時間継続すると，放射性物質の管理区域外への放出につながる設備・系統等
クラスⅢ	<ul style="list-style-type: none"> ・重要度分類指針のクラス3に属する設備・系統等 ・その設備・系統等の不具合が，発電所の運転停止・出力低下または放射性物質の管理区域外への放出にはつながらない設備・系統等（発電所の付帯設備を除く）
クラスⅣ	<ul style="list-style-type: none"> ・クラスⅠ，Ⅱ，Ⅲ以外の設備・系統等（発電所の付帯設備）

なお，重大事故等対処設備の重要度分類については，クラスⅠを原則とする。
 ただし，本設工認における設計は，新規制基準施行以前から設置している設備並びに工事を継続又は完了している設備の設計実績等を用いた技術基準規則等への適合性を確保するために必要な設備の設計である。

したがって、本設工認の設計は、設計及び工事のグレード分けによらず、全ての適合性確認対象設備を、「3.3 設計に係る品質管理の方法」に示す設計で管理する。

なお、「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」以降の段階で新たに設計及び工事を実施する場合は、設計及び工事のグレード分けの考え方を適用し、管理を実施する。

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー

設工認のうち、実用炉規則別表第二対象設備に対する設計、工事及び検査の各段階を表 3.2-1 に示す。

設工認における必要な設計、工事及び検査の流れを図 3.2-1 に示す。

(1) 実用炉規則別表第二対象設備に対する管理

組織は、設計、工事及び検査の各段階におけるレビューを、表 3.2-1 に示す段階において実施するとともに、記録を管理する。

このレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。

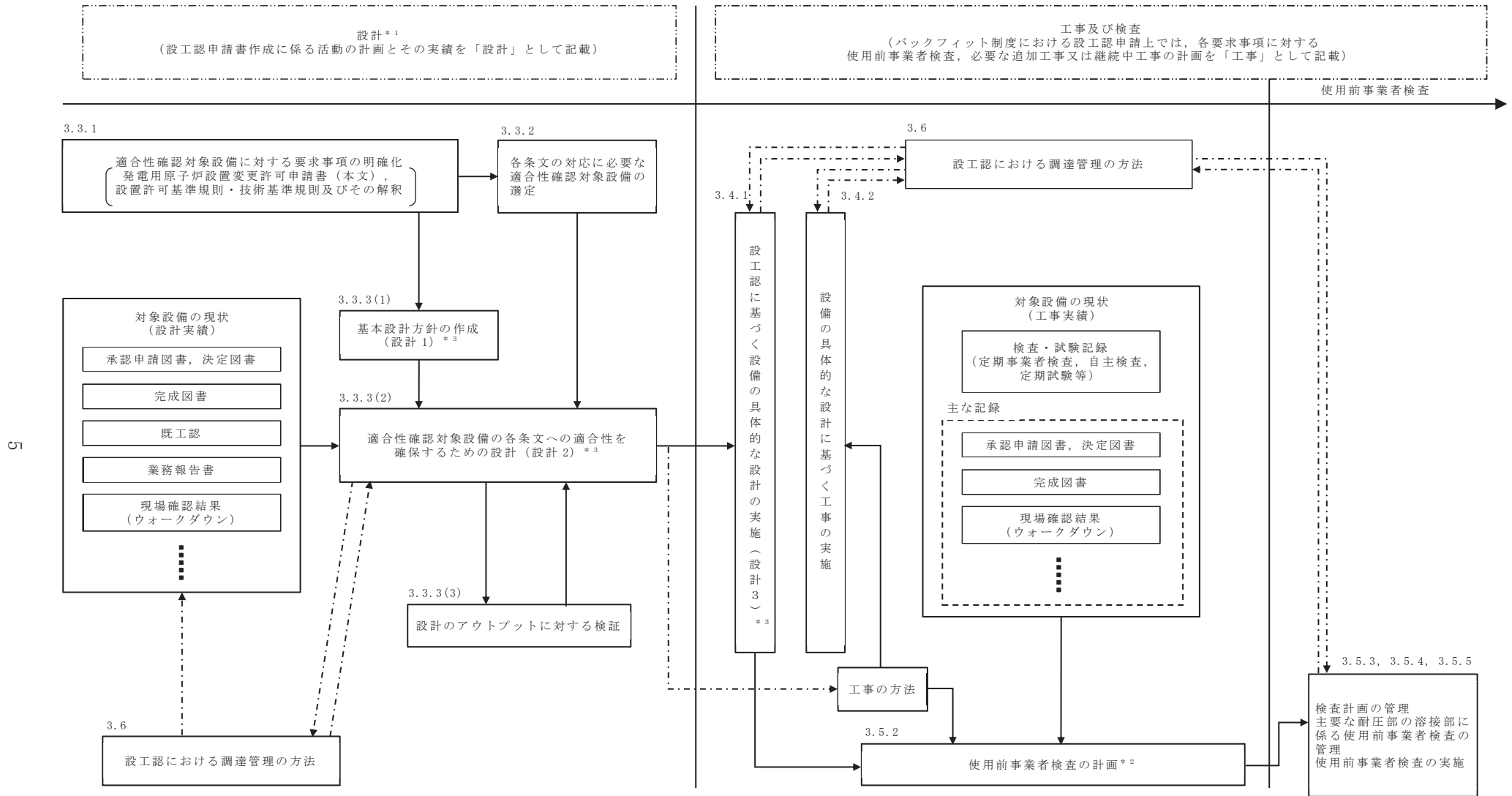
(2) 主要な耐圧部の溶接部に対する管理

設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（表 3.2-1 における「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。

表 3.2-1 設工認における設計，工事及び検査の各段階

各段階		保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画 適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化 技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	
	3.3.3(1)*	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 要求事項を満足する基本設計方針の作成
	3.3.3(2)*	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証 基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック
	3.3.4 *	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	3.4.1 *	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証 設工認を実現するための具体的な設計
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	— 適合性確認対象設備の工事の実施
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	— 適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していること
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	7.1 個別業務に必要なプロセスの計画 適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定
	3.5.3	検査計画の管理	— 使用前事業者検査を実施する際の工程管理
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	— 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを確認
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認に必要な，設計，工事及び検査に係る調達管理

注記*：「3.2.2 設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー」でいう，保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3.4 設計開発レビュー」の対応項目



注記*1: バックフィット制度における設工認申請上の「設計」とは、要求事項を満足した設備とするための基本設計方針を作成(設計1)し、既に設置されている設備の状況を念頭に置きながら、適合性確認対象設備を各条文に適合させるための設計(設計2)を行う業務をいう。
また、この設計の結果を基に、設工認として申請が必要な範囲について、設工認申請書にまとめる。
*2: 条文ごとに適合性確認対象設備が技術基準規則に適合していることを確認するための検査方法(代替確認の考え方を含む。)の決定とその実施を使用前事業者検査の計画として明確にする。
*3: 保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3.3 設計開発の結果に係る情報」、 「7.3.4 設計開発レビュー」対応項目

□ : 設工認の範囲
- - - - - : 必要に応じ実施する業務の流れ

図3.2-1 設工認として必要な設計、工事及び検査の流れ

3.3 設計に係る品質管理の方法

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

組織は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

組織は、設工認に関連する工事において、追加・変更となる適合性確認対象設備（運用を含む。）に対する技術基準規則等への適合性を確保するために、実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を含めて、適合性確認対象設備として抽出する。

3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証

組織は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計 1）

「設計 1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）

「設計 2」として、「設計 1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。

なお、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。

(3) 設計のアウトプットに対する検証

組織は、「設計 1」及び「設計 2」の結果について、原設計者以外の力量を有する者に検証を実施させる。

3.3.4 設計における変更

組織は、設計の変更が必要となった場合、「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法

組織は、工事段階において、設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を以下のとおり実施する。

また、これらの活動を調達する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。

3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）

組織は、工事段階において、設工認を実現するための設備の具体的な設計（設計3）を実施する。

3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

組織は、設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。

ただし、適合性確認対象設備のうち、新規規制基準施行以前に設置している設備、設置を完了し調達製品の検証段階の設備、既に工事を着手し工事を継続している設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。

3.5 使用前事業者検査の方法

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づき使用前事業者検査を計画し、工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下、実施する。

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査では、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために以下の項目について検査を実施する。

- (1) 実設備の仕様の適合性確認
- (2) 実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。

これらの項目のうち、(1)を表3.5-1に示す検査として、(2)を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA検査」という。）として実施する。

また、QA検査では上記(2)に加え、上記(1)のうち工事を主管する箇所（供給者を含む。）が採取した記録・ミルシート等の信頼性確認を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。

3.5.2 使用前事業者検査の計画

組織は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。

使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに表 3.5-1 に定める要求種別ごとに確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。

適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。

個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

また、使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。

3.5.3 検査計画の管理

組織は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整のうえ使用前事業者検査工程表を作成する。

使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを適切に管理する。

3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

組織は、溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。

また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実施する。

3.5.5 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。

(1) 使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練

使用前事業者検査に従事する者は、あらかじめ教育・訓練を受講し、検査に必要な力量を有する者とする。

(2) 使用前事業者検査の独立性確保

使用前事業者検査は，組織的独立を確保して実施する。

(3) 使用前事業者検査の体制

使用前事業者検査の体制は，検査要領書で明確にする。

(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

組織は，適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に，使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成する。

実施する検査が代替検査となる場合は，代替による使用前事業者検査の方法を決定する。

(5) 使用前事業者検査の実施

組織は，検査要領書に基づき，確立された検査体制の下で，使用前事業者検査を実施する。

表 3.5-1 要求種別に対する確認項目，確認視点及び主な検査項目

要求種別		確認項目	確認視点	主な検査項目	
設備	設置要求	名称，取付箇所，個数，設置状態，保管状態	設計要求どおりの名称，取付箇所，個数で設置されていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査 	
	設計要求	系統構成	系統構成，系統隔離，可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・機能・性能検査
		機能要求	容量，揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査 ・据付検査
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査
		評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・状態確認検査
			評価結果を設計条件とする要求事項	内容に応じて，設置要求，系統構成，機能要求として確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・内容に応じて，設置要求，系統構成，機能要求の検査を適用
	運用	運用要求	手順確認	（保安規定） 手順化されていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・状態確認検査

3.6 設工認における調達管理の方法

設工認で行う調達管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

組織は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を有することを判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。

3.6.2 供給者の選定

組織は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。

3.6.3 調達製品の調達管理

業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。なお、仕様書を作成するに当たり、あらかじめ採用しようとする一般産業用工業品について、その調達の管理の方法と程度を定め、それに基づき原子炉施設の安全機能に係る機器等として使用するための技術的な評価を行う。

(1) 仕様書の作成

組織は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。

(「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照)

組織は、一般産業用工業品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般産業用工業品に係る情報の入手に関する事項及び組織が供給者先で使用前事業者検査等及び自主検査等を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。

(2) 調達製品の管理

組織は、仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

組織は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。

組織は、供給者先で調達製品の検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び供給者からの出荷の可否の決定の方法を明確にした上で、検証を行う。

3.6.4 供給者に対する品質監査

組織は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、供給者に対する品質監査を実施する。

3.6.5 設工認における調達管理の特例

設工認の対象となる適合性確認対象設備は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を以下のとおり適用する。

(1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備は、設置当時に調達を完了しているため、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づく管理は適用しない。

(2) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(2) 調達製品の管理」まで、調達当時のグレード分けの考え方で管理を完了しているため、「3.6.3(3) 調達製品の検証」以降の管理を設工認に基づき管理する。

(3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(1) 仕様書の作成」まで、調達当時のグレード分けの考え方で管理を完了しているため、「3.6.3(2) 調達製品の管理」以降の管理を設工認に基づき管理する。

3.7 記録，識別管理，トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計，工事及び検査に係る文書及び記録

組織は、設計，工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを適切に管理する。

(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計，工事及び検査に用いる場合の管理

設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計，工事及び検査に用いる場合は、供給者の品質保証能力の確認ができ、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な設計図書として扱う。

(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記

(1), (2)を用いて実施する。

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

(1) 測定機器の管理

組織は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する測定機器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

組織は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、機器、弁及び配管等について、刻印、タグ、銘板、台帳、塗装表示等にて管理する。

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。

4. 適合性確認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備の工事は、保安規定に規定する施設管理に基づき業務を実施する。

V 変更の理由

V 変更の理由

令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画において、以下のとおり変更を行う。

平成29年4月の「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「同解釈」の一部改正を踏まえ、有毒ガス防護に係る実用発電用原子炉及びその附属施設の基本設計方針等の変更を行う。また、工事計画の一部において、詳細設計の進捗に伴う可搬型設備の運用変更を反映する。

VI 添付書類

目 次

VI-1 説明書

VI-6 図面

VI-1 説明書

目 次

- VI-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書
- VI-1-5 計測制御系統施設の説明書
- VI-1-9 その他発電用原子炉の附属施設の説明書
- VI-1-10 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

VI-1-1 各発電用原子炉施設に共通の説明書

目 次

VI-1-1-1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

VI-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

VI-1-1-1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

目 次

- VI-1-1-1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性
- VI-1-1-1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性

VI-1-1-1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書
「本文（五号）」との整合性

目次

	頁
1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 記載の基本事項	1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	2
五 発電用原子炉及びその附属施設の位置，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	ロ-1
(i) a. 設計基準対象施設	
(u) 中央制御室	
(ac) 緊急時対策所	
へ 計測制御系統施設の構造及び設備	
(5) その他の主要な事項	へ-1
(vi) 中央制御室	
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	ヌ-1
(vi) 緊急時対策所	

1. 概要

本資料は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが、法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。

2. 基本方針

設計及び工事の計画が女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置変更許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置変更許可申請書との整合性により示す。

設置変更許可申請書との整合性は、設置変更許可申請書「本文（五号）」（以下「本文（五号）」という。）と設計及び工事の計画のうち「基本設計方針」及び「機器等の仕様に関する記載事項」（以下「要目表」という。）について示す。

また、設置変更許可申請書「添付書類八」（以下「添付書類八」という。）のうち本文（五号）に係る設備設計を記載している箇所については、本文（五号）の関連情報として記載する。

なお、設置変更許可申請書の基本方針に記載がなく、設計及び工事の計画において詳細設計を行う場合は、設置変更許可申請書に抵触するものでないため、本資料には記載しない。

3. 記載の基本事項

- (1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「設置変更許可申請書（本文（五号））」、「設置変更許可申請書（添付書類八） 該当事項」、「設計及び工事の計画 該当事項」、「整合性」及び「備考」を記載する。
- (2) 説明書の記載順は、本文（五号）に記載する順とする。
- (3) 本文（五号）と設計及び工事の計画の記載が同等の箇所には、実線のアンダーラインで明示する。記載等が異なる場合には破線のアンダーラインを引くとともに、設計及び工事の計画が本文（五号）と整合していることを明示する。
- (4) 添付書類八については、上記(3)において設計及び工事の計画にアンダーラインを引いた箇所について、同等の記載箇所には実線、記載が異なる箇所には破線のアンダーラインを引いて明示する。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ 発電用原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(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もとに安全設計を行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設</p> <p>(u) 中央制御室</p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p><u>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることがp(3)(i)a.(u)-①できるようにするとともに</u></p>	<p>(原子炉制御室等)</p> <p>第二十六条</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>第3項第2号について</p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p>発電用原子炉の事故対策に必要な各種指示計並びに発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護系及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室に集中して設ける。</p> <p>中央制御室において火災が発生する可能性を抑えるように、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤は不燃性、難燃性の材料を使用する。</p> <p>なお、通信機器等については実用上可能な限り不燃性、難燃性の材料を使用する。</p> <p>万一事故が発生した際には、次のような対策により運転員その他従事者が中央制御室に接近可能であり、中央制御室内の運転員その他従事者に対し、過度の被ばくがないように考慮し、中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるように設計する。</p> <p>(1) 想定される最も過酷な事故時においても、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた緊急作業に係る許容被ばく線量を十分下回るように遮蔽を設ける。ここで想定される最も過酷な事故時としては、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とし、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27 原院第1号平成21年8月12日）に定める想定事故相当のソースタームを基とした数値、評価手法及び評価条件を使用して評価を行う。</p>	<p>【計測制御系統施設】（要目表）</p> <p>4.12.2 中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能</p> <p>(1) 中央制御室機能</p> <p>d. 居住性の確保</p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に入出入りする区域は、<u>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、中央制御室の気密性、遮蔽その他適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質並びに火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じることにより、発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるための機能</u>を有するとともに連絡する通路及び出入りする区域は<u>従事者が支障なく中央制御室に入ることがp(3)(i)a.(u)-①できるように、多重性を有する設計とする。</u></p>	<p>設置変更許可申請書（本文（五号））ロ項において、設計及び工事の計画の内容は、以下のとおり整合している。</p> <p>設計及び工事の計画のp(3)(i)a.(u)-①は、設置変更許可申請書（本文（五号））のp(3)(i)a.(u)-①を具体的に記載しており整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>中央制御室内にとどまり、運転員が必要な操作、措置を行うことができる設計とする。</p> <p>中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。</p> <p>そのために、敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。</p> <p>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。</p> <p>また、固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</p> <p>固定源及び可動源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。</p>	<p>6. 計測制御系統施設</p> <p>6.10 制御室</p> <p>6.10.1 通常運転時等</p> <p>6.10.1.2 設計方針</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>(2) 設計基準事故時においても、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下しないようにするとともに、運転員の過度の放射線被ばくも考慮することで、運転員が中央制御室内にとどまって必要な操作、措置がとれるようにする。</p> <p>6.10.1.4.1 中央制御室</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。</p> <p>そのために、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」(平成29年4月5日原規技発第1704052号原子力規制委員会決定)(以下「有毒ガス評価ガイド」という。)を参照し、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。</p> <p>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径10km以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。</p> <p>また、固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</p> <p>固定源に対しては、貯蔵容器全てが損傷し、可動源に対しては、影響の最も大きい輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に</p>	<p>c. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p>中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないよう、運転員が中央制御室内にとどまり、必要な操作及び措置を行うことができる設計とする。</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>c. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p>中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないよう、運転員が中央制御室内にとどまり、必要な操作及び措置を行うことができる設計とする。</p> <p>敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。</p> <p>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。</p> <p>固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</p> <p>固定源及び可動源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。</p>		

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>可動源の輸送ルートは、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう$\square(3)(i)a.(u)-②$運用管理を実施する...</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気空調系$\square(3)(i)a.(u)-③$等の機能とあいまって、$\square(3)(i)a.(u)-④$、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回る$\square(3)(i)a.(u)-⑤$ように遮蔽を設ける...</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。</p> <p>可動源の輸送ルートは、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運用管理を実施する...</p> <p>(2) 中央制御室換気空調系は、事故時には外気との連絡口を遮断し、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、運転員その他の従事者を過度の被ばくから防護することができるように設計する...</p> <p>(3) 中央制御室は、中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物を想定しても中央制御室換気空調系の外気取入れを手動で遮断し、事故時運転モードに切り換えることにより、運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。</p>	<p>可動源の輸送ルートは、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう$\square(3)(i)a.(u)-②$運用について保安規定に定めて管理する...</p> <p>【放射線管理施設】（基本設計方針）</p> <p>2. 換気設備、生体遮蔽装置等</p> <p>2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり、必要な操作及び措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、$\square(3)(i)a.(u)-③$中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系、中央制御室しゃへい壁、$\square(3)(i)a.(u)-④$「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される100mSvを下回る$\square(3)(i)a.(u)-⑤$設計とする...</p>	<p>設計及び工事の計画の$\square(3)(i)a.(u)-②$は、設置変更許可申請書（本文（五号））の$\square(3)(i)a.(u)-②$を具体的に記載しており、整合している。</p> <p>設計及び工事の計画の$\square(3)(i)a.(u)-③$は、設置変更許可申請書（本文（五号））の$\square(3)(i)a.(u)-③$の「等」を具体的に記載しており整合している。</p> <p>設計及び工事の計画の$\square(3)(i)a.(u)-④$は、技術基準規則及びその解釈に示される内規及び告示を記載していることから、設置変更許可申請書（本文（五号））の$\square(3)(i)a.(u)-④$と同義であり整合している。</p> <p>設計及び工事の計画の$\square(3)(i)a.(u)-⑤$は、設置変更許可申請書（本文（五号））の$\square(3)(i)$</p>	

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
			<p>a. (u)-㉔と文章表現は異なるが、内容に相違はないため整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(ac) 緊急時対策所</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>㉔(3)(i)a.(ac)-①緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">そのために、<u>有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。</u></p>	<p>10. その他発電用原子炉の附属施設</p> <p>10.9 緊急時対策所</p> <p>10.9.1 通常運転時等</p> <p>10.9.1.1 概要</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>緊急時対策所は有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下しないよう、当該要員が緊急時対策所内にとどまり、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができる設計とする。</u></p> <p>10.9.1.2 設計方針</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>(5) <u>有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下しないよう、当該要員が緊急時対策所内にとどまり、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができる設計とする。</u></p> <p>10.9.1.4 主要設備</p> <p>(1) 緊急時対策所</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">そのために、<u>有毒ガス評価ガイドを参照し、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。</u></p>	<p>【緊急時対策所】（基本設計方針）</p> <p>1. 緊急時対策所</p> <p>1.1 緊急時対策所の設置等</p> <p>1.1.2 設計方針</p> <p>(4) 緊急時対策所機能の確保</p> <p>d. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p><u>㉔(3)(i)a.(ac)-①緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「指示要員」という。）に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないよう、指示要員が緊急時対策所内にとどまり、必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>d. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p><u>㉔(3)(i)a.(ac)-①緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「指示要員」という。）に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないよう、指示要員が緊急時対策所内にとどまり、必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>d. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p><u>㉔(3)(i)a.(ac)-①緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「指示要員」という。）に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないよう、指示要員が緊急時対策所内にとどまり、必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。</u></p> <p>敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「<u>有毒ガス防護に係る影響評価</u>」という。）を実施する。</p>	<p>設計及び工事の計画の㉔(3)(i)a.(ac)-①は、設置変更許可申請書(本文(五号))の㉔(3)(i)a.(ac)-①と同義であり、整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p><u>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。</u></p> <p>また、<u>固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</u></p> <p><u>固定源及び可動源に対しては、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計とする。</u></p> <p><u>可動源の輸送ルートは、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう</u>p(3)(i)a.(ac)-②<u>運用管理を実施する...</u></p> <p style="text-align: center;"><中略></p>	<p><u>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径10km以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する...</u></p> <p>また、<u>固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</u></p> <p><u>固定源に対しては、貯蔵容器全てが損傷し、可動源に対しては、影響の最も大きい輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計とする。</u></p> <p><u>可動源の輸送ルートは、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運用管理を実施する...</u></p>	<p><u>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。</u></p> <p><u>固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</u></p> <p><u>固定源及び可動源に対しては、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、指示要員を防護できる設計とする。</u></p> <p><u>可動源の輸送ルートは、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう</u>p(3)(i)a.(ac)-②<u>運用について保安規定に定めて管理する...</u></p>	<p>設計及び工事の計画のp(3)(i)a.(ac)-②は、設置変更許可申請書（本文（五号））のp(3)(i)a.(ac)-②を具体的に記載しており、整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>へ 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(5) その他の主要な事項</p> <p>(vi) 中央制御室</p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p><u>気体状の放射性物質並びに火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離^{△(5)(vi)-①}その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする...</u></p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p><u>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、発電用原子炉の運転停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることが^{△(5)(vi)-②}できるようにするとともに</u></p> <p><u>中央制御室内にとどまり、運転員が必要な操作、措置を行うことができる設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。</u></p>	<p>6.10 制御室</p> <p>6.10.1 通常運転時等</p> <p>6.10.1.1 概要</p> <p>6.10.1.4.1 中央制御室</p> <p><u>中央制御室は、制御建屋内に設置し、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、これに連絡する通路及び出入りするための区域を多重化する。</u></p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p><u>中央制御室は、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びにばい煙、有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気悪化及び凍結）を想定しても、適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作ができるものとする。</u></p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p>6.10.1.2 設計方針</p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p>(2) <u>設計基準事故時においても、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下しないようにするとともに、運転員の過度の放射線被ばくも考慮することで、運転員が中央制御室内にとどまって必要な操作...措置がとれるようにする...</u></p> <p>6.10.1.4.1 中央制御室</p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p><u>中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。</u></p>	<p>【計測制御系統施設】（要目表）</p> <p>4.12.2 中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能</p> <p>(1) 中央制御室機能</p> <p>d. 居住性の確保</p> <p><u>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするのための区域は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、中央制御室の気密性、遮蔽その他適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質並びに火災等により発生する燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離^{△(5)(vi)-①}その他の適切な防護措置を講じることにより、発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるための機能を有するとともに連絡する通路及び出入りするのための区域は従事者が支障なく中央制御室に入ることが^{△(5)(vi)-②}できるように、多重性を有する設計とする...</u></p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p>c. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p><u>中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないよう、運転員が中央制御室内にとどまり、必要な操作及び措置を行うことができる設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;"><中略></p> <p>c. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p><u>中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないよう、運転員が中央制御室内にとどまり、必要な操作及び措置を行うことができる設計とす</u></p>	<p>設置変更許可申請書（本文（五号））へ項において、設計及び工事の計画の内容は、以下のとおり整合している。</p> <p>設計及び工事の計画の^{△(5)(vi)-①}は、設置変更許可申請書（本文（五号））の^{△(5)(vi)-①}と文章表現は異なるが、内容に相違はないため整合している。</p> <p>設計及び工事の計画の^{△(5)(vi)-②}は、設置変更許可申請書（本文（五号））の^{△(5)(vi)-②}を具体的に記載しており整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>そのために、<u>ハ(5)(vi)-③有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。</u></p> <p><u>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。</u></p> <p><u>また、固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</u></p> <p><u>固定源及び可動源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。</u></p> <p><u>可動源の輸送ルートは、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようハ(5)(vi)-④運用管理を実施する。</u></p>	<p>そのために、「<u>有毒ガス防護に係る影響評価ガイド</u>」（平成29年4月5日原規技発第1704052号原子力規制委員会決定）（以下「<u>有毒ガス評価ガイド</u>」という。）を参照し、<u>有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。</u></p> <p><u>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径10km以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。</u></p> <p><u>また、固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</u></p> <p><u>固定源に対しては、貯蔵容器全てが損傷し、可動源に対しては、影響の最も大きい輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。</u></p> <p><u>可動源の輸送ルートは、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運用管理を実施する。</u></p>	<p><u>る。</u></p> <p><u>ハ(5)(vi)-③敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「<u>固定源</u>」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「<u>可動源</u>」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「<u>有毒ガス防護に係る影響評価</u>」という。）を実施する。</u></p> <p><u>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。</u></p> <p><u>固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</u></p> <p><u>固定源及び可動源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。</u></p> <p><u>可動源の輸送ルートは、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようハ(5)(vi)-④運用について保安規定に定めて管理する。</u></p>	<p>設計及び工事の計画のハ(5)(vi)-③は、設置変更許可申請書（本文（五号））のハ(5)(vi)-③を具体的に記載しており、整合している。</p> <p>設計及び工事の計画のハ(5)(vi)-④は、設置変更許可申請書（本文（五号））のハ(5)(vi)-④を具体的に記載しており、整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p><u>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退城時の線量が、中央制御室換気空調系^{△(5)(vi)-⑤}等の機能とあいまって、^{△(5)(vi)-⑥}「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回るように遮蔽を設ける。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p>6.10.1.4.1 中央制御室</p> <p>中央制御室は、制御建屋内に設置し、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、これに連絡する通路及び出入りするための区域を多重化する。また、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退城時の線量が、中央制御室換気空調系等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。</p>	<p>【放射線管理施設】（基本設計方針）</p> <p>2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p><u>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり、必要な操作及び措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室しゃへい壁を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退城時の線量が、^{△(5)(vi)-⑤}中央制御室の気密性並びに中央制御室換気空調系、中央制御室しゃへい壁、2次しゃへい壁及び補助しゃへいの機能とあいまって、^{△(5)(vi)-⑥}「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される100mSvを下回る設計とする。</u></p>	<p>設計及び工事の計画の「中央制御室しゃへい壁」は、設置変更許可申請書（本文（五号））の「中央制御室遮蔽」と同一設備であり整合している。</p> <p>設計及び工事の計画の^{△(5)(vi)-⑤}は、設置変更許可申請書（本文（五号））の^{△(5)(vi)-⑤}の「等」を具体的に記載しており整合している。</p> <p>設計及び工事の計画の^{△(5)(vi)-⑥}は、技術基準規則及びその解釈に示される内規及び告示を記載していることから、設置変更許可申請書（本文（五号））の^{△(5)(vi)-⑥}と同義であり整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備</p> <p>(3) その他の主要な事項</p> <p>(vi) 緊急時対策所</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、Ⅹ(3)(vi)-①当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>そのために、Ⅹ(3)(vi)-②有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。</p>	<p>10. その他発電用原子炉の附属施設</p> <p>10.9 緊急時対策所</p> <p>10.9.1 通常運転時等</p> <p>10.9.1.1 概要</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>緊急時対策所は有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下しないよう、当該要員が緊急時対策所内にとどまり、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができる設計とする。</u></p> <p>10.9.1.2 設計方針</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>(5) 有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下しないよう、当該要員が緊急時対策所内にとどまり、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができる設計とする。</u></p> <p>10.9.1.4 主要設備</p> <p>(1) 緊急時対策所</p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p><u>緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。</u></p> <p>そのために、<u>有毒ガス評価ガイドを参照し、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。</u></p>	<p>【緊急時対策所】（基本設計方針）</p> <p>1. 緊急時対策所</p> <p>1.1 緊急時対策所の設置等</p> <p>1.1.2 設計方針</p> <p>(4) 緊急時対策所機能の確保</p> <p>d. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p><u>緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「指示要員」という。）に及ぼす影響により、Ⅹ(3)(vi)-①指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないよう、指示要員が緊急時対策所内にとどまり、必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>d. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p><u>緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「指示要員」という。）に及ぼす影響により、Ⅹ(3)(vi)-①指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないよう、指示要員が緊急時対策所内にとどまり、必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p> <p>d. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p><u>緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「指示要員」という。）に及ぼす影響により、Ⅹ(3)(vi)-①指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないよう、指示要員が緊急時対策所内にとどまり、必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。</u></p> <p>Ⅹ(3)(vi)-②敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある</p>	<p>設置変更許可申請書（本文（五号））ヌ項において、設計及び工事の計画の内容は、以下のとおり整合している。</p> <p>設計及び工事の計画のⅩ(3)(vi)-①は、設置変更許可申請書（本文（五号））のⅩ(3)(vi)-①と同義であり、整合している。</p> <p>設計及び工事の計画のⅩ(3)(vi)-②は、設置変更許可申請書（本文（五号））のⅩ(3)(vi)-②を</p>	

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p><u>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。</u></p> <p><u>また、固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</u></p> <p><u>固定源及び可動源に対しては、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計とする。</u></p> <p><u>可動源の輸送ルートは、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようⅩ(3)(vi)-③運用管理を実施する。</u></p> <p style="text-align: center;">＜中略＞</p>	<p><u>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径 10km 以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。</u></p> <p><u>また、固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</u></p> <p><u>固定源に対しては、貯蔵容器全てが損傷し、可動源に対しては、影響の最も大きい輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計とする。</u></p> <p><u>可動源の輸送ルートは、当該要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運用管理を実施する。</u></p>	<p><u>る有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。</u></p> <p><u>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。</u></p> <p><u>固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</u></p> <p><u>固定源及び可動源に対しては、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、指示要員を防護できる設計とする。</u></p> <p><u>可動源の輸送ルートは、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようⅩ(3)(vi)-③運用について保安規定に定めて管理する。</u></p>	<p>具体的に記載しており、整合している。</p> <p>設計及び工事の計画のⅩ(3)(vi)-③は、設置変更許可申請書（本文（五号））のⅩ(3)(vi)-③を具体的に記載しており、整合している。</p>	

VI-1-1-1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との
整合性

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 記載の基本事項	1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	2
十一 発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項	

1. 概要

本資料は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが、法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。

2. 基本方針

設計及び工事の計画が女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置変更許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置変更許可申請書との整合性により示す。

設置変更許可申請書との整合性は、設置変更許可申請書「本文（十一号）」（以下「本文（十一号）」という。）と設計及び工事の計画のうち「IV 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」について示す。

3. 記載の基本事項

- (1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「設置変更許可申請書「本文（十一号）」」、「設計及び工事の計画 該当事項」、「整合性」及び「備考」を記載する。
- (2) 説明書の記載順は、「本文（十一号）」に記載する順とする。
- (3) 「本文（十一号）」と設計及び工事の計画との整合性確認については、「設置変更許可申請書「本文（十一号）」」と同等の「設計及び工事の計画 該当事項」の記載箇所は、実線のアンダーラインで明示する。記載等が異なる場合には破線のアンダーラインを引き、「設計及び工事の計画 該当事項」が「設置変更許可申請書「本文（十一号）」」と整合していることを「整合性」欄に記載する。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>十一 発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項</p> <p>発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項を以下のとおりとする。</p> <p>1. 目的 発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項（以下「品質管理に関する事項」という。）は、<u>発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品管規則」という。）に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</u></p> <p>2. 適用範囲 <u>品質管理に関する事項は、女川原子力発電所の保安活動に適用する。</u></p> <p>3. 定義 <u>品質管理に関する事項における用語の定義は、次に掲げるもののほか品管規則に従う。</u> (1) 原子炉施設 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5第2項第5号に規定する発電用原子炉施設をいう。 (2) 組織 当社の品質マネジメントシステムに基づき、原子炉施設を運営管理（運転開始前の管理を含む。）する各部門の総称をいう。</p> <p>4. 品質マネジメントシステム 4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項 (1) 組織は、<u>品質管理に関する事項にしたがって、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。</u> (2) 組織は、<u>保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを確立し、運用する。</u>この場合、次に掲げる事項を適切に考慮する。 a. 原子炉施設、組織、又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程</p>	<p>1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム 当社は、<u>原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、健全な安全文化を育成及び維持するための活動を含む原子炉施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを確立し、「女川原子力発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に定めている。</u> <u>「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を示したものである。</u></p> <p>2. 適用範囲・定義 2.1 適用範囲 <u>設工認品質管理計画は、女川原子力発電所第2号機原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。</u></p> <p>2.2 定義 <u>設工認品質管理計画における用語の定義は、以下を除き保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。</u> (1) 実用炉規則 「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）」をいう。 (2) 技術基準規則 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）」をいう。 (3) 実用炉規則別表第二対象設備 「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）」の別表第二「設備別記載事項」に示された設備をいう。 (4) 適合性確認対象設備 設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）に基づき、技術基準規則等への適合性を確保するために必要となる設備をいう。</p> <p>3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等 <u>設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下のとおり実施する。</u></p> <p>3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用 <u>設計及び工事のグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり行う。</u></p>	<p>設置変更許可申請書「本文（十一号）」において、設計及び工事の計画の内容は、以下のとおり整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設工認品質管理計画を定めていることから整合している。 （以下、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に対応した設計及び工事の計画での説明がない箇所については、保安規定品質マネジメントシステム計画にて対応していることを以て整合している。）</p> <p>設計及び工事の計画の適用範囲は、設置変更許可申請書「本文（十一号）」の適用範囲に示す女川原子力発電所の保安活動に含まれていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画の用語の定義に従っていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、品質管理を行うことから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>d. プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。</p> <p>e. プロセスの運用状況を監視測定し分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。</p> <p>f. プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置を講ずる。</p> <p>g. プロセス及び組織の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。</p> <p>h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。</p> <p>(5) 組織は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。</p> <p>(6) 組織は、機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。</p> <p>(7) 組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 品質マネジメントシステムの文書化</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>組織は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル</p> <p>(3) 実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために、組織が必要と決定した文書</p> <p>(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する手順書、指示書、図面等（以下「手順書等」という。）</p> <p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>組織は、品質マニュアルに次に掲げる事項を定める。</p> <p>(1) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項</p> <p>(2) 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項</p> <p>(3) 品質マネジメントシステムの適用範囲</p> <p>(4) 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報</p> <p>(5) プロセスの相互の関係</p> <p>4.2.3 文書の管理</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメント文書を管理する。</p> <p>(2) 組織は、要員が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。</p> <p>b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認すること。</p> <p>c. 品質マネジメント文書の審査及び評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部門の要員を参画させること。</p> <p>d. 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できる</p>	<p>3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ</p> <p>3.7.1 文書及び記録の管理</p> <p>(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録</p> <p>組織は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを適切に管理する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、文書の管理を行うことから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>ようにすること。</p> <p>e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合には、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保すること。</p> <p>f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにすること。</p> <p>g. <u>組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。</u></p> <p>h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) <u>組織は、品質規則に規定する個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を表証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。</u></p> <p>(2) <u>組織は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し、所要の管理の方法を定めた手順書等を作成する。</u></p> <p>5. 経営責任者等の責任</p> <p>5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ</p> <p>社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによつて実証する。</p> <p>(1) 品質方針を定めること。</p> <p>(2) 品質目標が定められているようにすること。</p> <p>(3) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすること。</p> <p>(4) 5.6.1に規定するマネジメントレビューを実施すること。</p> <p>(5) 資源が利用できる体制を確保すること。</p> <p>(6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること。</p> <p>(7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを、要員に認識させること。</p> <p>(8) すべての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにすること。</p>	<p>(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理 設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合は、供給者の品質保証能力の確認ができ、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な設計図書として扱う。</p> <p>(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録 使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。</p> <p>3.7.1 文書及び記録の管理（再掲）</p> <p>(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録 組織は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを適切に管理する。</p> <p>(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理 設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合は、供給者の品質保証能力の確認ができ、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な設計図書として扱う。</p> <p>(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録 使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、記録を管理していることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>5.2 原子力の安全の確保の重視 社長は、組織の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</p> <p>5.3 品質方針 社長は、品質方針が次に掲げる事項に適合しているようにする。 (1) 組織の目的及び状況に対して適切なものであること。 (2) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に社長が責任を持って関与すること。 (3) 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものであること。 (4) 要員に周知され、理解されていること。 (5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与すること。</p> <p>5.4 計画 5.4.1 品質目標 (1) 社長は、部門において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。 (2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであつて、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画 (1) 社長は、品質マネジメントシステムが4.1の規定に適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。 (2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。 a. 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果 b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持 c. 資源の利用可能性 d. 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション 5.5.1 責任及び権限 社長は、部門及び要員の責任及び権限並びに部門相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</p> <p>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者 (1) 社長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。 a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。 b. 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について、社長に報告すること。</p>	<p>3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。） 設計、工事及び検査は、本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。 設計、工事及び検査に係る組織は、担当する設備に関する設計、工事及び検査について責任と権限を持つ。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設工認品質管理計画にて設計、工事及び検査に係る組織を定めていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>c. 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること。</p> <p>d. 関係法令を遵守すること。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。</p> <p>a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。</p> <p>c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。</p> <p>d. 健全な安全文化を育成し、及び維持すること。</p> <p>e. 関係法令を遵守すること。</p> <p>(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。</p> <p>b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。</p> <p>c. 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。</p> <p>d. 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。</p> <p>e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。</p> <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>(1) 社長は、組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報</p> <p>組織は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。</p> <p>(1) 内部監査の結果</p> <p>(2) 組織の外部の者の意見</p> <p>(3) プロセスの運用状況</p>			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(4) 使用前事業者検査及び定期事業者検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p> <p>(5) 品質目標の達成状況</p> <p>(6) 健全な安全文化の育成及び維持の状況</p> <p>(7) 関係法令の遵守状況</p> <p>(8) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況</p> <p>(9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置</p> <p>(10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更</p> <p>(11) 部門又は要員からの改善のための提案</p> <p>(12) 資源の妥当性</p> <p>(13) 保安活動の改善のために講じた措置の実効性</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</p> <p>(1) 組織は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善</p> <p>b. 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d. 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e. 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) 組織は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。</p> <p>6. 資源の管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め、これを確保し、及び管理する。</p> <p>(1) 要員</p> <p>(2) 個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 要員の力量の確保及び教育訓練</p> <p>(1) 組織は、<u>個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力</u>（以下「力量」という。）<u>が実証された者を要員に充てる。</u></p> <p>(2) 組織は、要員の力量を確保するために、<u>保安活動の重要度に応じて、次に掲げる業務を行う。</u></p> <p>a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。</p> <p>b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずること。</p> <p>c. 教育訓練その他の措置の実効性を評価すること。</p> <p>d. 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにすること。</p> <p>(a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献</p>	<p>3.5.5 使用前事業者検査の実施</p> <p>(1) 使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練</p> <p><u>使用前事業者検査に従事する者は、あらかじめ教育・訓練を受講し、検査に必要な力量を有する者とする。</u></p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、検査に係る要員の力量確保を定めていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性</p> <p>e. 要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。</p> <p>7. 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施</p> <p>7.1 個別業務に必要なプロセスの計画</p> <p>(1) 組織は、<u>個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。</u></p> <p>(2) 組織は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。</p> <p>(3) 組織は、<u>個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。</u></p> <p>a. <u>個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果</u></p> <p>b. <u>機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項</u></p> <p>c. <u>機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源</u></p> <p>d. <u>使用前事業者検査等、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下「合否判定基準」という。）</u></p> <p>e. <u>個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録</u></p> <p>(4) 組織は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとす。</p> <p>7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項</p> <p>組織は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。</p> <p>a. 組織の外部の者が明示してはいないものの、機器等又は個別業務に必要な要求事項</p> <p>b. 関係法令</p> <p>c. a.b.に掲げるもののほか、組織が必要とする要求事項</p> <p>7.2.2 個別業務等要求事項の審査</p> <p>(1) 組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。</p> <p>(2) 組織は、<u>個別業務等要求事項の審査を実施するに当たり、次に掲げる事項を確認する。</u></p> <p>a. <u>当該個別業務等要求事項が定められていること。</u></p> <p>b. <u>当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。</u></p> <p>c. <u>組織が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。</u></p> <p>(3) 組織は、(1)の審査の結果の記録及び当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、<u>個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。</u></p>	<p>3.5.2 使用前事業者検査の計画</p> <p>組織は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。</u></p> <p>使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに表3.5-1に定める要求種別ごとに確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。</p> <p>適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。</p> <p>個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。</p> <p>また、<u>使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。</u></p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、使用前事業者検査を計画し、判定基準を明確にしていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等 組織は、組織の外部の者からの情報の収集及び組織の外部の者への情報の伝達のために、実効性のある方法を明確に定め、これを実施する。</p> <p>7.3 設計開発</p> <p>7.3.1 設計開発計画</p> <p>(1) 組織は、設計開発（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下「設計開発計画」という。）を策定するとともに、設計開発を管理する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度</p> <p>b. 設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</p> <p>c. 設計開発に係る部門及び要員の責任及び権限</p> <p>d. 設計開発に必要な組織の内部及び外部の資源</p> <p>(3) 組織は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。</p> <p>(4) 組織は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。</p>	<p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー</p> <p>設工認のうち、<u>実用炉規則別表第二対象設備に対する設計、工事及び検査の各段階を表3.2-1に示す。</u> <u>設工認における必要な設計、工事及び検査の流れを図3.2-1に示す。</u></p> <p>(1) 実用炉規則別表第二対象設備に対する管理</p> <p>組織は、設計、工事及び検査の各段階におけるレビューを、表3.2-1に示す段階において実施するとともに、記録を管理する。 このレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。 なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。</p> <p>(2) 主要な耐圧部の溶接部に対する管理</p> <p>設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（表3.2-1における「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設工認品質管理計画にて設計、工事及び検査に係る計画を定めていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設工認品質管理計画にてレビューは当該設備の設計に関する専門家を含めて実施するとしていることから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																																		
	<p style="text-align: center;">表3.2-1 設工認における設計、工事及び検査の各段階</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;"></th> <th style="width: 15%;">各段階</th> <th style="width: 15%;">保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目</th> <th style="width: 60%;">概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7" style="text-align: center; vertical-align: middle;">設計</td> <td>3.3</td> <td>設計に係る品質管理の方法</td> <td>7.3.1設計開発計画 適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画</td> </tr> <tr> <td>3.3.1</td> <td>適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化</td> <td rowspan="2">7.3.2設計開発に用いている情報 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化 技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出</td> </tr> <tr> <td>3.3.2</td> <td>各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定</td> </tr> <tr> <td>3.3.3(1)*</td> <td>基本設計方針の作成（設計1）</td> <td>7.3.3設計開発の結果に係る情報 要求事項を満足する基本設計方針の作成</td> </tr> <tr> <td>3.3.3(2)*</td> <td>適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）</td> <td>7.3.3設計開発の結果に係る情報 適合性確認対象設備に必要な設計の実施</td> </tr> <tr> <td>3.3.3(3)</td> <td>設計のアウトプットに対する検証</td> <td>7.3.5設計開発の検証 基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック</td> </tr> <tr> <td>3.3.4 *</td> <td>設計における変更</td> <td>7.3.7設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応</td> </tr> <tr> <td rowspan="7" style="text-align: center; vertical-align: middle;">工事及び検査</td> <td>3.4.1 *</td> <td>設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）</td> <td>7.3.3設計開発の結果に係る情報 7.3.5設計開発の検証 設工認を実現するための具体的な設計</td> </tr> <tr> <td>3.4.2</td> <td>設備の具体的な設計に基づく工事の実施</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> <tr> <td>3.5.1</td> <td>使用前事業者検査での確認事項</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> <tr> <td>3.5.2</td> <td>使用前事業者検査の計画</td> <td>7.1個別業務に必要なプロセスの計画 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定</td> </tr> <tr> <td>3.5.3</td> <td>検査計画の管理</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> <tr> <td>3.5.4</td> <td>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> <tr> <td>3.5.5</td> <td>使用前事業者検査の実施</td> <td>7.3.6設計開発の妥当性確認 8.2.4機器等の検査等 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであることを、技術基準規則に適合していることを確認</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">調達</td> <td>3.6 設工認における調達管理の方法</td> <td>7.4調達 8.2.4機器等の検査等 適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー」でいう、保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3.4 設計開発レビュー」の対応項目</p>		各段階	保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要	設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1設計開発計画 適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2設計開発に用いている情報 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化 技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	3.3.3(1)*	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3設計開発の結果に係る情報 要求事項を満足する基本設計方針の作成	3.3.3(2)*	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3設計開発の結果に係る情報 適合性確認対象設備に必要な設計の実施	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5設計開発の検証 基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック	3.3.4 *	設計における変更	7.3.7設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応	工事及び検査	3.4.1 *	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	7.3.3設計開発の結果に係る情報 7.3.5設計開発の検証 設工認を実現するための具体的な設計	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	—	3.5.2	使用前事業者検査の計画	7.1個別業務に必要なプロセスの計画 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定	3.5.3	検査計画の管理	—	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6設計開発の妥当性確認 8.2.4機器等の検査等 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであることを、技術基準規則に適合していることを確認	調達	3.6 設工認における調達管理の方法	7.4調達 8.2.4機器等の検査等 適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理		
	各段階	保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要																																																		
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1設計開発計画 適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画																																																		
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2設計開発に用いている情報 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化 技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出																																																		
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定																																																			
	3.3.3(1)*	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3設計開発の結果に係る情報 要求事項を満足する基本設計方針の作成																																																		
	3.3.3(2)*	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3設計開発の結果に係る情報 適合性確認対象設備に必要な設計の実施																																																		
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5設計開発の検証 基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック																																																		
	3.3.4 *	設計における変更	7.3.7設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応																																																		
工事及び検査	3.4.1 *	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	7.3.3設計開発の結果に係る情報 7.3.5設計開発の検証 設工認を実現するための具体的な設計																																																		
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—																																																		
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	—																																																		
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	7.1個別業務に必要なプロセスの計画 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定																																																		
	3.5.3	検査計画の管理	—																																																		
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—																																																		
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6設計開発の妥当性確認 8.2.4機器等の検査等 適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであることを、技術基準規則に適合していることを確認																																																		
調達	3.6 設工認における調達管理の方法	7.4調達 8.2.4機器等の検査等 適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理																																																			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
	<p>図3.2-1 設工認として必要な設計、工事及び検査の流れ</p>		
<p>7.3.2 設計開発に用いる情報</p> <p>(1) 組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>a. 機能及び性能に係る要求事項</p> <p>b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの</p> <p>c. 関係法令</p> <p>d. その他設計開発に必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。</p>	<p>3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化 組織は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。</p> <p>3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定 組織は、設工認に関連する工事において、追加・変更となる適合性確認対象設備（運用を含む。）に対する技術基準規則等への適合性を確保するために、実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を含めて、適合性確認対象設備として抽出する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計開発へのインプットとして、適合性確認対象設備に対する要求事項を明確化し、それに基づき適合性確認対象設備を選定していることから整合している。</p>	
<p>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ</p>	<p>3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証 組織は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。</p> <p>(1) 基本設計方針の作成（設計1）</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計を実施し、アウトプットを取りまとめていることから</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>め、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。</p> <p>b. 調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。</p> <p>c. 合否判定基準を含むものであること。</p> <p>d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。</p> <p>7.3.4 設計開発レビュー</p> <p>(1) 組織は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画にしたがって、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <p>a. 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。</p> <p>b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。</p> <p>(2) 組織は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する部門の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させる。</p> <p>(3) 組織は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.3.5 設計開発の検証</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画にしたがって検証を実施する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。</p> <p>7.3.6 設計開発の妥当性確認</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画にしたがって、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。</p> <p>(2) 組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p>	<p>設計及び工事の計画 該当事項</p> <p>「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。</p> <p>(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）</p> <p>「設計2」として、「設計1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。</p> <p>なお、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。</p> <p>3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）</p> <p>組織は、工事段階において、設工認を実現するための設備の具体的な設計（設計3）を実施する。</p> <p>3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー（再掲）</p> <p>組織は、設計、工事及び検査の各段階におけるレビューを、表3.2-1に示す段階において実施するとともに、記録を管理する。</p> <p>このレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。</p> <p>3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証</p> <p>(3) 設計のアウトプットに対する検証</p> <p>組織は、「設計1」及び「設計2」の結果について、原設計者以外の力量を有する者に検証を実施させる。</p> <p>3.5.5 使用前事業者検査の実施</p> <p>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</p> <p>(1) 使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練</p> <p>使用前事業者検査に従事する者は、あらかじめ教育・訓練を受講し、検査に必要な力量を有する者とする。</p> <p>(2) 使用前事業者検査の独立性確保</p> <p>使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</p> <p>(3) 使用前事業者検査の体制</p> <p>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</p>	<p>整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計のレビューを実施し、記録を管理することから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、レビューには当該設備の設計に関する専門家を含めて実施することから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計開発の検証を実施することから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計開発の妥当性確認として使用前事業者検査を実施することから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																																	
<p>7.3.7 設計開発の変更の管理</p> <p>(1) 組織は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。</p> <p>(4) 組織は、(2)の審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.4 調達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 組織は、調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、</p>	<p>(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成 組織は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成する。 実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</p> <p>(5) 使用前事業者検査の実施 組織は、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、使用前事業者検査を実施する。</p> <p>表3.5-1 要求種別に対する確認項目、確認視点及び主な検査項目</p> <table border="1" data-bbox="900 523 1581 1054"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">設備</td> <td>設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td> <td>・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">設計要求</td> <td>系統構成</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td> <td>・機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機能要求</td> <td>容量、揚程等の仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td> <td>・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査 ・据付検査 ・状態確認検査</td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td> <td>・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">評価要求</td> <td>評価のインプット条件等の要求事項</td> <td>評価条件を満足していることを確認する。</td> <td>・状態確認検査</td> </tr> <tr> <td>評価結果を設計条件とする要求事項</td> <td>内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。</td> <td>・内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用</td> </tr> <tr> <td>運用</td> <td>運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td> <td>・状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.3.4 設計における変更 組織は、設計の変更が必要となった場合、「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。</p> <p>3.6 設工認における調達管理の方法 設工認で行う調達管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。</p>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査	設計要求	系統構成	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	・機能・性能検査	機能要求	容量、揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査 ・据付検査 ・状態確認検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査	評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	・状態確認検査	評価結果を設計条件とする要求事項	内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。	・内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	・状態確認検査	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計の変更管理を実施するとしていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、調達管理</p>	
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																																	
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査																																
	設計要求	系統構成	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	・機能・性能検査																															
		機能要求	容量、揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査 ・据付検査 ・状態確認検査																															
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査																															
	評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	・状態確認検査																																
評価結果を設計条件とする要求事項		内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。	・内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用																																	
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	・状態確認検査																																

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「<u>調達物品等要求事項</u>」という。）に適合するようにする。</p> <p>(2) 組織は、保安活動の重要度に応じて、<u>調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める</u>。この場合において、<u>一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める</u>。</p> <p>(3) 組織は、<u>調達物品等要求事項にしたがい、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する</u>。</p> <p>(4) 組織は、<u>調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準を定める</u>。</p> <p>(5) 組織は、(3)の評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(6) 組織は、<u>調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める</u>。</p> <p>7.4.2 調達物品等要求事項</p> <p>(1) 組織は、<u>調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める</u>。</p> <p>a. 調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項</p> <p>b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項</p> <p>c. 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>d. 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項</p> <p>e. 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項</p> <p>f. 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g. その他調達物品等に必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は、<u>調達物品等要求事項として、組織が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関する</u>ことを含める。</p>	<p>3.6.3 調達製品の調達管理</p> <p>業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。なお、仕様書を作成するに当たり、<u>あらかじめ採用しようとする一般産業用工業品について、その調達の管理の方法と程度を定め、それに基づき原子炉施設の安全機能に係る機器等として使用するための技術的な評価を行う</u>。</p> <p>(1) 仕様書の作成</p> <p>組織は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照）</p> <p>組織は、<u>一般産業用工業品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般産業用工業品に係る情報の入手に関する事項及び組織が供給者先で使用前事業者検査等及び自主検査等を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する</u>。</p> <p>(2) 調達製品の管理</p> <p>組織は、仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、<u>製品に応じた必要な管理を実施する</u>。</p> <p>3.6.1 供給者の技術的評価</p> <p>組織は、<u>供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を有することを判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する</u>。</p> <p>3.6.2 供給者の選定（再掲）</p> <p>組織は、<u>設計に必要ない調達を行う場合、原子力安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する</u>。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理（再掲）</p> <p>業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</p> <p>(1) 仕様書の作成</p> <p>組織は、<u>業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する</u>。（「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照）</p> <p>組織は、<u>一般産業用工業品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般産業用工業品に係る情報の入手に関する事項及び組織が供給者先で使用前事業者検査等及び自主検査等を行う際に原子力規制委員会の職員</u></p>	<p>を実施するとしていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、調達管理における一般産業用工業品の管理の方法と程度を定めるとしていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、調達製品の管理を実施するとしていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、供給者の評価を行い、その結果に基づき供給者を選定するとしていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、仕様書を作成し、管理するとしていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、原子力規</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(3) 組織は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。</p> <p>(4) 組織は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>7.4.3 調達物品等の検証</p> <p>(1) 組織は、<u>調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。</u></p> <p>(2) 組織は、<u>調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。</u></p> <p>7.5 個別業務の管理</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>組織は、<u>個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</u></p> <p>(1) 原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。</p> <p>(2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。</p> <p>(3) <u>当該個別業務に見合う設備を使用していること。</u></p> <p>(4) <u>監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</u></p> <p>(5) 8.2.3に基づき監視測定を実施していること。</p> <p>(6) <u>品質管理に関する事項に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</u></p>	<p><u>が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。</u></p> <p>(2) 調達製品の管理 組織は、<u>仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。</u></p> <p>(3) 調達製品の検証 組織は、<u>調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。</u> 組織は、<u>供給者先で調達製品の検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び供給者からの出荷の可否の決定の方法を明確にした上で、検証を行う。</u></p> <p>3.6.4 供給者に対する品質監査 組織は、<u>供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、供給者に対する品質監査を実施する。</u></p> <p>3.4 工事に係る品質管理の方法 組織は、<u>工事段階において、設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を以下のとおり実施する。</u> また、これらの活動を調達する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。</p> <p>3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施 組織は、<u>設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。</u> ただし、適合性確認対象設備のうち、新規制基準施行以前に設置している設備、設置を完了し調達製品の検証段階の設備、既に工事を着手し工事を継続している設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。</p> <p>3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づき使用前事業者検査を計画し、工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下、実施する。</u></p> <p>3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査では、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために以下の項目について検査を実施する。</u></p> <p>(1) 実設備の仕様の適合性確認</p> <p>(2) 実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施</p>	<p>制委員会の職員が、供給者先の工場等の施設へ立ち入る場合があることを供給者へ要求していることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、調達物品等の管理、検証を行うとしていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、工事の実施、使用前事業者検査の計画の策定、実施を個別業務の管理として実施するとしていることから整合している。</p>	

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	発電用原子炉の設置の許可との整合性 設計及び工事の計画 設当事項	整合性	備考
	<p>(設計3)」及び「3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。 これらの項目のうち、(1)を表3.5-1に示す検査として、(2)を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA検査」という。）として実施する。 また、QA検査では上記(2)に加え、上記(1)のうち工事を主管する箇所（供給者を含む。）が採取した記録・ミルシート等の信頼性確認を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。</p> <p>3.5.2 使用前事業者検査の計画（再掲） 組織は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。</u> 使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに表3.5-1に定める要求種別ごとに確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。 適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。 個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。 また、使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。</p> <p>3.5.3 検査計画の管理 組織は、<u>使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整のうえ使用前事業者検査工程表を作成する。</u> <u>使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを適切に管理する。</u></p> <p>3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理 組織は、<u>溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。</u> また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実施する。</p> <p>3.5.5 使用前事業者検査の実施（再掲） <u>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</u> (1) <u>使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練</u> <u>使用前事業者検査に従事する者は、あらかじめ教育・訓練を受講し、検査に必要な力量を有する者とする。</u> (2) <u>使用前事業者検査の独立性確保</u> <u>使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</u> (3) <u>使用前事業者検査の体制</u> <u>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</u></p>		

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																									
<p>(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成 組織は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成する。</u> 実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</p> <p>(5) 使用前事業者検査の実施 組織は、<u>検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、使用前事業者検査を実施する。</u></p> <p>表3.5-1 要求種別に対する確認項目、確認視点及び主な検査項目</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>要求種別</th> <th>確認項目</th> <th>確認視点</th> <th>主な検査項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">設備</td> <td>設置要求</td> <td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td> <td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。 ・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">設計要求</td> <td>系統構成</td> <td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td> <td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。 ・機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機能要求</td> <td>容量、揚程等の仕様（要目表）</td> <td>要目表の記載どおりであることを確認する。 ・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査 ・据付検査 ・状態確認検査</td> </tr> <tr> <td>上記以外の所要の機能要求事項</td> <td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">評価要求</td> <td>評価のインプット条件等の要求事項</td> <td>評価条件を満足していることを確認する。 ・状態確認検査</td> </tr> <tr> <td>評価結果を設計条件とする要求事項</td> <td>内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。 ・内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用</td> </tr> <tr> <td>運用</td> <td>運用要求</td> <td>手順確認</td> <td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。 ・状態確認検査</td> </tr> </tbody> </table> <p>4. 適合性確認対象設備の施設管理 <u>適合性確認対象設備の工事は、保安規定に規定する施設管理に基づき業務を実施する。</u></p> <p>7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認 (1) 組織は、<u>個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。</u> (2) 組織は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。 (3) 組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理（再掲） 組織は、<u>溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。</u> また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工場に提出させ、それを審査、承認し、<u>必要な管理を実施する。</u></p>	要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。 ・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査	設計要求	系統構成	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。 ・機能・性能検査	機能要求	容量、揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。 ・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査 ・据付検査 ・状態確認検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査	評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。 ・状態確認検査	評価結果を設計条件とする要求事項	内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。 ・内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。 ・状態確認検査	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、施設管理を実施することから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、プロセスの妥当性確認として行われる使用前事業者検査（溶接）におけるあらかじめの検査に係る確認を実施することから整合している。</p>	
要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目																									
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。 ・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査																									
	設計要求	系統構成	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。 ・機能・性能検査																								
		機能要求	容量、揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。 ・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査 ・据付検査 ・状態確認検査																								
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査																								
	評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。 ・状態確認検査																									
評価結果を設計条件とする要求事項		内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。 ・内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用																										
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。 ・状態確認検査																									

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(4) 組織は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。</p> <p>a. 当該プロセスの審査及び承認のための判定基準</p> <p>b. 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法</p> <p>c. 妥当性確認の方法</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 組織は、個別業務計画及び個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 組織は、トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織の外部の者の物品</p> <p>組織は、組織の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.5.5 調達物品の管理</p> <p>(1) 組織は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視測定のための設備の管理</p> <p>(1) 組織は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。</p> <p>(2) 組織は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</p> <p>(3) 組織は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. あらかじめ定められた間隔で、又は使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあっては、校正又は検証の根拠について記録する方法）により校正又は検証がなされていること。</p> <p>b. 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。</p> <p>c. 所要の調整がなされていること。</p> <p>d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。</p> <p>e. 取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されていること。</p> <p>(4) 組織は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。</p> <p>(5) 組織は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備及び(4)の不適合により影響を受けた機器等又は個別業務について、適切な措置を講じる。</p> <p>(6) 組織は、監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。</p>	<p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 測定機器の管理</p> <p>組織は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する測定機器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。</p> <p>(2) 機器、弁及び配管等の管理</p> <p>組織は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、機器、弁及び配管等について、刻印、タグ、銘板、台帳、塗装表示等にて管理する。</p> <p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ（再掲）</p> <p>(1) 測定機器の管理</p> <p>組織は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する測定機器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。</p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、識別管理及びトレーサビリティの管理を実施することから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、測定機器の管理を実施することから整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>(7) 組織は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 監視測定、分析、評価及び改善</p> <p>(1) 組織は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。</p> <p>(2) 組織は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 組織は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する組織の外部の者の意見を把握する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う部門その他の体制により内部監査を実施する。</p> <p>a. 品質管理に関する事項に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>b. 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 組織は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 組織は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセスその他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。</p> <p>(4) 組織は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 組織は、内部監査員又は管理者に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 組織は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに内部監査に係る要求事項を、手順書等に定める。</p> <p>(7) 組織は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 組織は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視測定</p> <p>(1) 組織は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。</p> <p>(2) 組織は、(1)の監視測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じ</p>			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>て、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 組織は、(1)の方法により、プロセスが5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。</p> <p>(4) 組織は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。</p> <p>(5) 組織は、5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 組織は、<u>機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画にしたがって、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</u></p> <p>(2) 組織は、<u>使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(3) 組織は、<u>プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(4) 組織は、<u>個別業務計画に基づく使用前事業者検査等又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。</u>ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 組織は、<u>保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と部門を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</u></p> <p>(6) 組織は、<u>保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と必要に応じて部門を異にする要員とすることその他の方法により、自主検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。</u></p> <p>8.3 不適合の管理</p> <p>(1) 組織は、<u>個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないように、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。</u></p> <p>(2) 組織は、<u>不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。</u></p> <p>(3) 組織は、<u>次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</u></p> <p>a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。</p> <p>b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行うこと（以下「特別採用」という。）。</p>	<p>3.5.5 使用前事業者検査の実施（再掲）</p> <p><u>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</u></p> <p>(1) 使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練 <u>使用前事業者検査に従事する者は、あらかじめ教育・訓練を受講し、検査に必要な力量を有する者とする。</u></p> <p>(2) 使用前事業者検査の独立性確保 <u>使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</u></p> <p>(3) 使用前事業者検査の体制 <u>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</u></p> <p>(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成 <u>組織は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成する。</u> 実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。</p> <p>(5) 使用前事業者検査の実施 <u>組織は、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、使用前事業者検査を実施する。</u></p> <p>3.5 使用前事業者検査の方法（再掲）</p> <p><u>使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づき使用前事業者検査を計画し、工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下、実施する。</u></p> <p>3.8 不適合管理</p> <p><u>設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。</u></p>	<p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、使用前事業者検査を実施するとしていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、使用前事業者検査における独立性を確保するとしていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書「本文（十一号）」に基づき定めている保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、不適合管理を実施するとしていることから整合している。</p>	

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>c. 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること。</p> <p>d. 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること。</p> <p>(4) 組織は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(5) 組織は、(3)a. の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、及び当該品質マネジメントシステムの実効性の改善の必要性を評価するために、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、及び分析する。</p> <p>(2) 組織は、(1)のデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。</p> <p>a. 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析により得られる知見</p> <p>b. 個別業務等要求事項への適合性</p> <p>c. 機器等及びプロセスの特性及び傾向（是正処置を行う端緒となるものを含む。）</p> <p>d. 調達物品等の供給者の供給能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的な改善</p> <p>組織は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析及び是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 組織は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。</p> <p>a. 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。</p> <p>(a) 不適合その他の事象の分析及び当該不適合の原因の明確化</p> <p>(b) 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化</p> <p>b. 必要な是正処置を明確にし、実施する。</p> <p>c. 講じたすべての是正処置の実効性の評価を行う。</p> <p>d. 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置を変更する。</p> <p>e. 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。</p> <p>f. 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。</p>			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置変更許可申請書「本文（十一号）」	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>g. 講じたすべての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p> <p>(3) 組織は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>a. 起こり得る不適合及びその原因について調査する。</p> <p>b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。</p> <p>c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。</p> <p>d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。</p> <p>e. 講じたすべての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p>			

VI-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

目 次

VI-1-1-4-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）

VI-1-1-4-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)

目 次

VI-1-1-4-2-2 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備に係る設定根拠に関する説明書

VI-1-1-4-2-2 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備に係る設定根拠に関する
説明書

目 次

VI-1-1-4-2-2-2 燃料プール代替注水系

VI-1-1-4-2-2-2 燃料プール代替注水系

目 次

VI-1-1-4-2-2-2-3 燃料プール代替注水系 主配管（スプレイヘッダを含む。）（可搬型）

VI-1-1-4-2-2-2-3 設定根拠に関する説明書
(燃料プール代替注水系 主配管(スプレイヘッドを含む。)(可搬型))

名	称	*	
		取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	
最高使用圧力	MPa	1.4	
最高使用温度	℃	50	
外 径	—	250A	
個 数	—	36 (予備 3)	
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールのスプレイ系, 放射性物質拡散抑制系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却水系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (放射性物質拡散抑制系, 放射性物質拡散抑制系 (航空機燃料火災への泡消火), 原子炉格納容器フィルタベント系), 圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用する。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要) 本ホースは, 附属水中ポンプと大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 水中ポンプにより淡水又は海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) に送水するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は, 大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の附属水中ポンプの使用圧力 0.24MPa を上回る 1.4MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の使用温度と同じ 50℃ とする。 3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合は, 圧力損失上許容できる外径, 可搬設備としての作業性及び大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の附属水中ポンプの口径に合わせて 250A とする。 4. 個数の設定根拠 本ホースは, 重大事故等対処設備として, 発電用原子炉等への注水に使用する場合に必要となる 12 本 (5m : 4 本, 10m : 4 本, 20m : 4 本), 重大事故等の収束に必要な水を供給する場合に必要な 6 本 (5m : 2 本, 10m : 2 本, 20m : 2 本), 最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な 12 本 (5m : 4 本, 10m : 4 本, 20m : 4 本), 原子炉建屋へ放水する場合に必要な 6 本 (5m : 2 本, 10m : 2 本, 20m : 2 本) の合計 36 本に, 本ホースは保守点検中にも使用可能であるため, 保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに, 故障時のバックアップ用として予備 3 本 (5m : 1 本, 10m : 1 本, 20m : 1 本) を保管する。 			

名	称	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m) *	
最高使用圧力	MPa	1.4	
最高使用温度	℃	50	
外	径	—	
個	数	—	
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールスプレイ系, 放射性物質拡散抑制系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却水系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (放射性物質拡散抑制系, 放射性物質拡散抑制系 (航空機燃料火災への泡消火), 原子炉格納容器フィルタベント系), 圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用する。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは, 大容量送水ポンプ (タイプ I) と注水用ヘッダを接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 淡水又は海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) により各系統の配管を介して発電用原子炉等へ送水するために設置する。</p> <p>本ホースは, 大容量送水ポンプ (タイプ I) と原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットへ送水するために設置する。</p> <p>本ホースは, 大容量送水ポンプ (タイプ II) と放水砲を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 海水を大容量送水ポンプ (タイプ II) により原子炉建屋へ放水するために設置する。</p> <p>本ホースは, 重大事故等対処設備として, 大容量送水ポンプ (タイプ II) から海水を淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) へ補給するために設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最高使用圧力の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.4MPa とする。 2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の使用温度と同じ 50℃ とする。 3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径, 可搬設備としての作業性及び取合う大容量送水ポンプ (タイプ I) 又は大容量送水ポンプ (タイプ II) の口径に合わせて 300A とする。 			

4. 個数の設定根拠

本ホースは、重大事故等対処設備として、淡水又は海水を大容量送水ポンプ（タイプ I）から注水用ヘッダへ供給する場合に必要な 80 本（2m：2 本，5m：2 本，10m：2 本，20m：4 本，50m：70 本），重大事故等の収束に必要な水を供給する場合に必要な 35 本（2m：1 本，10m：1 本，20m：1 本，50m：32 本），最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な 80 本（2m：2 本，5m：4 本，10m：4 本，20m：6 本，50m：64 本），原子炉建屋へ放水する場合に必要な 34 本（2m：1 本，5m：1 本，10m：1 本，20m：3 本，50m：28 本）の合計 229 本に，本ホースは保守点検中にも使用可能であるため，保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに，故障時のバックアップ用として予備 5 本（2m：1 本，5m：1 本，10m：1 本，20m：1 本，50m：1 本）を保管する。

名	称	注水用ヘッダ	*
最高使用圧力	MPa	1.4	
最高使用温度	℃	50	
外	径	mm	318.5, 165.2, 76.3
個	数	—	2 (予備 1)
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 (原子炉格納容器フィルタベント系), 圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用する。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要) 本配管は, 重大事故等対処設備として, 大容量送水ポンプ (タイプ I) から送水される淡水又は海水を各系統に確実かつ容易に分岐するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.4MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) の使用温度と同じ 50℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径, 可搬設備としての作業性及び取合うホースの口径に合わせて 318.5mm, 165.2mm, 76.3mm とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本配管の必要となる容量は, 1 セット 1 個であり, 「2n+α」の対象施設となることから, 2 個が必要容量となる。これに加えて, 故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。 また, 2 個以上同時に保守点検することのないよう運用することとした上で, 故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして, 1 個を確保する。 以上より, 合計で 3 個確保する。</p>			

名	称	送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	*
最高使用圧力	MPa	1.6	
最高使用温度	℃	50	
外 径	—	150A	
個 数	—	145 (予備 5)	
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プールのスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系, 代替水源移送系), 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系) と兼用する。</p>			
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>本ホースは, 注水用ヘッダと各系統の接続口を接続するホースであり, 重大事故等対処設備として, 淡水又は海水を大容量送水ポンプ (タイプ I) により各系統の配管を介して発電用原子炉等へ送水するために設置する。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠 本配管を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) の使用圧力 1.2MPa を上回る 1.6MPa とする。</p> <p>2. 最高使用温度の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の温度は, 重大事故等時における大容量送水ポンプ (タイプ I) の使用温度と同じ 50℃ とする。</p> <p>3. 外径の設定根拠 本ホースを重大事故等時において使用する場合の外径は, 圧力損失上許容できる外径, 可搬設備としての作業性及び取合う接続口の口径に合わせて 150A とする。</p> <p>4. 個数の設定根拠 本ホースは, 重大事故等対処設備として, 注水用ヘッダから燃料プール注水接続口又は燃料プールのスプレイ接続口, 使用済燃料プール, クロスデバイザー管へ供給する場合に必要な 60 本 (1m : 2 本, 2m : 6 本, 5m : 12 本, 10m : 14 本, 20m : 26 本), 注水用ヘッダから原子炉・格納容器下部注水接続口へ供給する場合に必要な 32 本 (1m : 2 本, 2m : 2 本, 5m : 2 本, 10m : 4 本, 20m : 22 本), 注水用ヘッダから復水貯蔵タンク接続口へ供給する場合に必要な 19 本 (5m : 1 本, 10m : 1 本, 20m : 17 本), 注水用ヘッダから格納容器スプレイ接続口へ供給する場合に必要な 34 本 (1m : 2 本, 2m : 2 本, 5m : 6 本, 10m : 2 本, 20m : 22 本) の合計 145 本に, 本ホースは保守点検中にも使用可能であるため, 保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せず, 故障時のバックアップ用として予備 5 本 (1 m : 1 本, 2 m : 1 本, 5 m : 1 本, 10 m : 1 本, 20 m : 1 本) を保管する。</p>			

VI-1-5 計測制御系統施設の説明書

目 次

VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書

VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書

目 次

- (1) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護についてを除く）
- (2) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について）

(注) 「(1) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護についてを除く）」の記載内容は、令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画の添付書類「VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書」に同じ。

(1) 中央制御室の機能に関する説明書
(中央制御室の有毒ガス防護についてを除く)

(2) 中央制御室の機能に関する説明書
(中央制御室の有毒ガス防護について)

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 有毒ガスに対する防護措置	1
2.2 適用基準及び適用規格等	2
3. 中央制御室の機能に係る詳細設計	2
3.1 有毒ガスに対する防護措置	2
3.1.1 固定源に対する防護措置	3
3.1.2 可動源に対する防護措置	3
4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価	3
4.1 評価条件	3
4.1.1 評価の概要	3
4.1.2 評価事象の選定	4
4.1.3 有毒ガス到達経路の選定	4
4.1.4 有毒ガス放出率の計算	4
4.1.5 大気拡散の評価	4
4.1.6 有毒ガス濃度評価	6
4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値	7
4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合算及び判断基準値との比較	7
4.2 評価結果	8
4.2.1 有毒ガス防護のための判断基準値との比較	8
4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ	8

別添 1 固定源及び可動源の特定について

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）のうち、中央制御室の機能について説明するものである。

なお、技術基準規則第 38 条及びその解釈の改正に伴い、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全機能が損なわれることがないように、有毒ガスに対する防護措置について設計するものであり、有毒ガスに対する防護措置以外は、要求事項に変更がないため今回の申請において変更は行わない。

今回は、中央制御室の機能のうち、有毒ガスに対する防護措置について説明する。

2. 基本方針

2.1 有毒ガスに対する防護措置

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないように、中央制御室内にとどまり必要な操作及び措置を行うことができる設計とする。

敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。

固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。

2.2 適用基準及び適用規格等

中央制御室の機能に適用する基準及び規格等は、以下のとおりとする。

- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）
- ・ 有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（平成 29 年 4 月 5 日原規技発第 1704052 号）
- ・ 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成 21・07・27 原院第 1 号（平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定））
- ・ 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）
- ・ 毒物及び劇物取締法（昭和 25 年法律第 303 号）
- ・ 消防法（昭和 23 年法律第 186 号）
- ・ 高圧ガス保安法（昭和 26 年法律第 204 号）
- ・ ガス事業法（昭和 29 年法律第 51 号）

3. 中央制御室の機能に係る詳細設計

3.1 有毒ガスに対する防護措置

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、次のような対策により中央制御室内の運転員に対し、有毒ガスによる影響により、対処能力が著しく低下することがないように考慮し、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作及び措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、固定源に対しては、貯蔵容器全てが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とする。

可動源に対しては、影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ること、運転員を防護できる設計とする。

なお、有毒化学物質は、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室から半径 10km 以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。固定源及び可動源の特定方法及び特定結果については、別添 1「固定源及び可動源の特定について」に示す。

3.1.1 固定源に対する防護措置

固定源に対しては、貯蔵容器全てが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ること、技術基準規則別記－9に規定される「有毒ガスの発生」はなく、同規則に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置は不要とする設計とする。

運転員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることの評価については、「4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価」に示す。

3.1.2 可動源に対する防護措置

可動源に対しては、影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ること、技術基準規則別記－9に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置を不要とする設計とする。

なお、女川原子力発電所には、評価の対象となる可動源はないことを確認している。

4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価

4.1 評価条件

中央制御室の有毒ガス濃度評価に当たって、評価手順及び評価条件を本項において示す。

4.1.1 評価の概要

固定源から放出される有毒ガスにより、中央制御室にとどまる運転員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを評価する。

具体的な手順は以下のとおり。

- (1) 評価事象は、固定源については、同時に全ての貯蔵容器が損傷し、当該全ての容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

なお、固定源について、中央制御室にとどまる運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が厳しくなるよう評価条件を選定する。

- (2) 評価事象に対して、固定源から発生した有毒ガスが、中央制御室換気空調系の給気口に到達する経路を選定する。
- (3) 発電所敷地内の気象データを用いて、有毒ガスの放出源から大気中への放出率

及び大気拡散を計算し、中央制御室換気空調系の給気口における有毒ガス濃度を計算する。

4.1.2 評価事象の選定

固定源では、評価対象とする貯蔵容器が同時に全て損傷し、当該全ての容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

4.1.3 有毒ガス到達経路の選定

固定源から発生した有毒ガスについては、中央制御室換気空調系の給気口に到達する経路を選定する。

有毒ガス到達経路を図4-1に示す。

4.1.4 有毒ガス放出率の計算

固定源は、評価対象とする貯蔵容器全てが損傷し、貯蔵されている有毒化学物質が全量流出することによって発生した有毒ガスが大気中に放出されることを想定し、大気中への有毒ガスの放出率を評価する。

この際、運転員の吸気中の有毒ガス濃度への影響を考慮して、固定源の物性、保管状態、放出形態及び気象データ等の評価条件を適切に設定する。

具体的には、敷地外の有毒化学物質については、容器に貯蔵されている有毒化学物質が1時間かけて全量放出されるものとして評価する。

固定源の評価条件を表4-1に示す。

(1) 事象発生直前の状態

事象発生直前まで貯蔵容器に有毒化学物質が貯蔵されているものとする。

(2) 評価の対象とする固定源

有毒ガス評価ガイドに従って選定した敷地外の固定源を対象とする。

評価の対象とする敷地外の固定源を図4-2に示す。

4.1.5 大気拡散の評価

発電所敷地内の気象データを用い、大気拡散を計算して相対濃度を求める。

固定源の大気拡散計算の評価条件を表4-2に示す。

(1) 大気拡散評価モデル

固定源から放出された有毒ガスが、大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot a\delta_i$$

(建屋影響を考慮しない場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \sigma_{yi} \sigma_{zi} U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right)$$

(建屋影響を考慮する場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \Sigma_{yi} \Sigma_{zi} U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right)$$

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻*i*における相対濃度 (s/m³)

$a\delta_i$: 時刻*i*において風向が当該方位 *d* にあるとき $a\delta_i=1$
 時刻*i*において風向が当該方位 *d* にないとき $a\delta_i=0$

σ_{yi} : 時刻*i*における濃度分布の *y* 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_{zi} : 時刻*i*における濃度分布の *z* 方向の拡がりのパラメータ (m)

U_i : 時刻*i*における風速 (m/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

Σ_{yi} : $\left(\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}\right)^{1/2}$

Σ_{zi} : $\left(\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}\right)^{1/2}$

A : 建屋等の風向方向の投影面積 (m²)

c : 形状係数

上記のうち、気象項目（風向、風速及び σ_{yi} 、 σ_{zi} を求めるために必要な大気安定度）については「(2) 気象データ」に示すデータを用いることとする。

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）における相関式を用いて計算する。

(2) 気象データ

2012年1月～2012年12月の1年間における気象データを使用する。

なお、当該気象データの使用に当たっては、当該気象データが、当該気象データを検定年としたF分布検定により、当該気象データを除く至近10年間（2010年1月～2020年12月）の気象データと比較して特に異常な年ではないことを確認している。

(3) 相対濃度の評価点

相対濃度の評価点は、中央制御室換気空調系の給気口とする。

(4) 評価対象方位

固定源について、放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。巻き込みを生じる代表建屋としては、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を選定する。そのため、評価対象とする方位は、放出された有毒ガスが巻き込みを生じる代表建屋の影響を受けて拡散すること、及び巻き込みを生じる代表建屋の影響を受けて拡散された有毒ガスが評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下のa.～c.の条件に該当する方位を選定し、全ての条件に該当する方位を評価対象とする。

- a. 放出点が評価点の風上にあること。
- b. 放出点から放出された放射性物質が、巻き込みを生じる代表建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること。
- c. 巻き込みを生じる代表建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、巻き込みを生じる代表建屋の周辺に0.5L（L：建屋の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件b.に該当する方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点が巻き込みを生じる代表建屋に近接し、0.5Lの拡散領域の内部にある場合は、放出点が風上となる180°を対象とする。その上で、選定条件c.に該当する方位の選定として、評価点から巻き込みを生じる代表建屋+0.5Lを含む方位を選択する。

以上により、固定源が選定条件a.～c.に全て該当する方位はないため、巻き込みの影響はなく、評価対象は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方向のみを評価対象方位とする。

具体的な固定源の評価対象方位は、図4-2に示す。

4.1.6 有毒ガス濃度評価

有毒ガス濃度評価においては、中央制御室換気空調系の給気口における濃度を用いる。中央制御室換気空調系の給気口に到達する有毒ガスの濃度は、「4.1.4 有毒ガス放出率の計算」及び「4.1.5 大気拡散の評価」の結果を用いて、次式を用いて算出する。

$$C_{ppm(out)} = \frac{C}{M} \times 22.4 \times \frac{T}{273.15} \times 10^6 \quad (\text{ppm})$$

(液体状有毒化学物質の評価)

$$C = E \times \chi / Q \quad (\text{kg/m}^3)$$

(ガス状有毒化学物質の評価)

$$C = q_{GW} \times \chi / Q \quad (\text{kg/m}^3)$$

$C_{ppm(out)}$: 外気濃度 (ppm)

C : 外気濃度 (kg/m^3) = (g/L)

M : 物質のモル質量 (g/mol)

T : 気温 (K)

E : 蒸発率 (kg/s)

q_{GW} : 質量放出率 (kg/s)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値

有毒ガス防護のための判断基準値については、有毒ガス評価ガイドの考え方に従い、NIOSH（米国国立労働安全衛生研究所）で定められているIDLH値（急性の毒性限度）、日本産業衛生学会が定める最大許容濃度等を用いて、有毒化学物質ごとに設定する。固定源の有毒ガス防護のための判断基準値を表4-3に示す。

4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合算及び判断基準値との比較

固定源については、固定源と評価点とを結んだ直線が含まれる1方位及びその隣接方位に固定源が複数ある場合、隣接方位の固定源からの有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合を合算し、合算値が1を超えないことを評価する。

なお、合算に当たり、空気中にn種類の有毒ガスがある場合は、次式により、各有毒ガスの濃度の、それぞれの有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の和を算出する。

$$\text{有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合} = \frac{C_1}{T_1} + \frac{C_2}{T_2} + \dots + \frac{C_i}{T_i} + \dots + \frac{C_n}{T_n}$$

C_i : 有毒ガス*i*の濃度

T_i : 有毒ガス*i*の有毒ガス防護のための判断基準値

4.2 評価結果

4.2.1 有毒ガス防護のための判断基準値との比較

中央制御室換気空調系の給気口における、固定源による有毒ガス濃度の評価結果を表4-4に示す。

評価の結果、中央制御室換気空調系の給気口における有毒ガス濃度は、アンモニアの有毒ガス防護のための判断基準値（300ppm）を下回る。

なお、評価の対象の固定源として考慮する有毒化学物質はアンモニア1種類であることから、有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の和の算出は実施していない。

4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ

有毒ガスに対する防護措置を考慮して、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価を行い、固定源に対して有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを確認した。

表 4-1 固定源の評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量
有毒化学物質の種類 (濃度)	アンモニア①* (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	－有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されているため、拡がり面積の設定は不要。	－防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5) －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5)

注記* : 「図 4-2 敷地外固定源 (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、①地点の貯蔵施設を示す。(貯蔵量 : 1500kg, 評価点から発生源を見た方位 : NW, 距離 : 6300m)

表 4-1 固定源の評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量
有毒化学物質の種類 (濃度)	アンモニア②* (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	－有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されているため、拡がり面積の設定は不要。	－防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5) －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5)

注記*：「図 4-2 敷地外固定源 (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、②地点の貯蔵施設を示す。(貯蔵量：1500kg, 評価点から発生源を見た方位：NW, 距離：6700m)

表 4-1 固定源の評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量
有毒化学物質の種類 (濃度)	アンモニア③* (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	－有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されているため、拡がり面積の設定は不要。	－防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5) －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5)

注記* : 「図 4-2 敷地外固定源 (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、③地点の貯蔵施設を示す。(貯蔵量 : 200kg, 評価点から発生源を見た方位 : ESE, 距離 : 2400m)

表 4-1 固定源の評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量
有毒化学物質の種類 (濃度)	アンモニア④* (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	－有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されているため、拡がり面積の設定は不要。	－防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5) －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5)

注記* : 「図 4-2 敷地外固定源 (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、④地点の貯蔵施設を示す。(貯蔵量 : 200kg, 評価点から発生源を見た方位 : NNW, 距離 : 6400m)

表 4-2 大気拡散計算の評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針*を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用。	<p>有毒ガス評価ガイド</p> <p>4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価</p> <p>2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。</p> <p>－大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。</p>
気象データ	<p>女川原子力発電所における1年間の気象データ (2012.1～2012.12)</p> <p>・地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ</p>	当該気象を除く至近10年間(2010年1月～2020年12月)の気象データと比較して特に異常な年ではないこと、また、評価対象とする地理的範囲を代表する気象であることから設定。	<p>有毒ガス評価ガイド</p> <p>4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価</p> <p>1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件(気象条件を含む。)が適切であること。</p> <p>－気象データ(年間の風向、風速、大気安定度)は評価対象とする地理的範囲を代表していること。</p> <p>－評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること。</p>

注記* : 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)

表 4-2 大気拡散計算の評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
実効放出継続時間	1 時間	気象指針*1の, 想定事故時の大気拡散の評価式(短時間放出)の適用のため1時間と設定。	被ばく評価手法(内規) 解説 5.13(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。
相対濃度の累積出現頻度	毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積して97%*2	有毒ガス評価ガイドに示されたとおり設定。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 6)原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること(例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値が用いられていること等。) 被ばく評価手法(内規) 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。

注記*1:「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)

*2: 累積出現頻度97%値が得られない場合においては、累積出現頻度98%に当たる値を用いる

表 4-2 大気拡散計算の評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	備考									
建屋の影響	(敷地外固定源) ・アンモニア： 考慮しない	発生源から評価点の 離隔が十分あるため。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び 重要操作地点での濃度評価 3) 地形及び建屋等の影響を考慮する 場合には、そのモデル化の妥当性 が示されていること(例えば、三次 元拡散シミュレーションモデルを 用いる場合等)。 被ばく評価手法(内規) 5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事 故時の放射性物質の放出点から比較 的近距离の場所では、建屋の風下側 における風の巻き込みによる影響が 顕著となると考えられる。そのため、 放出点と巻き込みを生じる建屋及び 評価点との位置関係によっては、建 屋の影響を考慮して大気拡散の計算 をする必要がある。									
巻き込みを生じる代表建屋	—	—	被ばく評価手法(内規) 5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代 表的な建屋として、表 5.1 に示す建 屋を選定することは適切である。 表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象 とする代表建屋の選定例 <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳し い方で代表)</td> </tr> <tr> <td>PWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管 破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳し い方で代表)	PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管 破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類										
BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳し い方で代表)										
PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管 破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋										

表 4-2 大気拡散計算の評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
評価点	中央制御室 換気空調系給気口	有毒ガス評価ガイド に示されたとおり設 定。	有毒ガス評価ガイド 4.4.1 原子炉制御室等外評価点 原子炉制御室等の外気取入口が設置 されている位置を原子炉制御室等外 評価点としていることを確認する。
発生源と評価点の距離	(敷地外固定源) ・アンモニア① : 6300m ・アンモニア② : 6700m ・アンモニア③ : 2400m ・アンモニア④ : 6400m	固定源と評価点の位 置から保守的に設定。	有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 (3) 調査対象としている固定源及び 可動源に対して、次の項目を確認す る。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法 - 原子炉制御室等及び重要操作地点 と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。) - 防液堤の有無 (防液堤がある場合 は、防液堤までの最短距離、防液堤 の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5) - 電源、人的操作等を必要とせずに、 有毒ガス発生抑制等の効果が見 込める設備 (例えば、防液堤内のフ ロート等) (解説-5)
評価点から発生源を見た方位	(敷地外固定源) ・アンモニア① : 1 方位 : NW* ・アンモニア② : 1 方位 : NW* ・アンモニア③ : 1 方位 : ESE* ・アンモニア④ : 1 方位 : NNW*	建屋の影響がない場 合には、放出点から評 価点を結ぶ風向を含 む1方位のみを評価対 象方位とする。	被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(4)b) 建屋の影響がない場合 は、放出点から評価点を結ぶ風向を 含む 1 方位のみについて計算を行 う。

注記* : 固定源と評価点とを結ぶ直線が含まれる方位。

表 4-3 有毒ガス防護のための判断基準値

有毒化学物質	有毒ガス防護のための判断基準値	選定理由	備考
アンモニア	300ppm	IDLH 値に基づき設定。	有毒ガス評価ガイド 3.2 有毒ガス防護判断基準値の設定 1)～6)の考えに基づき、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を設定していることを確認する。

表 4-4 固定源による有毒ガス影響評価結果（中央制御室）

敷地外固定源	評価点から 発生源を見た方位	放出率 (kg/s)	相対濃度 (s/m ³)	評価点における 有毒ガス濃度*1, *2, *3 (ppm)
アンモニア①	NW	4.2×10^{-1}	1.7×10^{-5}	1.1×10^1
アンモニア②	NW	4.2×10^{-1}	1.6×10^{-5}	9.6×10^0
アンモニア③	ESE	5.6×10^{-2}	2.7×10^{-6}	(2.2×10^{-1})
アンモニア④	NNW	5.6×10^{-2}	4.1×10^{-6}	3.3×10^{-1}

注記*1：括弧内の値は、敷地外固定源が設置されている方位のうち、隣接方位の濃度を合算した値が最も高くなる方位（NW, NNW）及びその隣接方位（WNW, N）に該当しない方位における濃度を示す

*2：給気口における濃度。25℃（298.15K）、1気圧におけるアンモニア（モル質量 17.0g/mol）の体積分率

*3：有効数字3桁目を切り上げ

評価点から 発生源を 見た方位	敷地外固定源	評価点における 有毒ガス濃度*1 (ppm)	隣接方位を含めた 有毒ガス濃度の合計*1,*2 (ppm)	有毒ガス 防護のため の判断 基準値*1 (ppm)	評価
N	—	—	—	—	—
NNE	—	—	—	—	—
NE	—	—	—	—	—
ENE	—	—	—	—	—
E	—	—	—	—	—
ESE	アンモニア③	2.2×10^{-1}	2.2×10^{-1}	300	影響なし
SE	—	—	—	—	—
SSE	—	—	—	—	—
S	—	—	—	—	—
SSW	—	—	—	—	—
SW	—	—	—	—	—
WSW	—	—	—	—	—
W	—	—	—	—	—
WNW	—	—	—	—	—
NW	アンモニア①	1.1×10^1	2.1×10^1	300	影響なし
	アンモニア②	9.6×10^0			
NNW	アンモニア④	3.3×10^{-1}	2.2×10^1	300	影響なし

注記*1：固定源がない方位に“—”と記載

*2：有効数字3桁目を切り上げ

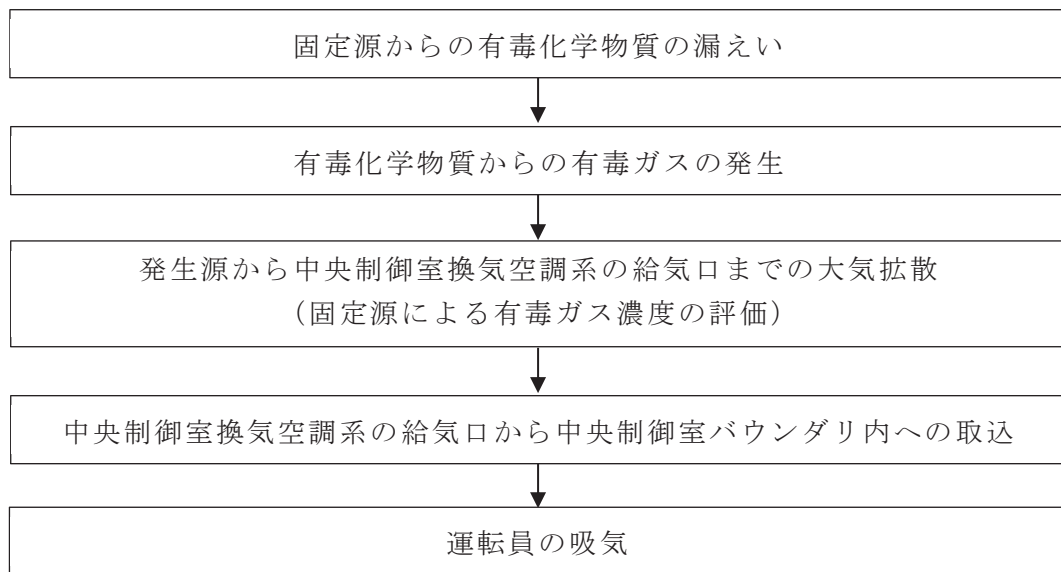


図 4-1 中央制御室の有毒ガス到達経路



図 4-2 敷地外固定源（アンモニア）

VI-1-5-4(2)-別添 1 固定源及び可動源の特定について

目 次

1. 概要	別添 1-1
2. 固定源及び可動源の特定	別添 1-1
2.1 固定源及び可動源の調査	別添 1-1
2.2 敷地内固定源	別添 1-1
2.3 敷地内可動源	別添 1-2
2.4 敷地外固定源	別添 1-2
3. 有毒ガス防護のための判断基準値の設定	別添 1-3

1. 概要

有毒ガス防護に係る妥当性確認に当たっては、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径 10 km以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定している。

有毒ガス防護に係る妥当性確認の流れを図 1-1 に示す。

本資料は、有毒ガス防護措置対象とした固定源及び可動源の特定並びに有毒ガス防護のための判断基準値の設定について説明するものである。

2. 固定源及び可動源の特定

2.1 固定源及び可動源の調査

女川原子力発電所の敷地内の有毒化学物質の調査に当たっては、図 2-1 及び図 2-2 のフローに従い、調査対象とする敷地内固定源及び可動源を特定した。

敷地内の有毒化学物質の調査対象の特定に当たっては、別紙 1 に示すとおり対象となる有毒化学物質を選定し、該当するものを整理した上で、生活用品及び潤滑油やセメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては類型化して整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状により悪影響を与える可能性があるかを確認した。

敷地外固定源の特定に当たっては、地方公共団体の定める地域防災計画に基づく調査を行った。さらに、別紙 2 に示す検討を踏まえ、法令に基づく届出情報の開示請求により敷地外の貯蔵施設に貯蔵された有毒化学物質を調査対象とした。

2.2 敷地内固定源

国際化学物質安全性カード等をもとに有毒化学物質を特定し、敷地内の全ての有毒化学物質を含む可能性のあるものを整理した。そして、生活用品のように日常に存在しているものや、セメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては調査対象外とし、有毒ガス評価ガイド解説-4 の考え方を参考に、図 2-1 及び表 2-1 のとおり整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状として密閉空間にて人体に悪影響があるものかを確認した。

敷地内固定源の調査の結果、スクリーニング評価を必要とする敷地内固定源はないことを確認した。

2.3 敷地内可動源

国際化学物質安全性カード等をもとに有毒化学物質を特定し、敷地内の全ての有毒化学物質を含む可能性のあるものを整理した。そして、生活用品のように日常に存在しているものや、セメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては調査対象外とし、有毒ガス評価ガイド解説-4の考え方を参考に、図2-2及び表2-1のとおり整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状として密閉空間にて人体に悪影響があるものかを確認した。

敷地内可動源の調査の結果、スクリーニング評価を必要とする敷地内可動源はないことを確認した。

2.4 敷地外固定源

女川原子力発電所における敷地外固定源の特定に当たっては、地方公共団体の定める地域防災計画を確認する他、法令に基づく届出情報の開示請求により敷地外の貯蔵施設に貯蔵された化学物質を調査し、貯蔵が確認された化学物質の性状から有毒ガスの発生が考えられるものを敷地外固定源とした。

調査対象とする法令は、化学物質の規制に係る法律のうち、化学物質の貯蔵量等に係る届出義務のある以下の法律とした。（別紙2参照）

- ・毒物及び劇物取締法
- ・消防法
- ・高圧ガス保安法
- ・ガス事業法

調査結果から得られた化学物質を、「2.2 敷地内固定源」の考え方をもとに整理し、流出時に多量に放出されるおそれがあるかを確認した。

女川原子力発電所における敷地外固定源の調査では、地域防災計画及び上記の法令に基づく届出情報から、敷地外固定源を抽出している。

これらのうち、地域防災計画から抽出された敷地外固定源は、消防法に基づく届出情報から抽出された敷地外固定源に包絡されることを確認している。

また、消防法、高圧ガス保安法及びガス事業法に基づく届出情報から抽出された敷地外固定源は、届出情報等から、いずれもボンベ等に保管されていることを確認している。毒物及び劇物取締法からは敷地外固定源は抽出されなかった。

以上の調査結果を踏まえ、届出情報から抽出された敷地外固定源のうち、有毒ガス防護のための判断基準値が最も小さいアンモニア（300ppm）については、大気中に放出された場合に中央制御室の運転員及び緊急時対策所の要員に及ぼす影響が大きいことを考慮して、有毒ガス防護に係る影響評価の観点からスクリーニング評価を実施することとした。

敷地外固定源を抽出した結果を表2-2に示す。また、女川原子力発電所と敷地外固定源との位置関係を図2-3及び図2-4に示す。

なお、中央制御室等から半径10km以内及び近傍には、多量の有毒化学物質を保有する化学工場はないことを確認している。

3. 有毒ガス防護のための判断基準値の設定

固定源として考慮すべき有毒化学物質であるアンモニアについて、有毒ガス防護のための判断基準値を設定した。有毒ガス防護のための判断基準値を表3-1に示す。

有毒ガス防護のための判断基準値は、図3-1に示す考え方に基づき設定した。固定源の有毒ガス防護のための判断基準値の設定に関する考え方を表3-2に示す。

表 2-1 調査対象外とする考え方

グループ		理由	物質の例
調査対象		調査対象として，貯蔵量，発生源と評価点の位置関係，受動的に機能を発揮する設備の有無など必要な情報を整理する。	対象なし
調査対象外	固体あるいは揮発性が乏しい液体	揮発性がないことから，有毒ガスとしての影響を考慮しなくてもよいため，調査対象外とする。	硫酸，水酸化ナトリウム，低濃度薬品等
	ボンベ等に保管された有毒化学物質	容器は高圧ガス保安法等に基づいて設計されており，少量漏えいが想定されることから，調査対象外とする。	プロパン，イソブタン，二酸化炭素等
	試薬類	少量であり，使用場所も限られることから，防護対象者に対する影響はなく，調査対象外とする。	分析用薬品
	建屋内に保管される薬品タンク	屋外に多量に放出されないことから，調査対象外とする。	屋内のタンク
	密閉空間で人体に影響を与える性状	評価地点との関係が密閉空間でないことから調査対象外と整理する。	六フッ化硫黄

表 2-2 敷地外固定源の調査結果

関連法令	敷地外固定源	施設数	合計貯蔵量 (kg)
高圧ガス保安法	アンモニア①	1	1500
	アンモニア②	1	1500
	アンモニア③	1	200
	アンモニア④	1	200

表 3-1 有毒ガス防護のための判断基準値

有毒化学物質	有毒ガス防護のための判断基準値	設定根拠
アンモニア	300ppm	IDLH 値

表 3-2 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方（アンモニア）

		記載内容
国際化学物質安全性カード (短期曝露の影響) (ICSC:0414, 10月2013)		この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼、皮膚および気道に対して、腐食性を示す。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。吸入すると、眼や気道に腐食の影響が現われてから肺水腫を引き起こすことがある。
IDLH (1994)	基準値	300ppm
	致死 (LC) データ	1時間のLC ₅₀ 値 (マウス) が 4,230ppm 等 [Kapeghian et al. 1982]
	人体のデータ	IDLH 値 300ppm はヒトの急性吸入毒性データに基づいている。 [Henderson and Haggard 1943; Silverman et al. 1946] 最大短時間曝露許容値は、0.5～1時間で300～500ppmであると報告されている。 [Henderson and Haggard 1943] 500ppmに30分間曝露された7人の被験者において、呼吸数の変化及び中等度から重度の刺激が報告されている。 [Silverman et al. 1946] IDLH 値があるが、中枢神経に対する影響が明示されていない。



IDLH 値の 300ppm を有毒ガス防護のための判断基準値とする

☐: 有毒ガス防護のための判断基準値設定の直接的根拠

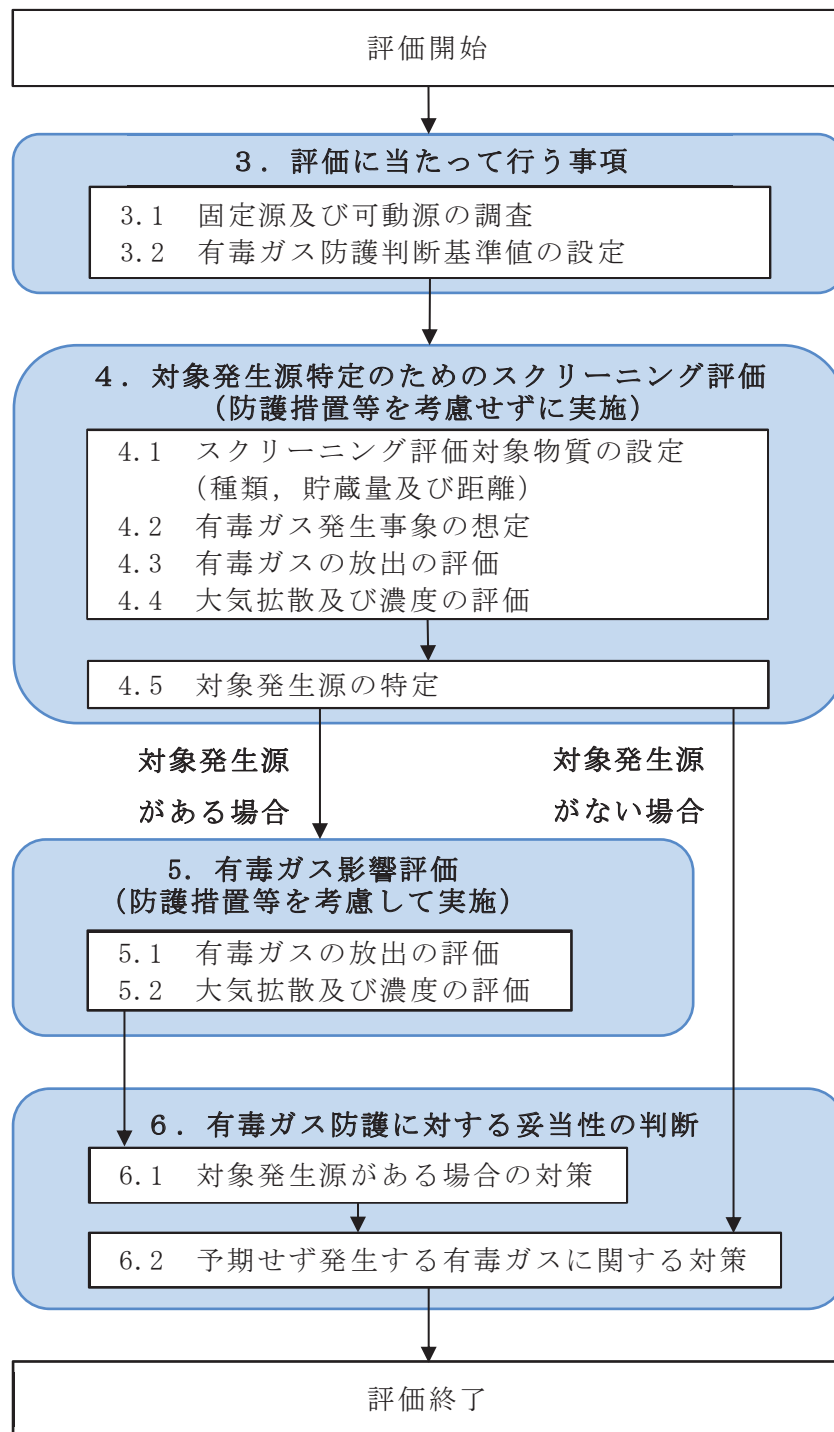


図 1-1 有毒ガス防護に係る妥当性確認の流れ

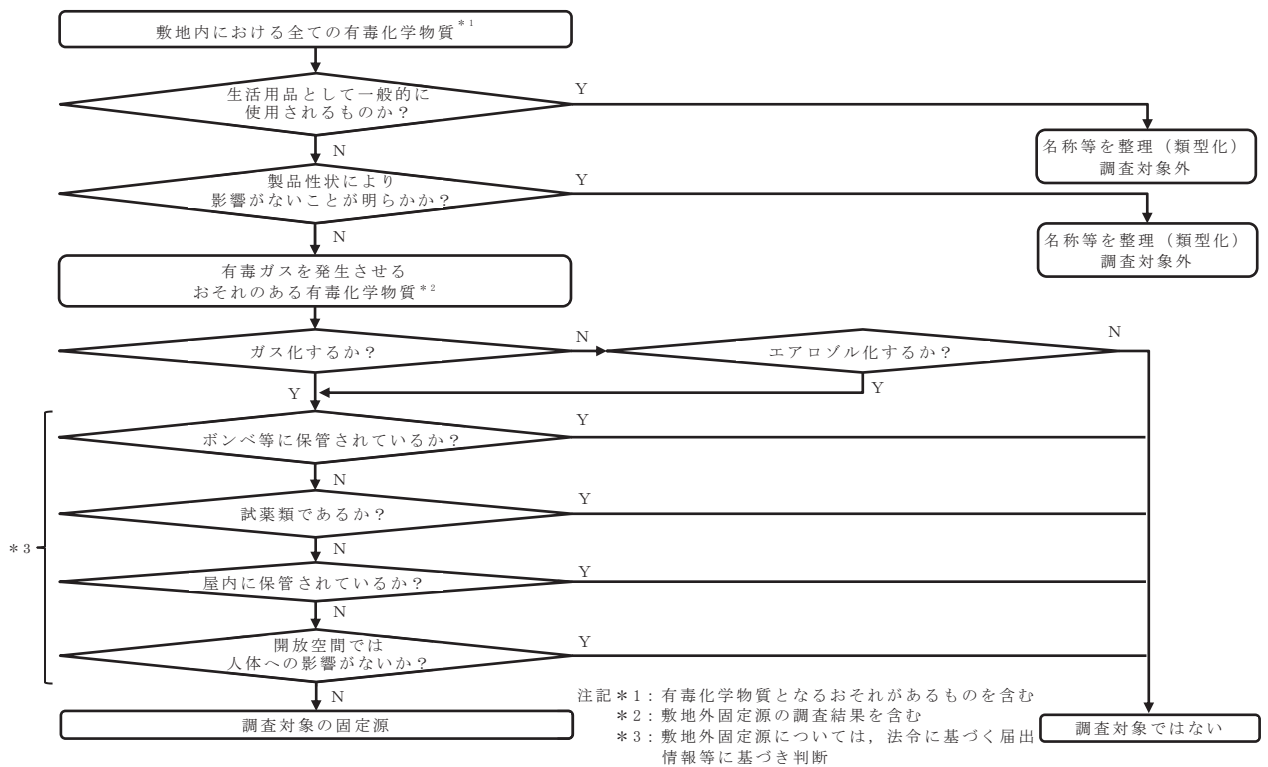


図 2-1 固定源の特定フロー

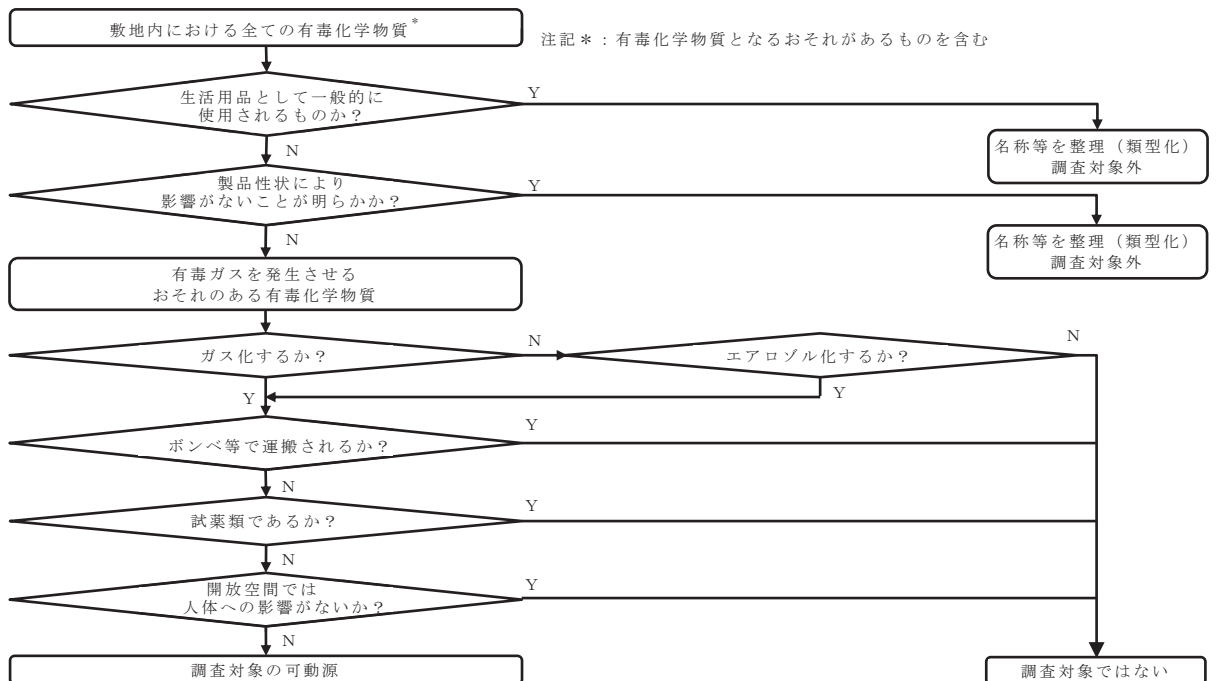


図 2-2 可動源の特定フロー



図 2-3 中央制御室と敷地外固定源の位置関係



図 2-4 緊急時対策所と敷地外固定源の位置関係

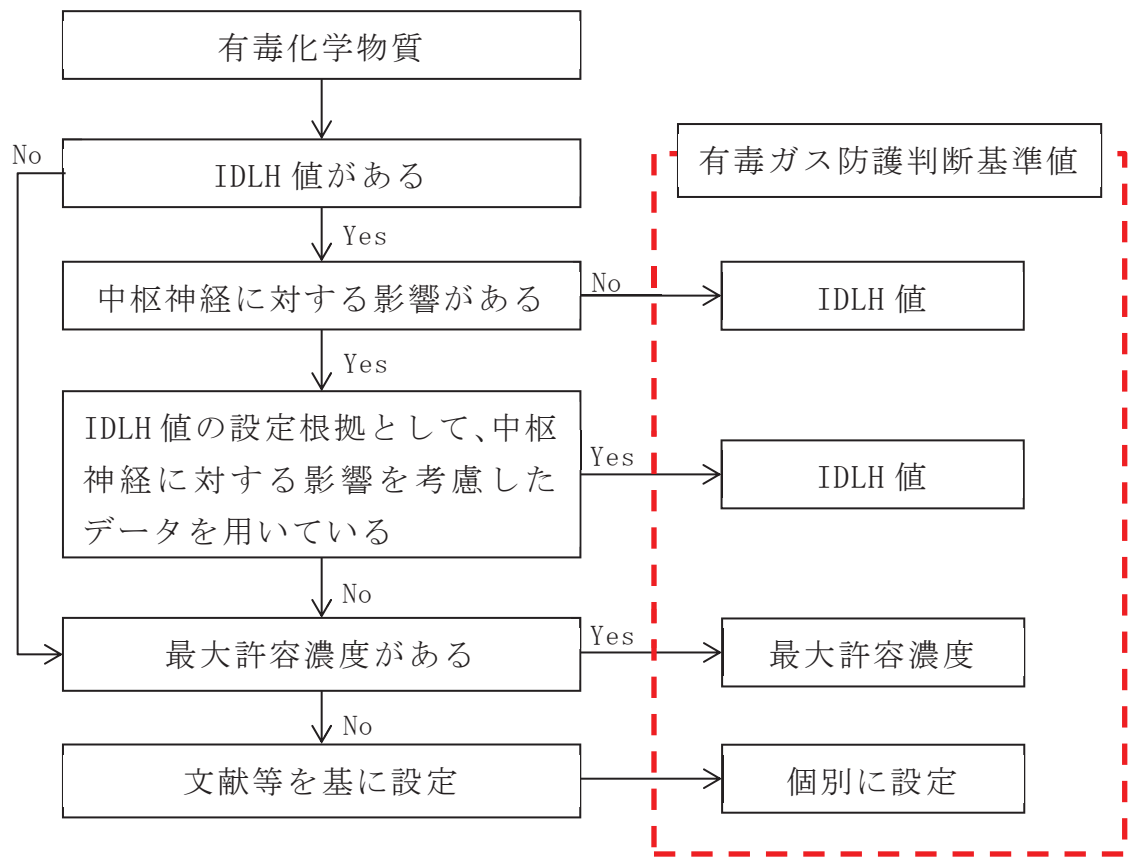


図 3-1 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方

調査対象とする有毒化学物質について

1. 有毒化学物質の設定

固定源及び可動源の調査において、有毒ガス評価ガイド3.1(1)では、調査対象とする有毒化学物質を示すことが求められている。一方、有毒ガス評価ガイド3.1(2)で調査対象外の説明を求めている。

よって、有毒ガス評価ガイド3.1で調査対象とする有毒化学物質は、有毒ガス評価ガイド1.3の有毒化学物質の定義に基づき、人に対する悪影響を考慮した上で参照する情報源を整理し、以下のとおり定義し、有毒化学物質を設定した。

【有毒ガス評価ガイド記載】1.3

有毒化学物質：国際化学安全性カード等において、人に対する悪影響が示されている物質

(1) 設定方法

a. 人に対する悪影響

「人に対する悪影響」については、有毒ガス評価ガイドにて定義されていないが、有毒ガス防護判断基準値の定義及びその参照情報として採用されているIDLH値や最大許容濃度の内容は、以下のとおりである。

- ・有毒ガス防護判断基準値：有毒ガスの急性ばく露に関し、中枢神経等への影響を考慮し、運転・対処要員の対処能力に支障を来たさないと想定される濃度限度値をいう。(有毒ガス評価ガイド1.3(13))
- ・IDLH値：米国NIOSHが定める急性の毒性限度(有毒ガス評価ガイド1.3(1))
- ・最大許容濃度：短時間で発現する刺激、中枢神経抑制等の生体影響を主とすることから勧告されている値。(有毒ガス評価ガイド脚注12)

上記内容を勘案し、有毒化学物質とは、以下のような「人に対する悪影響」を与えるものとし、設定した。

- ①中枢神経影響物質
- ②急性毒性(致死)影響物質
- ③呼吸器障害の原因となるおそれがある物質

b. 参照する情報源

有毒化学物質の選定のための情報源として、以下の3種類のものとした。

- ①国際化学物質安全性カード(ICSC)による情報を主たる情報源とする。

ICSCにない有毒化学物質を補完するために、以下の2種類の情報源を追加し、網羅性を確保した。

②急性毒性の観点で国内法令で規制されている物質

③化学物質の有害性評価等の世界標準システム（GHS）で作成されたデータベース

(2) 設定範囲

参照する各情報源において、「人に対する悪影響」（急性毒性影響）のある有毒化学物質として、急性毒性（致死）影響物質，中枢神経影響物質，呼吸器障害の原因となるおそれがある物質を，図1のように網羅的に抽出し，設定の対象とした。

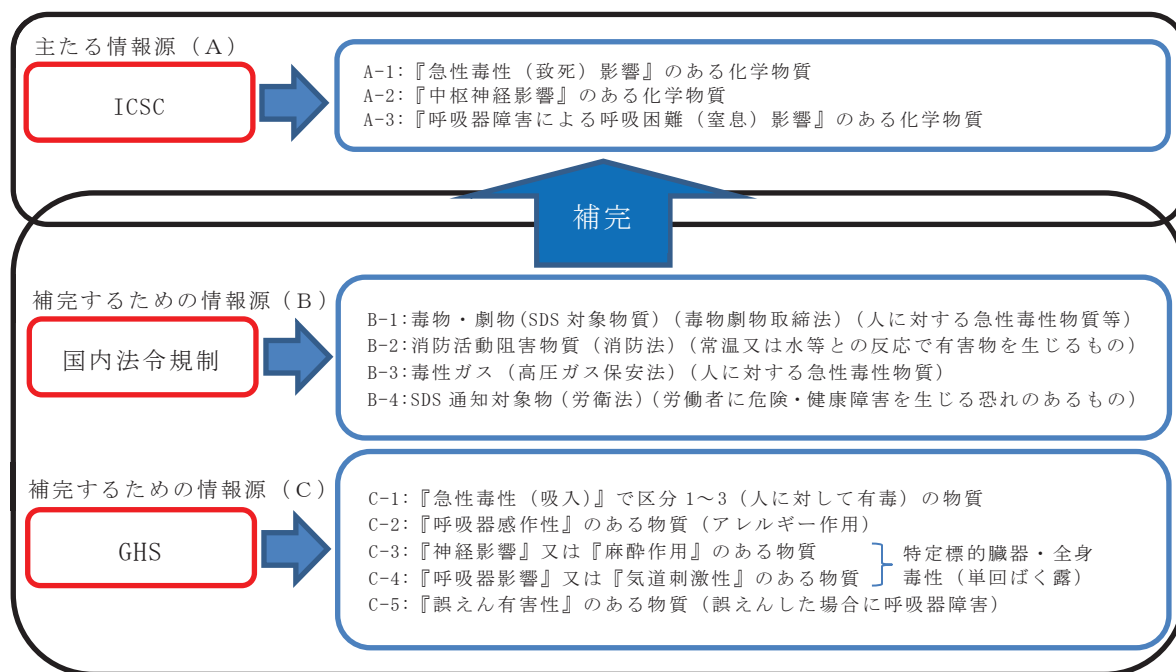


図1 各情報源における急性毒性影響

【出典元】

それぞれの情報源の出典等は以下のとおりである。

A. ICSCカード：医薬品食品衛生研究所『国際化学物質安全性カード（ICSC）日本語版』

・最終更新：令和2年7月21日

B. 各法令

①消防法：危険物の規制に関する政令及びその関連省令

・最新改正：令和3年7月21日総務省令第71号

②毒物及び劇物取締法：医薬品食品衛生研究所『毒物及び劇物取締法（毒劇法）
（2）毒劇物検索用ファイル』

・最終更新：令和2年7月2日

③高圧ガス保安法：一般高圧ガス保安規則

・最新改正：令和3年2月22日経済産業省令第5号

④労働安全衛生法：厚生労働省『職場のあんぜんサイト：表示・通知対象物質の一覧・検索』

・最終更新：令和3年1月1日

C. GHS分類：経済産業省『政府によるGHS分類結果』

・最終更新：令和3年5月

(3) 設定結果

上記の方法により、各情報源から抽出された有毒化学物質の例を表1に示す。

また、窒素及び水素については、表2に示すとおりICSC及びGHSのデータベースにおいていずれも急性毒性に関する記載はないものの、ICSCの吸入の危険性において、「閉ざされた場所では窒息を起こすことがある。」との記載があることから、窒息性ガスも「人に対する悪影響」のある物質として抽出した。

表1 各情報源から抽出された有毒化学物質の調査結果（例）

情報源	影響による分類	代表例	
ICSC	A-1:『急性毒性（致死）影響』のある化学物質	<ul style="list-style-type: none"> ・塩酸 ・ヒドラジン ・硫酸 	<ul style="list-style-type: none"> ・フッ化水素 ・塩素 ・二酸化窒素
	A-2:『中枢神経影響』のある化学物質	<ul style="list-style-type: none"> ・ヒドラジン ・メタノール ・エチレングリコール 	<ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸 ・酸素 ・プロパン
	A-3:『呼吸器障害による呼吸困難（窒息）影響』のある化学物質	<ul style="list-style-type: none"> ・塩酸 ・硫酸 ・フッ化水素 	<ul style="list-style-type: none"> ・プロパン ・硝酸 ・二酸化窒素
国内法令規制物質	B-1:毒物・劇物(SDS 対象物質)（毒物劇物取締法）（人に対する急性毒性物質等）	<ul style="list-style-type: none"> ・アンモニア ・塩酸 ・ヒドラジン 	<ul style="list-style-type: none"> ・メタノール ・フッ化水素 ・水酸化ナトリウム
	B-2:消防活動阻害物質（消防法）（常温又は水等との反応で有害物を生じるもの）	<ul style="list-style-type: none"> ・アセチレン ・生石灰 ・無水硫酸 	<ul style="list-style-type: none"> ・水銀 ・ヒ素 ・フッ化水素
	B-3:毒性ガス（高圧ガス保安法）（人に対する急性毒性物質）	<ul style="list-style-type: none"> ・アンモニア ・ベンゼン ・塩素 	<ul style="list-style-type: none"> ・一酸化炭素 ・硫化水素 ・フッ素
	B-4:SDS 通知対象物（労働法）（労働者に危険・健康障害を生じる恐れのあるもの）	<ul style="list-style-type: none"> ・塩酸 ・ヒドラジン ・メタノール 	<ul style="list-style-type: none"> ・過酸化水素 ・水酸化ナトリウム ・硫酸
GHS	C-1:『急性毒性（吸入）』で区分 1～3（人に対して有毒）の物質	<ul style="list-style-type: none"> ・塩酸 ・ヒドラジン ・硫酸 	<ul style="list-style-type: none"> ・フッ化水素 ・過酸化水素 ・硫化水素
	C-2:『呼吸器感作性』のある物質（アレルギー作用）	<ul style="list-style-type: none"> ・塩酸 ・アセチルサリチル酸 ・クロム 	<ul style="list-style-type: none"> ・ホルムアルデヒド ・ニッケル ・コバルト
	C-3:『神経影響』又は『麻酔作用』のある物質	<ul style="list-style-type: none"> ・アンモニア ・ヒドラジン ・メタノール 	<ul style="list-style-type: none"> ・エチレングリコール ・過酸化水素 ・炭酸ガス
	C-4:『呼吸器影響』又は『気道刺激性』のある物質	<ul style="list-style-type: none"> ・アンモニア ・塩酸 ・ヒドラジン 	<ul style="list-style-type: none"> ・メタノール ・エチレングリコール ・水酸化ナトリウム
	C-5:『誤えん有害性』のある物質（誤えんした場合に呼吸器障害）	<ul style="list-style-type: none"> ・スチレン ・ベンゼン ・トルエン 	<ul style="list-style-type: none"> ・キシレン ・水酸化カリウム

表2 ICSC及びGHSにおける窒素及び水素の記載

	ICSC	GHS
窒素（気体）	<p>【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では空気中の酸素濃度が低下して、窒息を起こすことがある。</p> <p>【短期曝露の影響】 記載無し。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 急性毒性（吸入：ガス）：区分に該当しない 呼吸器感作性：分類できない（データなし）
窒素（液化）	<p>【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では窒息の危険を生じる。</p> <p>【短期曝露の影響】 液体は、凍傷を引き起こすことがある。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 特定標的臓器毒性（単回暴露）：分類できない（データなし） 誤えん有害性：区分に該当しない（分類対象外）
水素	<p>【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では空気中の酸素濃度が低下して、窒息を起こすことがある。</p> <p>【短期曝露の影響】 窒息。冷ガスに曝露すると、凍傷を引き起こすことがある。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 急性毒性（吸入：ガス）：区分に該当しない 呼吸器感作性：分類できない（データなし） 特定標的臓器毒性（単回暴露）：分類できない（データなし） 誤えん有害性：区分に該当しない（分類対象外）

2. 有毒化学物質の抽出

固定源及び可動源の調査では、有毒ガス評価ガイド3.1のとおり、敷地内に保管、輸送される全ての有毒化学物質を調査対象とする必要があることから、以下のとおり調査を行い、女川原子力発電所内で使用される有毒化学物質を抽出した。抽出フローを図2に示す。

(1) 有毒化学物質を含むおそれがある化学物質の抽出

女川原子力発電所において使用される有毒化学物質が含まれるおそれがある化学物質を調査対象範囲とし、以下のとおり実施した。

①設備，機器類

図面類，法令に基づく届出情報等により，対象設備，機器類を抽出した。

②資機材，試薬類

購買記録，点検記録，現場確認等により，対象物品を抽出した。

③生活用品

生活用品については，運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられることから，名称等を整理（類型化）し，抽出した。

(2) 有毒化学物質との照合

2. (1)で抽出した①，②の化学物質について，CAS番号等をもとに，1. (3)で設定した有毒化学物質リストとの照合を行い，有毒化学物質か否か判定を行った。

(3) 抽出した有毒化学物質のリスト化

2. (1)，(2)をとりまとめ，発電所で使用する全ての有毒化学物質としてリスト化した。

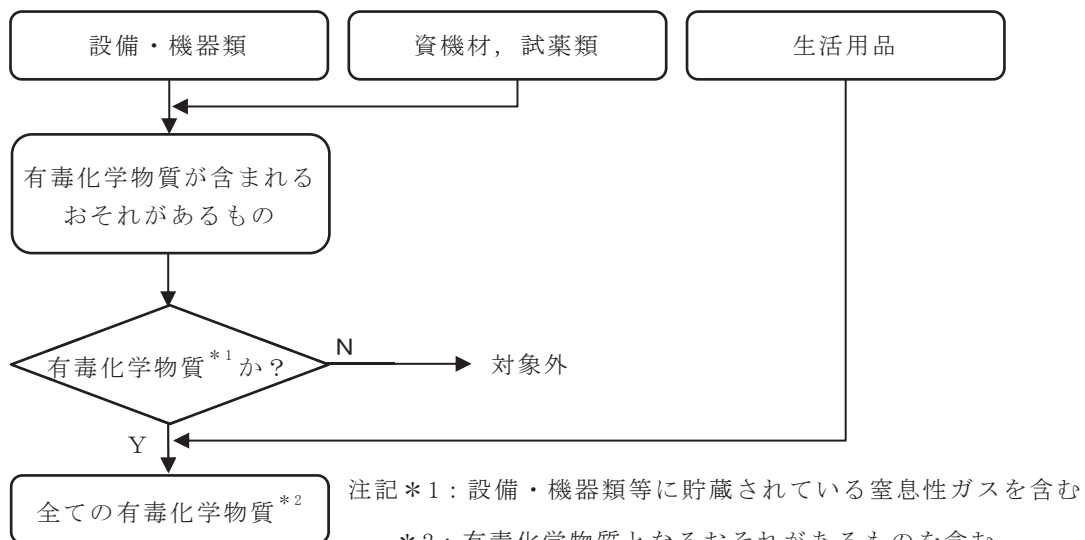


図2 有毒化学物質の抽出フロー

敷地外固定源の特定に係る調査対象法令の選定について

対象とする法令は、環境省の「化学物質情報検索支援システム」にて、化学物質の管理に係る主要な法律として示された法律及び「化学物質の審査及び製造等の規制に関する法律 逐条解説」に示された化学物質に関連する法律の内容を調査し、化学物質の貯蔵を規制している法律を選定した。

また、多量の化学物質を貯蔵する施設として化学工場等の産業施設が想定されることから、経済産業省に関連する法律のうち、特にガスの貯蔵を規制する法律についても選定した。

具体的には、上記の法律のうち貯蔵量等に係る届出義務のある法律を対象として開示請求を実施した。届出情報の開示請求を実施する法律の選定結果を表1に示す。

表1 届出情報の開示請求を実施する法律の選定結果

法律名	貯蔵量等に係る届出義務	開示請求の対象選定
化学物質の審査及び製造等の規制に関する法律	×	×
特定化学物質の環境への排出量の把握等及び管理の改善の促進に関する法律	×	×
毒物及び劇物取締法	○	○
環境基本法	×	×
大気汚染防止法	×	×
水質汚濁防止法	×	×
土壌汚染対策法	×	×
農薬取締法	×	×
悪臭防止法	×	×
廃棄物の処理及び清掃に関する法律	×	×
下水道法	×	×
海洋汚染等及び海上災害の防止に関する法律	×	×
ダイオキシン類対策特別措置法	×	×
ポリ塩化ビフェニル廃棄物の適正な処理の推進に関する特別措置法	×	×
特定物質等の規制等によるオゾン層の保護に関する法律	×	×
フロン類の使用の合理化及び管理の適正化に関する法律	×	×
地球温暖化対策の推進に関する法律	×	×
食品衛生法	×	×
水道法	×	×
医薬品、医療機器等の品質、有効性及び安全性の確保等に関する法律	×	×
建築基準法	×	×
有害物質を含有する家庭用品の規制に関する法律	×	×
労働安全衛生法	×	×
肥料の品質の確保等に関する法律	×	×
麻薬及び向精神薬取締法	○	×*1
覚醒剤取締法	○	×*1
消防法	○	○
飼料の安全性の確保及び品質の改善に関する法律	×	×
放射性同位元素等の規制に関する法律	○	×*2
高压ガス保安法	○	○
液化石油ガスの保安の確保及び取引の適正化に関する法律	○	×*3
ガス事業法	○	○
石油コンビナート等災害防止法	○	×*4

注記*1：貯蔵量の届出義務はあるが、化学物質の使用禁止を目的とした法令であり、主に医療用、研究用などに限定され、取扱量は少量と想定されるため対象外とした。

*2：貯蔵量の届出義務はあるが、対象が放射性同位元素の放射能であることから対象外とした。

*3：貯蔵量の届出義務はあるが、人の健康の保護を目的とした法令ではなく、急性毒性に係る情報もないことから対象外とした。

*4：発電所に最寄りの石油コンビナート等特別防災区域は塩釜地区及び仙台地区であるが、敷地外固定源に係る調査対象範囲外であることから対象外とした。

VI-1-9 その他発電用原子炉の附属施設の説明書

目 次

VI-1-9-3 緊急時対策所の説明書

VI-1-9-3 緊急時対策所の説明書

目 次

VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書

VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書

目 次

- (1) 緊急時対策所の機能に関する説明書（緊急時対策所の有毒ガス防護についてを除く）
- (2) 緊急時対策所の機能に関する説明書（緊急時対策所の有毒ガス防護について）

(注) 「(1) 緊急時対策所の機能に関する説明書（緊急時対策所の有毒ガス防護についてを除く）」の記載内容は、令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画の添付書類「VI-1-9-3-1 緊急時対策所の機能に関する説明書」に同じ。

(1) 緊急時対策所の機能に関する説明書
(緊急時対策所の有毒ガス防護についてを除く)

(2) 緊急時対策所の機能に関する説明書
(緊急時対策所の有毒ガス防護について)

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 有毒ガスに対する防護措置	1
2.2 適用基準及び適用規格等	2
3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計	2
3.1 有毒ガスに対する防護措置	2
3.1.1 固定源に対する防護措置	3
3.1.2 可動源に対する防護措置	3
4. 緊急時対策所の有毒ガス濃度評価	3
4.1 評価条件	3
4.1.1 評価の概要	3
4.1.2 評価事象の選定	4
4.1.3 有毒ガス到達経路の選定	4
4.1.4 有毒ガス放出率の計算	4
4.1.5 大気拡散の評価	4
4.1.6 有毒ガス濃度評価	6
4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値	7
4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合算及び判断基準値との比較	7
4.2 評価結果	8
4.2.1 有毒ガス防護のための判断基準値との比較	8
4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ	8

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 46 条及び第 76 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる緊急時対策所の機能について説明するものである。

なお、技術基準規則第 46 条及びその解釈の改正に伴い、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「指示要員」という。）に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全機能が損なわれることがないように、有毒ガスに対する防護措置について設計するものであり、有毒ガスに対する防護措置以外は、要求事項に変更がないため今回の申請において変更は行わない。

今回は、緊急時対策所の機能のうち、有毒ガスに対する防護措置について説明する。

2. 基本方針

2.1 有毒ガスに対する防護措置

緊急時対策所は、有毒ガスが指示要員に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないように、緊急時対策所内にとどまり必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。

敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。

固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定し、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、指示要員を防護できる設計とする。

2.2 適用基準及び適用規格等

緊急時対策所の機能に適用する基準及び規格等は、以下のとおりとする。

- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）
- ・ 有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（平成 29 年 4 月 5 日原規技発第 1704052 号）
- ・ 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成 21・07・27 原院第 1 号（平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定））
- ・ 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）
- ・ 毒物及び劇物取締法（昭和 25 年法律第 303 号）
- ・ 消防法（昭和 23 年法律第 186 号）
- ・ 高圧ガス保安法（昭和 26 年法律第 204 号）
- ・ ガス事業法（昭和 29 年法律第 51 号）

3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計

3.1 有毒ガスに対する防護措置

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、次のような対策により緊急時対策所内の指示要員に対し、有毒ガスによる影響により、対処能力が著しく低下することがないように考慮し、指示要員が緊急時対策所内にとどまり、事故対策に必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。

緊急時対策所は、固定源に対しては、貯蔵容器全てが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とする。

可動源に対しては、影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることで、指示要員を防護できる設計とする。

なお、有毒化学物質は、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び緊急時対策所から半径10km以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。固定源及び可動源の特定方法及び特定結果については、添付書類「VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書」の「(2) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について）」の「別添1 固定源及び可動源の特定について」に示す。

3.1.1 固定源に対する防護措置

固定源に対しては、貯蔵容器全てが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ること、技術基準規則別記－9に規定される「有毒ガスの発生」はなく、同規則に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置は不要とする設計とする。

指示要員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることの評価については、「4. 緊急時対策所の有毒ガス濃度評価」に示す。

3.1.2 可動源に対する防護措置

可動源に対しては、影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ること、技術基準規則別記－9に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置を不要とする設計とする。

なお、女川原子力発電所には、評価の対象となる可動源はないことを確認している。

4. 緊急時対策所の有毒ガス濃度評価

4.1 評価条件

緊急時対策所の有毒ガス濃度評価に当たって、評価手順及び評価条件を本項において示す。

4.1.1 評価の概要

固定源から放出される有毒ガスにより、緊急時対策所にとどまる指示要員の吸気中の有毒ガス濃度が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることの評価する。

具体的な手順は以下のとおり。

- (1) 評価事象は、固定源については、同時に全ての貯蔵容器が損傷し、当該全ての容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

なお、固定源について、緊急時対策所にとどまる指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が厳しくなるよう評価条件を選定する。

- (2) 評価事象に対して、固定源から発生した有毒ガスが、緊急時対策所の外気取入口に到達する経路を選定する。

- (3) 発電所敷地内の気象データを用いて、有毒ガスの放出源から大気中への放出率及び大気拡散を計算し、緊急時対策所の外気取入口における有毒ガス濃度を計算する。

4.1.2 評価事象の選定

固定源では、評価対象とする貯蔵容器が同時に全て損傷し、当該全ての容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

4.1.3 有毒ガス到達経路の選定

固定源から発生した有毒ガスについては、緊急時対策所の外気取入口に到達する経路を選定する。

有毒ガス到達経路を図4-1に示す。

4.1.4 有毒ガス放出率の計算

固定源は、評価対象とする貯蔵容器全てが損傷し、貯蔵されている有毒化学物質が全量流出することによって発生した有毒ガスが大気中に放出されることを想定し、大気中への有毒ガスの放出率を評価する。

この際、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度への影響を考慮して、固定源の物性、保管状態、放出形態及び気象データ等の評価条件を適切に設定する。

具体的には、敷地外の有毒化学物質については、容器に貯蔵されている有毒化学物質が1時間かけて全量放出されるものとして評価する。

固定源の評価条件を表4-1に示す。

(1) 事象発生直前の状態

事象発生直前まで貯蔵容器に有毒化学物質が貯蔵されているものとする。

(2) 評価の対象とする固定源

有毒ガス評価ガイドに従って選定した敷地外の固定源を対象とする。

評価の対象とする敷地外の固定源を図4-2に示す。

4.1.5 大気拡散の評価

発電所敷地内の気象データを用い、大気拡散を計算して相対濃度を求める。

固定源の大気拡散計算の評価条件を表4-2に示す。

(1) 大気拡散評価モデル

固定源から放出された有毒ガスが、大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot a\delta_i$$

(建屋影響を考慮しない場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \sigma_{yi} \sigma_{zi} U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right)$$

(建屋影響を考慮する場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \Sigma_{yi} \Sigma_{zi} U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right)$$

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻*i*における相対濃度 (s/m³)

$a\delta_i$: 時刻*i*において風向が当該方位 **d** にあるとき $a\delta_i=1$
 時刻*i*において風向が当該方位 **d** にないとき $a\delta_i=0$

σ_{yi} : 時刻*i*における濃度分布の **y** 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_{zi} : 時刻*i*における濃度分布の **z** 方向の拡がりのパラメータ (m)

U_i : 時刻*i*における風速 (m/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

Σ_{yi} : $\left(\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}\right)^{1/2}$

Σ_{zi} : $\left(\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}\right)^{1/2}$

A : 建屋等の風向方向の投影面積 (m²)

c : 形状係数

上記のうち、気象項目（風向、風速及び σ_{yi} 、 σ_{zi} を求めるために必要な大気安定度）については「(2) 気象データ」に示すデータを用いることとする。

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）における相関式を用いて計算する。

(2) 気象データ

2012年1月～2012年12月の1年間における気象データを使用する。

なお、当該気象データの使用に当たっては、当該気象データが、当該気象データを検定年としたF分布検定により、当該気象データを除く至近10年間（2010年1月～2020年12月）の気象データと比較して特に異常な年ではないことを確認している。

(3) 相対濃度の評価点

相対濃度の評価点は、緊急時対策所の外気取入口とする。

(4) 評価対象方位

固定源について、放出点から比較的近距离の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。巻き込みを生じる代表建屋としては、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を選定する。そのため、評価対象とする方位は、放出された有毒ガスが巻き込みを生じる代表建屋の影響を受けて拡散すること、及び巻き込みを生じる代表建屋の影響を受けて拡散された有毒ガスが評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下のa.～c.の条件に該当する方位を選定し、全ての条件に該当する方位を評価対象とする。

- a. 放出点が評価点の風上にあること。
- b. 放出点から放出された放射性物質が、巻き込みを生じる代表建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること。
- c. 巻き込みを生じる代表建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、巻き込みを生じる代表建屋の周辺に0.5L（L：建屋の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件b.に該当する方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点が巻き込みを生じる代表建屋に近接し、0.5Lの拡散領域の内部にある場合は、放出点が風上となる180°を対象とする。その上で、選定条件c.に該当する方位の選定として、評価点から巻き込みを生じる代表建屋+0.5Lを含む方位を選択する。

以上により、固定源が選定条件a.～c.に全て該当する方位はないため、巻き込みの影響はなく、評価対象は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方向のみを評価対象方位とする。

具体的な固定源の評価対象方位は、図4-2に示す。

4.1.6 有毒ガス濃度評価

有毒ガス濃度評価においては、緊急時対策所の外気取入口における濃度を用いる。緊急時対策所の外気取入口に到達する有毒ガスの濃度は、「4.1.4 有毒ガス放出率の計算」及び「4.1.5 大気拡散の評価」の結果を用いて、次式を用いて算出する。

$$C_{ppm(out)} = \frac{C}{M} \times 22.4 \times \frac{T}{273.15} \times 10^6 \quad (\text{ppm})$$

(液体状有毒化学物質の評価)

$$C = E \times \chi / Q \quad (\text{kg/m}^3)$$

(ガス状有毒化学物質の評価)

$$C = q_{GW} \times \chi / Q \quad (\text{kg/m}^3)$$

$C_{ppm(out)}$: 外気濃度 (ppm)

C : 外気濃度 (kg/m^3) = (g/L)

M : 物質のモル質量 (g/mol)

T : 気温 (K)

E : 蒸発率 (kg/s)

q_{GW} : 質量放出率 (kg/s)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値

有毒ガス防護のための判断基準値については、有毒ガス評価ガイドの考え方に従い、NIOSH（米国国立労働安全衛生研究所）で定められているIDLH値（急性の毒性限度）、日本産業衛生学会が定める最大許容濃度等を用いて、有毒化学物質ごとに設定する。固定源の有毒ガス防護のための判断基準値を表4-3に示す。

4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合算及び判断基準値との比較

固定源については、固定源と評価点とを結んだ直線が含まれる1方位及びその隣接方位に固定源が複数ある場合、隣接方位の固定源からの有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合を合算し、合算値が1を超えないことを評価する。

なお、合算に当たり、空気中にn種類の有毒ガスがある場合は、次式により、各有毒ガスの濃度の、それぞれの有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の和を算出する。

$$\text{有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合} = \frac{C_1}{T_1} + \frac{C_2}{T_2} + \dots + \frac{C_i}{T_i} + \dots + \frac{C_n}{T_n}$$

C_i : 有毒ガス*i*の濃度

T_i : 有毒ガス*i*の有毒ガス防護のための判断基準値

4.2 評価結果

4.2.1 有毒ガス防護のための判断基準値との比較

緊急時対策所の外気取入口における，固定源による有毒ガス濃度の評価結果を表4-4に示す。

評価の結果，緊急時対策所の外気取入口における有毒ガス濃度は，アンモニアの有毒ガス防護のための判断基準値（300ppm）を下回る。

なお，評価の対象の固定源として考慮する有毒化学物質はアンモニア1種類であることから，有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の和の算出は実施していない。

4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ

有毒ガスに対する防護措置を考慮して，指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価を行い，固定源に対して有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを確認した。

表 4-1 固定源の評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量
有毒化学物質の種類 (濃度)	アンモニア①* (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	－有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されているため、拡がり面積の設定は不要。	－防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5) －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5)

注記* : 「図 4-2 敷地外固定源 (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、①地点の貯蔵施設を示す。(貯蔵量 : 1500kg, 評価点から発生源を見た方位 : NNW, 距離 : 5900m)

表 4-1 固定源の評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量
有毒化学物質の種類 (濃度)	アンモニア②* (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	－有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1時間で全量放出されているため、拡がり面積の設定は不要。	－防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5) －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5)

注記* : 「図 4-2 敷地外固定源 (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、②地点の貯蔵施設を示す。(貯蔵量 : 1500kg, 評価点から発生源を見た方位 : NW, 距離 : 6300m)

表 4-1 固定源の評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量
有毒化学物質の種類 (濃度)	アンモニア③* (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	－有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1 時間で全量放出されているため、拡がり面積の設定は不要。	－防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5) －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5)

注記* : 「図 4-2 敷地外固定源 (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、③地点の貯蔵施設を示す。(貯蔵量 : 200kg, 評価点から発生源を見た方位 : ESE, 距離 : 3000m)

表 4-1 固定源の評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (一)	有毒ガスを発生するおそれのある有毒化学物質であるアンモニアを貯蔵する施設であり、大気中に有毒ガスを多量に放出させるおそれがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド 3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量
有毒化学物質の種類 (濃度)	アンモニア④* (100%)	情報が得られなかったことから保守的に設定。	－有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。)
拡がり面積	—	敷地外固定源は、1 時間で全量放出されているため、拡がり面積の設定は不要。	－防液堤の有無 (防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無) (解説-5) －電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等) (解説-5)

注記* : 「図 4-2 敷地外固定源 (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、④地点の貯蔵施設を示す。(貯蔵量 : 200kg, 評価点から発生源を見た方位 : NNW, 距離 : 6000m)

表 4-2 大気拡散計算の評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針*を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用。	<p>有毒ガス評価ガイド</p> <p>4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価</p> <p>2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。</p> <p>—大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。</p>
気象データ	<p>女川原子力発電所における1年間の気象データ (2012.1~2012.12)</p> <p>・地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ</p>	当該気象を除く至近10年間(2010年1月~2020年12月)の気象データと比較して特に異常な年ではないこと、また、評価対象とする地理的範囲を代表する気象であることから設定。	<p>有毒ガス評価ガイド</p> <p>4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価</p> <p>1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件(気象条件を含む。)が適切であること。</p> <p>—気象データ(年間の風向、風速、大気安定度)は評価対象とする地理的範囲を代表していること。</p> <p>—評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること。</p>

注記* : 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)

表 4-2 大気拡散計算の評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
実効放出継続時間	1 時間	気象指針*1 の, 想定事故時の大気拡散の評価式 (短時間放出) の適用のため 1 時間と設定。	被ばく評価手法 (内規) 解説 5.13(3) 実効放出継続時間(T) は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。
相対濃度の累積出現頻度	毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積して 97%*2	有毒ガス評価ガイドに示されたとおり設定。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 6)原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること (例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値が用いられていること等。) 被ばく評価手法 (内規) 5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる相対濃度とする。

注記*1:「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定)

*2: 累積出現頻度 97%値が得られない場合においては、累積出現頻度 98%に当たる値を用いる

表 4-2 大気拡散計算の評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	備考									
建屋の影響	(敷地外固定源) ・アンモニア： 考慮しない	発生源から評価点の 離隔が十分あるた め。	有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び 重要操作地点での濃度評価 3) 地形及び建屋等の影響を考慮する 場合には、そのモデル化の妥当性 が示されていること (例えば、三 次元拡散シミュレーションモデル を用いる場合等)。 被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(1)a) 中央制御室のように、 事故時の放射性物質の放出点から比 較的近距離の場所では、建屋の風下 側における風の巻き込みによる影響 が顕著となると考えられる。そのた め、放出点と巻き込みを生じる建屋 及び評価点との位置関係によって は、建屋の影響を考慮して大気拡散 の計算をする必要がある。									
巻き込みを生じる代表建屋	—	—	被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代 表的な建屋として、表 5.1 に示す建 屋を選定することは適切である。 表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象 とする代表建屋の選定例 <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳し い方で代表)</td> </tr> <tr> <td>PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管 破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳し い方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管 破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類										
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 主蒸気管破断	原子炉建屋(建屋影響がある場合) 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳し い方で代表)										
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失 蒸気発生器伝熱管 破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋										

表 4-2 大気拡散計算の評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
評価点	緊急時対策所 外気取入口	有毒ガス評価ガイド に示されたとおり設 定。	有毒ガス評価ガイド 4.4.1 原子炉制御室等外評価点 原子炉制御室等の外気取入口が設置 されている位置を原子炉制御室等外 評価点としていることを確認する。
発生源と評価点の距離	(敷地外固定源) ・アンモニア① : 5900m ・アンモニア② : 6300m ・アンモニア③ : 3000m ・アンモニア④ : 6000m	固定源と評価点の位 置から保守的に設 定。	有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 (3) 調査対象としている固定源及 び可動源に対して、次の項目を確認 する。 －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点 と有毒ガスの発生源との位置関係 (距離、高さ、方位を含む。) －防液堤の有無(防液堤がある場合 は、防液堤までの最短距離、防液 堤の内面積及び廃液処理槽の有 無)(解説-5) －電源、人的操作等を必要とせず に、有毒ガス発生抑制等の効果 が見込める設備(例えば、防液堤 内のフロート等)(解説-5)
評価点から発生源を見た方位	(敷地外固定源) ・アンモニア① : 1方位 : NNW* ・アンモニア② : 1方位 : NW* ・アンモニア③ : 1方位 : ESE* ・アンモニア④ : 1方位 : NNW*	建屋の影響がない場 合には、放出点から 評価点を結ぶ風向を 含む1方位のみを評価 対象方位とする。	被ばく評価手法(内規) 5.1.2(4)b) 建屋の影響がない場合 は、放出点から評価点を結ぶ風向を 含む1方位のみについて計算を行 う。

注記* : 固定源と評価点とを結ぶ直線が含まれる方位。

表 4-3 有毒ガス防護のための判断基準値

有毒化学物質	有毒ガス防護のための判断基準値	選定理由	備考
アンモニア	300ppm	IDLH 値に基づき設定。	<p>有毒ガス評価ガイド 3.2 有毒ガス防護判断基準値の設定 1)～6)の考えに基づき、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を設定していることを確認する。</p>

表 4-4 固定源による有毒ガス影響評価結果（緊急時対策所）

敷地外固定源	評価点から 発生源を見た方位	放出率 (kg/s)	相対濃度 (s/m ³)	評価点における 有毒ガス濃度*1, *2, *3 (ppm)
アンモニア①	NNW	4.2×10^{-1}	4.6×10^{-6}	2.8×10^0
アンモニア②	NW	4.2×10^{-1}	1.7×10^{-5}	1.1×10^1
アンモニア③	ESE	5.6×10^{-2}	1.5×10^{-6}	(1.2×10^{-1})
アンモニア④	NNW	5.6×10^{-2}	4.5×10^{-6}	3.6×10^{-1}

注記*1：括弧内の値は、敷地外固定源が設置されている方位のうち、隣接方位の濃度を合算した値が最も高くなる方位（NW, NNW）及びその隣接方位（WNW, N）に該当しない方位における濃度を示す

*2：外気取入口における濃度。25℃（298.15K）、1気圧におけるアンモニア（モル質量 17.0g/mol）の体積分率

*3：有効数字3桁目を切り上げ

評価点から 発生源を 見た方位	敷地外固定源	評価点における 有毒ガス濃度*1 (ppm)		隣接方位を含めた 有毒ガス濃度の合計*1, *2 (ppm)	有毒ガス 防護のため の判断 基準値*1 (ppm)	評価
N	—	—		—	—	—
NNE	—	—		—	—	—
NE	—	—		—	—	—
ENE	—	—		—	—	—
E	—	—		—	—	—
ESE	アンモニア③	1.2×10^{-1}		1.2×10^{-1}	300	影響なし
SE	—	—		—	—	—
SSE	—	—		—	—	—
S	—	—		—	—	—
SSW	—	—		—	—	—
SW	—	—		—	—	—
WSW	—	—		—	—	—
W	—	—		—	—	—
WNW	—	—		—	—	—
NW	アンモニア②	1.1×10^1		1.5×10^1	300	影響なし
NNW	アンモニア①	2.8×10^0	3.2×10^0	1.5×10^1	300	影響なし
	アンモニア④	3.6×10^{-1}				

注記*1：固定源がない方位に“—”と記載

*2：有効数字3桁目を切り上げ

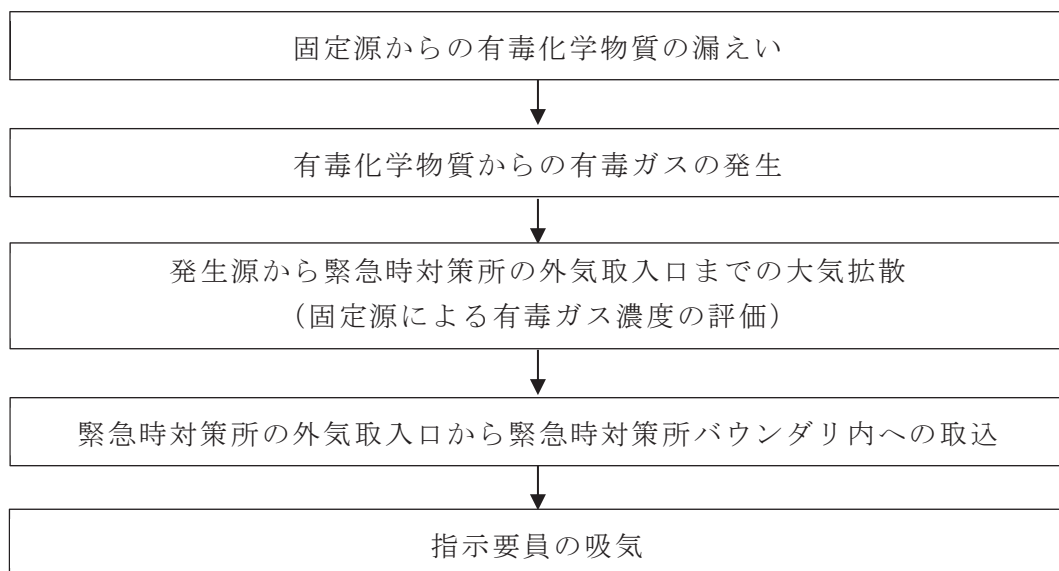


図 4-1 緊急時対策所の有毒ガス到達経路

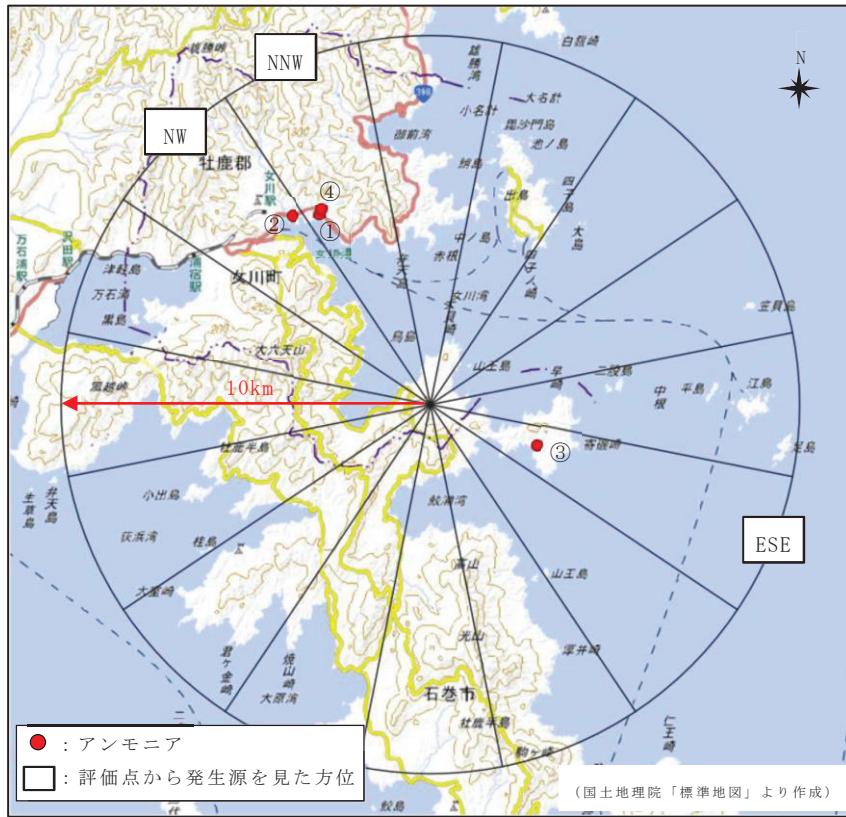


図 4-2 敷地外固定源（アンモニア）

VI-1-10 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

目 次

VI-1-10-1	設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書	
VI-1-10-3	本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
VI-1-10-4	本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画	原子炉冷却系統施設
VI-1-10-5	本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画	計測制御系統施設
VI-1-10-7	本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画	放射線管理施設
VI-1-10-8	本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画	原子炉格納施設
VI-1-10-16	本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画	緊急時対策所

(注) 令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画のうち，「VI-1-10 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」における上記以外の添付書類については，当該設計及び工事の計画の変更に関係せず，記載内容に変更はない。

VI-1-10-1 設計及び工事に係る
品質マネジメントシステムに関する説明書

目 次

	頁
1. 概要.....	1
2. 基本方針.....	1
3. 設計及び工事の計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等.....	3
3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む）.....	3
3.1.1 設計に係る組織.....	3
3.1.2 工事及び検査に係る組織.....	4
3.1.3 調達に係る組織.....	4
3.2 設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー.....	7
3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用.....	7
3.2.2 設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー.....	7
3.3 設計に係る品質管理の方法.....	11
3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化.....	11
3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定.....	11
3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証.....	15
3.3.4 設計における変更.....	28
3.4 工事に係る品質管理の方法.....	28
3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）.....	28
3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施.....	29
3.5 使用前事業者検査の方法.....	30
3.5.1 使用前事業者検査での確認事項.....	30
3.5.2 使用前事業者検査の計画.....	30
3.5.3 検査計画の管理.....	34
3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理.....	34
3.5.5 使用前事業者検査の実施.....	34
3.6 設工認における調達管理の方法.....	39
3.6.1 供給者の技術的評価.....	39
3.6.2 供給者の選定.....	39
3.6.3 調達製品の調達管理.....	39
3.6.4 供給者に対する品質監査.....	42
3.6.5 設工認における調達管理の特例.....	42
3.7 記録，識別管理，トレーサビリティ.....	43
3.7.1 文書及び記録の管理.....	43
3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ.....	47
3.8 不適合管理.....	47

1. 概要

本資料は、設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）及び女川原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき、設工認の技術基準規則等に対する適合性の確保に必要な設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画について記載するとともに、工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画を記載する。

2. 基本方針

本資料では、設工認における、「設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画」及び「工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画」を、以下のとおり説明する。

(1) 設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画

「設計に係る品質管理の方法により行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画」として、以下に示す2つの段階を経て実施した設計の管理の方法を「3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む）」に、実施する各段階について「3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー」に、品質管理の方法について「3.3 設計に係る品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.6 設工認における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理及びトレーサビリティについて「3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ」に、不適合管理の方法について「3.8 不適合管理」に記載する。

また、これらの方法により行った管理の具体的な実績を、様式-1「設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）」（以下「様式-1」という。）に取りまとめる。

- a. 実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認対象設備に対する技術基準規則の条文ごとの基本設計方針の作成
- b. 前項a. で作成した条文ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則の別表第二に示された事項に対して必要な設計を含む技術基準規則等への適合に必要な設備の設計（作成した条文ごとの基本設計方針に対し、設工認申請時点で設置している設備並びに工事を継続又は完了している設備の設計実績等を用いた技術基準規則等への適合に必要な設備の設計を含む。）

これらの設計に係る記載事項には，設計の要求事項として明確にしている事項及びそのレビューに関する事項，設計の体制として組織内外の相互関係，設計・開発の各段階におけるレビュー等に関する事項並びに外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

(2) 工事及び検査に係る品質管理の方法，組織等についての具体的な計画

「工事及び検査に係る品質管理の方法，組織等についての具体的な計画」として，設工認申請時点で設置している設備，工事を継続又は完了している設備を含めた設工認対象設備の工事及び検査に係る品質管理の方法を「3. 設計及び工事の計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には，組織について「3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む）」に，実施する各段階について「3.2 設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー」に，品質管理の方法について「3.4 工事に係る品質管理の方法」及び「3.5 使用前事業者検査の方法」に，調達管理の方法について「3.6 設工認における調達管理の方法」に，文書管理，識別管理及びトレーサビリティについて「3.7 記録，識別管理，トレーサビリティ」に，不適合管理の方法について「3.8 不適合管理」に記載する。

また，これらの工事及び検査に係る品質管理の方法，組織等についての具体的な計画を，様式-1に取りまとめる。

工事及び検査に係る記載事項には，工事及び検査に係る要求事項として明確にする事項及びそのレビューに関する事項，工事及び検査の体制として組織内外の相互関係（使用前事業者検査の独立性，資源管理及び物品の状態保持に関する事項を含む。），工事及び検査に必要なプロセスを踏まえた全体の工程及び各段階における監視測定，妥当性確認及び検査等に関する事項（記録，識別管理，トレーサビリティ等に関する事項を含む。）並びに組織の外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

(3) 設工認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備は，設工認申請時点で設置している設備も含まれているが，これらの設備は，必要な機能・性能を発揮できる状態に維持されていることが不可欠であり，その維持の管理の方法について「4. 適合性確認対象設備の施設管理」に記載する。

(4) 設工認で記載する設計，工事及び検査以外の品質保証活動

設工認に必要な設計，工事及び検査は，設工認品質管理計画に基づく品質マネジメントシステム体制の下で実施するため，上記以外の，責任と権限（保安規定品質

マネジメントシステム計画「5. 経営責任者等の責任」），原子力安全の重視（保安規定品質マネジメントシステム計画「5.2 原子力の安全の確保の重視」），必要な要員の力量管理を含む資源の管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「6. 資源の管理」）及び不適合管理を含む評価及び改善（保安規定品質マネジメントシステム計画「8. 評価および改善」）については，保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。

また，当社の品質保証活動は，健全な安全文化を育成及び維持するための活動と一体となった活動を実施している。

なお，設工認申請時点で設置している設備の中には，現在のような健全な安全文化を育成及び維持するための活動を意識した活動となっていなかった時代に導入している設備もあるが，それらの設備についても現在の健全な安全文化を育成及び維持するための活動につながる様々な品質保証活動を行っている。（添付1「建設当時から品質マネジメントシステム体制」の「別表1」参照）

3. 設計及び工事の計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等

設工認における設計，工事及び検査に係る品質管理は，保安規定品質マネジメントシステム計画として記載している品質マネジメントシステムに基づき実施する。

以下に，設計，工事及び検査，調達管理等のプロセスを示す。

3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む）

設工認に基づく設計，工事及び検査は，図3.1-1に示す本店組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

また，設計（「3.3 設計に係る品質管理の方法」），工事（「3.4 工事に係る品質管理の方法」），検査（「3.5 使用前事業者検査の方法」）並びに調達管理（「3.6 設工認における調達管理の方法」）の各プロセスを主管する箇所を表3.1-1に示す。

表3.1-1に示す各プロセスを主管する箇所の長は，担当する設備に関する設計，工事及び検査並びに調達について，責任及び権限を持ち，各プロセスを主管する箇所に属するグループが実施する設工認に係る活動を統括する。

図3.1-1に示す各主任技術者は，それぞれの職務に応じた監督を行うとともに，相互の職務について適宜情報提供を行い，意思疎通を図る。

設計から工事への設計結果の伝達，当社から供給者への情報伝達等，組織内外や組織間の情報伝達については，設工認に従い確実に実施する。

3.1.1 設計に係る組織

設工認に基づく設計は，図3.1-1に示す設計を主管する箇所（以下「設計を

主管する箇所」という。)が実施する。

なお、本設工認に係る設計の対象は広範囲に及ぶことから、原子力部長の責任の下に、設計に必要な資料(以下「設計資料」という。)の作成を行うため、図3.1-1に示す設工認対応チームの体制を定めて設計に係る活動を実施する。

設工認対応チームの各チームが作成した設計資料については、これらを作成した各チームにおいて、「3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー」及び「3.3 設計に係る品質管理の方法」に示すとおり設計結果となっていることを審査し、設計を主管する箇所において承認する体制とする。

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す設計の段階ごとに様式-1に取りまとめる。

3.1.2 工事及び検査に係る組織

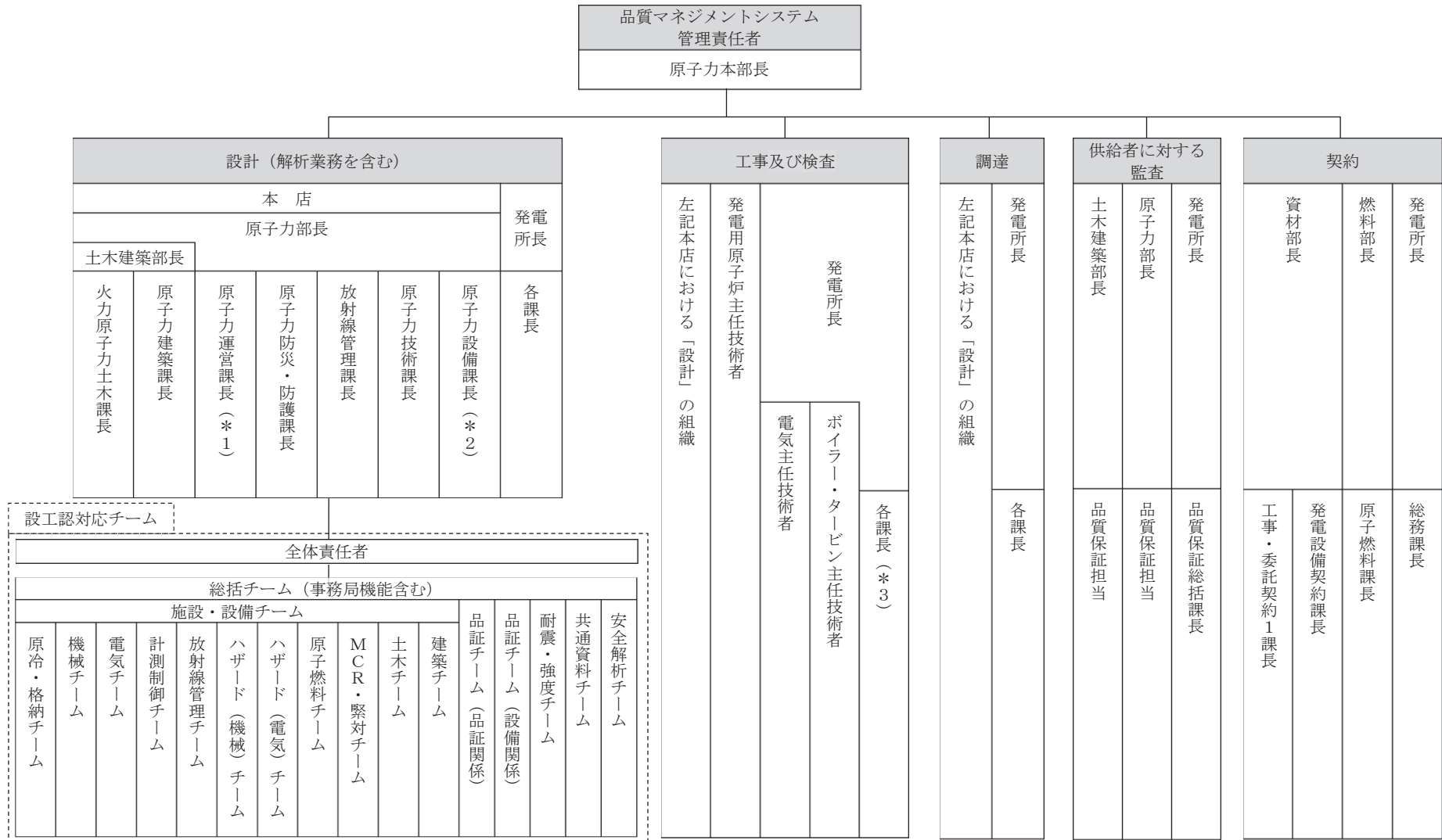
設工認に基づく工事及び検査は、表3.1-1に示す工事を主管する箇所及び検査を担当する箇所を実施する。

また、設工認に基づき実施する施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す工事及び検査の段階ごとに様式-1に取りまとめる。

3.1.3 調達に係る組織

設工認に基づく調達は、表3.1-1に示す本店組織及び発電所組織の調達を主管する箇所を実施する。

また、設工認に基づき実施した、あるいは実施する施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す設計、工事及び検査の段階ごとに様式-1に取りまとめる。



注記*1：本店組織の保安規定の取りまとめを主管する箇所の長
 *2：設工認申請書の提出手続きを主管する箇所の長
 *3：検査の取りまとめを主管する箇所の長は、検査課長

図3.1-1 設工認の各プロセスに関する体制

表3.1-1 各プロセスを主管する箇所

プロセス		主管箇所
3.3	設計に係る品質管理の方法	(本店) 原子力部 原子力運営 原子力防災・防護 放射線管理 原子力技術 原子力設備 土木建築部 火力原子力土木 原子力建築 (発電所) 技術統括部 環境・燃料部 保全部 土木建築部
3.4	工事に係る品質管理の方法	(本店) 原子力部 土木建築部 (発電所) 品質保証部 技術統括部 環境・燃料部 保全部 土木建築部 発電部
3.5	使用前事業者検査の方法	
3.6	設工認における調達管理の方法	(本店) 資材部 燃料部 原子力部 土木建築部 (発電所) 品質保証部 総務部 技術統括部 環境・燃料部 保全部 土木建築部 発電部

3.2 設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

設計及び工事のグレード分けは，原子炉施設の安全上の重要性に応じて，添付2「当社におけるグレード分けの考え方」に示すグレード分けの考え方を適用し，管理を実施する。

ただし，本設工認における設計は，新規制基準施行以前から設置している設備並びに工事を継続又は完了している設備の設計実績等を用いた技術基準規則等への適合性を確保するために必要な設備の設計である。

したがって，本設工認の設計には，設計及び工事のグレード分けによらず，全ての適合性確認対象設備を，「3.3 設計に係る品質管理の方法」に示す設計で管理する。

なお，「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」以降の段階で新たに設計及び工事を実施する場合は，設計及び工事のグレード分けの考え方を適用し，管理を実施する。

3.2.2 設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー

設工認における必要な設計，工事及び検査の流れは，設工認品質管理計画のとおりである。

設工認における設計，工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を表3.2-1に示す。

(1) 実用炉規則別表第二対象設備に対する管理

適合性確認に必要な作業と検査の繋がりを図3.2-1に示す。

設計及び工事を主管する箇所の長又は検査実施責任者は，設計，工事及び検査の各段階において要求事項に対する適合性を確認した上で，次の段階に進める。

また，設計及び工事を主管する箇所の長は，表3.2-1に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対するレビューを実施する。

設計の各段階におけるレビューは，保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3.4 設計開発レビュー」に基づき設計の結果が要求事項を満たせるかどうかを評価し，問題を明確にし，必要な処置を提案する。

適切な段階において図3.1-1に示された箇所で当該設備の設計に関する力量を有する専門家を含めて設計の各段階におけるレビューを実施するとともに，「原子力QMS 文書管理・記録管理要領」に基づき記録を管理する。

設計におけるレビューの対象となる段階を表3.2-1に「*」で明確にする。

なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。

(2) 主要な耐圧部の溶接部に対する管理

設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（表3.2-1における「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。

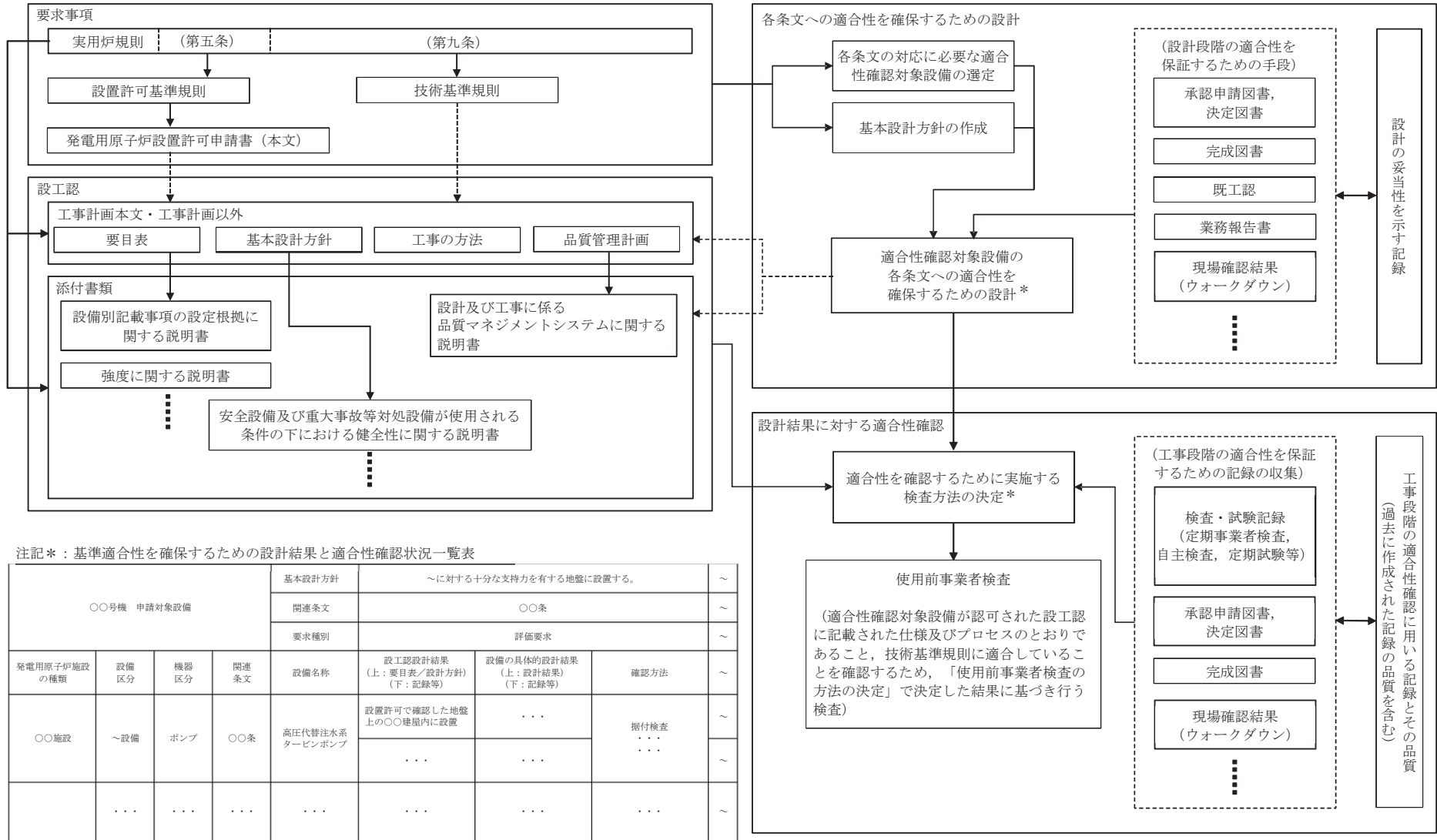


図 3.2-1 適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

表 3.2-1 設工認における設計，工事及び検査の各段階

各段階		保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画 適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化 技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	
	3.3.3(1) *	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 要求事項を満足する基本設計方針の作成
	3.3.3(2) *	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証 基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック
	3.3.4 *	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	3.4.1 *	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証 設工認を実現するための具体的な設計
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	— 適合性確認対象設備の工事の実施
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	— 適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していること
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	7.1 個別業務に必要なプロセスの計画 適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定
	3.5.3	検査計画の管理	— 使用前事業者検査を実施する際の工程管理
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	— 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを確認
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認に必要な，設計，工事及び検査に係る調達管理

注記*：「3.2.2 設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー」でいう，保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3.4 設計開発レビュー」の対応項目

3.3 設計に係る品質管理の方法

設計を主管する箇所の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するための設計として、「要求事項の明確化」、「適合性確認対象設備の選定」、「基本設計方針の作成」、「適合性を確保するための設計」及び「設計のアウトプットに対する検証」の各段階を実施する。

以下にそれぞれの活動内容を示す。

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設工認に必要な要求事項は、以下のとおりとする。

- ・「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（平成25年原子力規制委員会規則第5号）」（以下「設置許可基準規則」という。）に適合しているとして許可された「女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」（以下「設置変更許可申請書」という。）
- ・設置許可基準規則
- ・技術基準規則

また、必要に応じて以下を参照する。

- ・設置変更許可申請書の添付書類
- ・設置許可基準規則の解釈
- ・技術基準規則の解釈

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備に対する技術基準規則等への適合性を確保するため、設置変更許可申請書に記載されている設備及び技術基準規則への対応に必要な設備（運用を含む。）を、実際に使用する際の系統又は構成で必要となる設備を含めて、適合性確認対象設備として以下に従って抽出する。

適合性確認対象設備を明確にするため、設工認に関連する工事において追加・変更となる設備・運用のうち、設工認の対象となる設備・運用を、要求事項への適合性を確保するために実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を考慮しつつ図3.3-1に示すフローに基づき抽出する。

なお、本設工認においては、図3.3-2に示すフロー図に基づき抽出する。

(1) 設計基準対象施設

抽出した結果を様式-2(1/2)「設備リスト（例）（設計基準対象施設）」（以下「様式-2(1/2)」という。）の該当する条文の設備等欄に整理するとともに、設備／運用，既設／新設／改造，追加要求事項に対して必須の設備・運

用の有無，実用炉規則別表第二のうち，要目表に該当の有無，既工認での記載の有無，実用炉規則別表第二に関連する施設・設備・機器区分及び設置変更許可申請書添付書類八主要設備記載の有無等を，様式-2(1/2)の該当する各欄で明確にする。

(2) 重大事故等対処設備

抽出した結果を様式-2(2/2)「設備リスト(例)(重大事故等対処設備)」(以下「様式-2(2/2)」という。)の該当する条文の設備欄に整理するとともに，設置変更許可申請書添付書類八での設備仕様記載の有無，系統，設備種別(既設/新設/改造，常設/可搬)，設備/運用，詳細設計に関する事項及び実用炉規則別表第二に関連する施設・設備・機器区分等を，様式-2(2/2)の該当する各欄で明確にする。

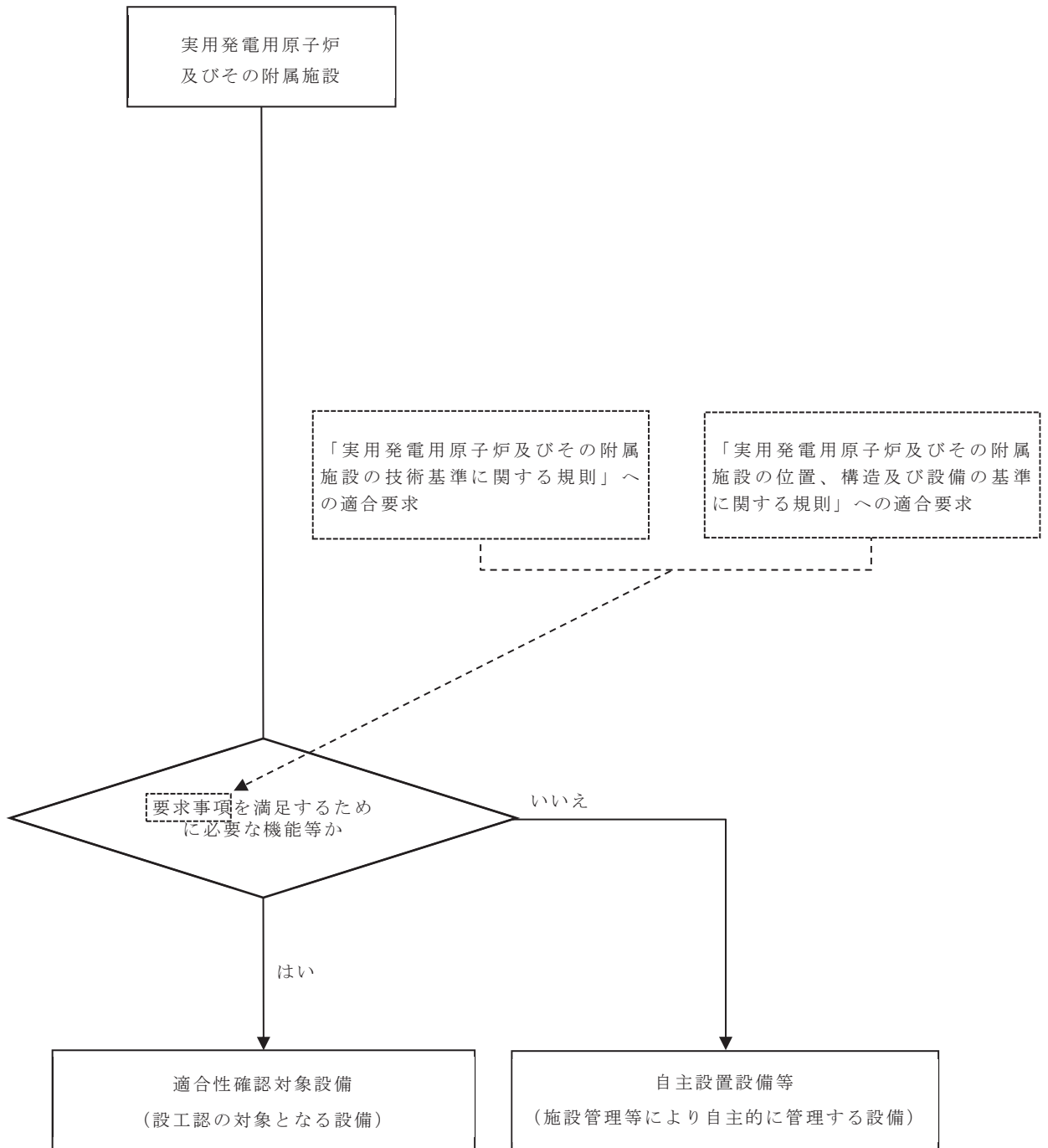


図3.3-1 適合性確認対象設備の抽出について (1)

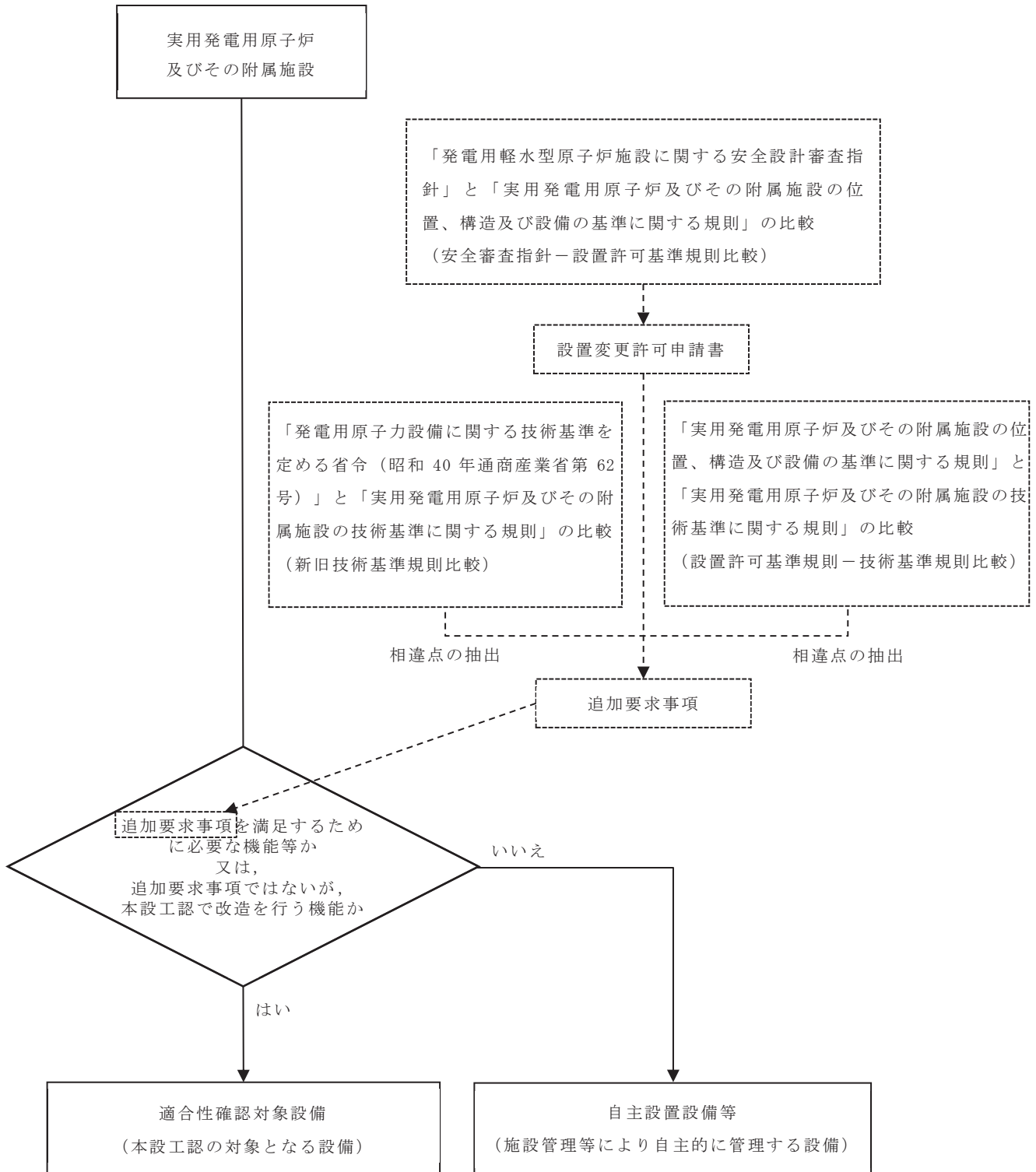


図3.3-2 適合性確認対象設備の抽出について (2)

3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。

- ・「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。
- ・「設計2」として、「設計1」の結果を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。
- ・「設計1」及び「設計2」の結果を用いて、設工認に必要な書類等を作成する。
- ・「設計のアウトプットに対する検証」として、「設計1」及び「設計2」の結果について、検証を実施する。

これらの具体的な活動を以下のとおり実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計1）

設計を主管する箇所の長は、様式-2(1/2)及び様式-2(2/2)で整理した適合性確認対象設備に対する詳細設計を「設計2」で実施するに先立ち、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項に対する設計を漏れなく実施するために、以下により適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にするとともに、技術基準規則の条文ごとに各条文に関連する要求事項を用いて設計項目を明確にした基本設計方針を作成する。

a. 適合性確認対象設備と適用条文の整理

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則への適合に必要な設計を確実に実施するため、以下により、適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。

- (a) 技術基準規則の条文ごとに各施設との関係を明確にし、明確にした結果とその理由を、様式-3「技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方(例)」(以下「様式-3」という。)の「適用要否判断」欄及び「理由」欄に取りまとめる。
- (b) 様式-3に取りまとめた結果を、様式-4(1/2)～(2/2)「施設と条文の対比一覧表(例)」(以下「様式-4」という。)の該当箇所の星取りにて取りまとめることにより、施設ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。
- (c) 様式-2(1/2)及び様式-2(2/2)で明確にした適合性確認対象設備を実用炉規則別表第二の設備区分ごとに、様式-5「設工認添付書類星取表(例)」(以下「様式-5」という。)で機器として整理する。

また、様式-4で取りまとめた結果を用いて、施設ごとに適用される技術基準規則の条番号を明確にし、技術基準規則の各条番号と設工認との関連性を含めて、様式-5で整理する。

b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成

設計を主管する箇所の長は、以下により、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を具体化し、漏れなく適用していくための基本設計方針を技術基準規則の条文ごとに作成する。

なお、基本設計方針の作成に当たっての統一的な考え方を添付3「技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方」に示す。

- (a) 様式-7「要求事項との対比表（例）」（以下「様式-7」という。）に、基本設計方針の作成に必要な情報として、技術基準規則の各条文及びその解釈並びに関係する設置変更許可申請書本文及びその添付書類に記載されている内容を原文のまま引用し、その内容を見ながら、設計すべき項目を基本設計方針として漏れなく作成する。
- (b) 基本設計方針の作成にあわせて、基本設計方針として記載する事項及びそれらの技術基準規則への適合性の考え方（理由）、基本設計方針として記載しない場合の考え方並びに詳細な検討が必要な事項として含めるべき実用炉規則別表第二に示された添付書類との関係を明確にし、それらを様式-6「各条文の設計の考え方（例）」（以下「様式-6」という。）に取りまとめる。
- (c) (a)及び(b)で作成した条文ごとの基本設計方針を整理した様式-7及び基本設計方針作成時の考え方を整理した様式-6並びに「3.3.3(1)a.(b)」で作成した各施設に適用される技術基準規則の条文を明確にした様式-4を用いて、施設ごとの基本設計方針を作成する。
- (d) 作成した基本設計方針を基に、抽出した適合性確認対象設備に対する耐震重要度分類、機器クラス、兼用する際の登録の考え方及び当該適合性確認対象設備に必要な設工認申請書の添付書類との関連性を様式-5で明確にする。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）

設計を主管する箇所の長は、様式-2(1/2)及び様式-2(2/2)で整理した適合性確認対象設備に対し、今回新たに設計が必要な基本設計方針への適合性を確保するための詳細設計を、「設計1」の結果を用いて実施する。

a. 基本設計方針の整理

設計を主管する箇所の長は、基本設計方針（「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」参照）に基づく設計の実施に先立ち、基本設計方針に従った設

計を漏れなく実施するため、基本設計方針の内容を以下の流れで分類し、技術基準規則への適合性の確保が必要な要求事項を整理する。

- (a) 条文ごとに作成した基本設計方針を設計項目となるまとまりごとに整理する。
- (b) 整理した設計方針を分類するためのキーワードを抽出する。
- (c) 抽出したキーワードを基に要求事項を表3.3-1に示す要求種別に分類する。
- (d) 分類した結果を、設計項目となるまとまりごとに、様式-8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」（以下「様式-8」という。）の「基本設計方針」欄に整理する。
- (e) 設工認の設計に不要な以下の基本設計方針を、様式-8の該当する基本設計方針に網掛けすることにより区別し、設計が必要な要求事項に変更があった条文に対応した基本設計方針を明確にする。
 - ・定義（基本設計方針で使用されている用語の説明）
 - ・冒頭宣言（設計項目となるまとまりごとの概要を示し、冒頭宣言以降の基本設計方針で具体的な設計項目が示されているもの）
 - ・規制要求に変更のない既設設備に適用される基本設計方針（既設設備のうち、過去に当該要求事項に対応するための設計が行われており、様式-4及び様式-5で従来の技術基準規則から変更がないとした条文に対応した基本設計方針）
 - ・適合性確認対象設備に適用されない基本設計方針（当該適合性確認対象設備に適用されず、設計が不要となる基本設計方針）
- b. 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（対象設備の仕様の決定含む）

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備を技術基準規則に適合したものとするために、以下により、必要な詳細設計を実施する。

また、具体的な設計の流れを図3.3-3に示す。

- (a) 表3.3-1に示す「要求種別」ごとの「主な設計事項」に示す内容について、「3.7.1 文書及び記録の管理」で管理されている設備図書や「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った供給者からの業務報告書等の記録をインプットとして、基本設計方針に対し、必要な詳細設計の方針（要求機能、性能目標、防護方針等を含む）を定め、適合性確認対象設備が、技術基準規則等の設計要求事項への適合性を確保するための詳細設計を実施する。

なお、以前から設置している設備及び既に工事を着手し、設工認申請時点で設置が完了している設備については、それらの設備が定めた詳細設計

の方針を満たす機能・性能を有していることを確認した上で、設工認申請に必要な設備の仕様等を決定する。

- (b) 様式-6で明確にした、詳細な検討を必要とした事項を含めて詳細設計を実施するとともに、以下に該当する場合は、その内容に従った詳細設計を実施する。

イ. 評価を行う場合

詳細設計として評価（解析を含む）を実施する場合は、基本設計方針を基に詳細な評価方針及び評価方法を定めた上で、評価を実施する。

また、評価の実施において、解析を行う場合は、「3.3.3(2)c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理」に基づく管理により品質を確保する。

ロ. 複数の機能を兼用する設備の設計を行う場合

複数の機能（施設間を含む）を兼用する設備の設計を行う場合は、兼用するすべての機能を踏まえた設計を確実に実施するため、組織間の情報伝達を確実に実施し、兼用する機能ごとの系統構成を把握し、兼用する機能を集約した上で、兼用するすべての機能を満たすよう設計を実施する。

ハ. 設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合

設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合は、設計が行われることを確実にするために、組織間の情報伝達を確実に実施し、設計をまとめて実施する側で複数の対象を考慮した設計を実施したのち、設計を委ねた側においても、その設計結果を確認する。

ニ. 他号機と共用する設備の設計を行う場合

様式-2(1/2)及び様式-2(2/2)を基に他号機と共用する設備の設計を行う場合は、設計が確実に行われることを確実にするため、組織間の情報伝達を確実に実施し、号機ごとの設計範囲を明確にし、必要な設計が確実に行われるよう管理する。

上記イ～ニの場合において、設計の妥当性を検証し、詳細設計方針を満たすことを確認するために使用前事業者検査等及び自主検査等（以下「検査等」という。）を実施しなければならない場合は、条件及び方法を定めた上で実施する。

また、これらの設計として実施したプロセスを様式-1に取りまとめるとともに、設計結果を、様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に整理する。

- (c) 表3.3-1に示す要求種別のうち「運用要求」に分類された基本設計方針

については、本店組織の保安規定の取りまとめを主管する箇所の長にて、保安規定に必要な対応を取りまとめる。

表3.3-1 要求種別ごとの適合性の確保に必要な主な設計事項とその妥当性を示すための記録との関係

要求種別		主な設計事項	設計方針の妥当性を示す記録		
設備	設置要求	<ul style="list-style-type: none"> 必要となる機能・性能を有する設備の選定 	<ul style="list-style-type: none"> 設置変更許可申請書に記載した機能を持つために必要な設備の選定 配置設計 	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 設備図書（図面，構造図，仕様書）等 	
	設計要求	系統構成	<ul style="list-style-type: none"> 目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な具体的な系統構成・設備構成 	<ul style="list-style-type: none"> 設置変更許可申請書の記載を基にした，実際に使用する系統構成・設備構成の決定 	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 有効性評価結果（設置変更許可申請書での安全解析の結果を含む） 系統図 設備図書（図面，構造図，仕様書）等
		機能要求	<ul style="list-style-type: none"> 目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な設備の具体的な仕様 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様設計 構造設計 強度設計（クラスに応じて） 耐震設計（クラスに応じて） 耐環境設計 配置設計 	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 設備図書（図面，構造図，仕様書） インターロック線図 算出根拠（計算式等） カタログ等
		評価要求	<ul style="list-style-type: none"> 対象設備が目的とする機能・性能を持つことを示すための方法とそれに基づく評価 	<ul style="list-style-type: none"> 仕様決定のための解析 条件設定のための解析 実証試験 技術基準規則に適合していることを確認するための解析 	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 解析計画（解析方針） 業務報告書（解析結果） 手計算結果等
運用	運用要求	<ul style="list-style-type: none"> 保安規定で定める必要がある運用方法とそれに基づく計画 	<ul style="list-style-type: none"> 維持又は運用のための計画の作成 	—	

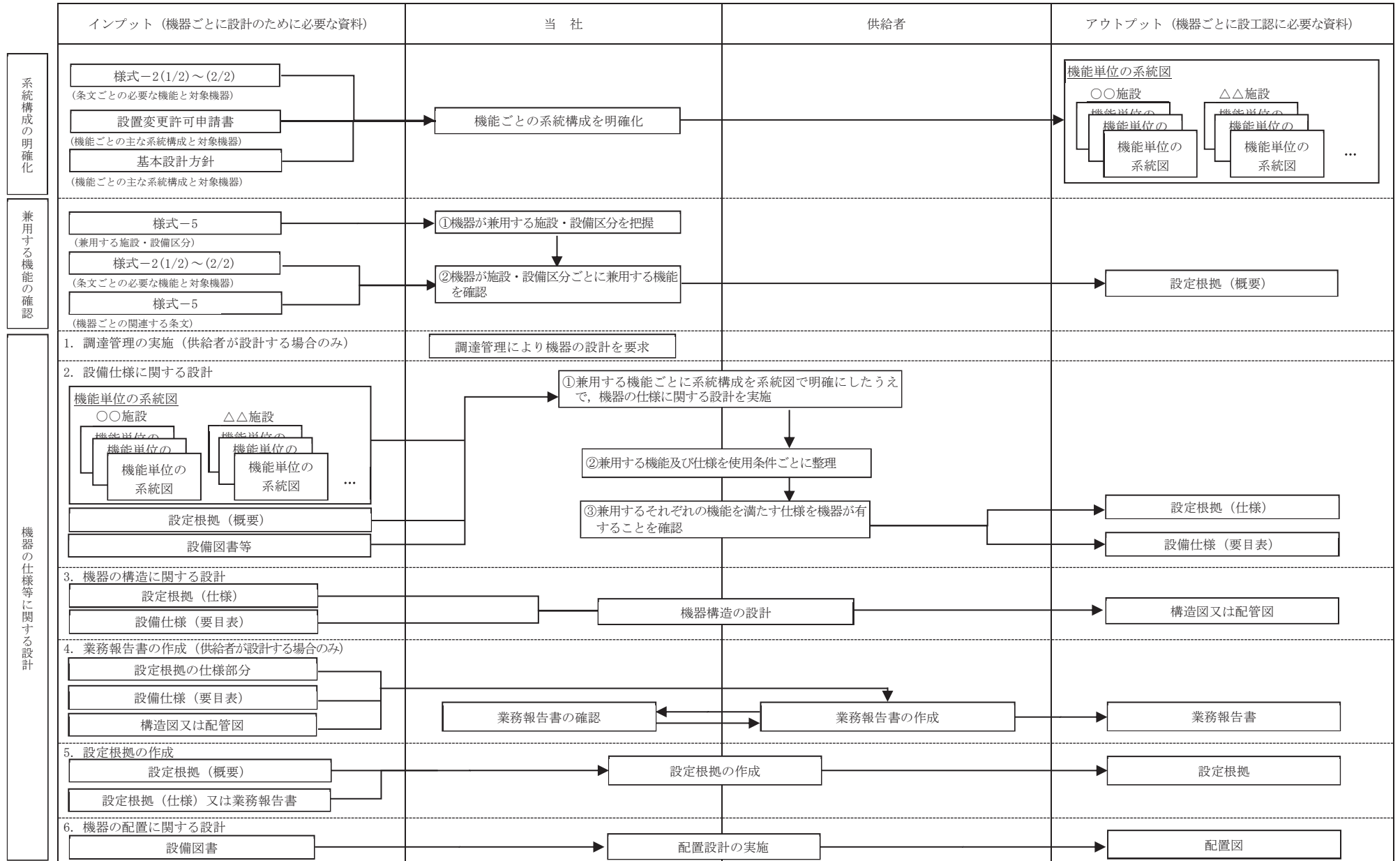


図 3.3-3 主要な設備の設計

c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

設計を主管する箇所の長は、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、以下の活動を実施し、品質を確保する。

(a) 調達による解析の管理

基本設計方針に基づく詳細設計で解析を実施する場合は、解析結果の品質を確保するため、設工認品質管理計画に基づく品質保証活動を行う上で、特に以下の点に配慮した活動を実施し、品質を確保する。

イ. 調達による解析

調達により解析を実施する場合は、解析の信頼性を確保するために、供給者に対し、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成26年3月発行、一般社団法人原子力安全推進協会）」を反映した以下に示す管理を確実にするための品質マネジメントシステム体制の構築等に関する調達要求事項を仕様書により要求し、それに従った品質マネジメントシステム体制の下で解析を実施させるよう「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達管理を実施する。

なお、解析の調達管理に関する具体的な流れを添付4「設工認における解析管理について」の「別図1」に示す。

(イ) 解析業務を実施するに当たり、あらかじめ解析業務の計画を策定し、解析業務計画書により文書化する。

なお、解析業務計画書には、以下に示す事項の計画を明確にする。

- ・対象とする解析業務の内容、実施体制
- ・解析業務の作業手順（レビュー、審査方法、時期等を含む）
- ・解析結果の検証（検証方法、検証の実施時期）
- ・業務報告書の確認
- ・解析業務の変更管理

(ロ) 解析業務に係る必要な力量を確保するとともに、従事する要員（原解析者・検証者）は必要な力量を有した者とする。

ロ. 計算機プログラム（解析コード）の管理

計算機プログラムは、評価目的に応じた解析結果を保証するための重要な役割を持っていることから、使用実績や使用目的に応じ、計算機プ

プログラムが適正なものであることを以下のような方法により検証し、使用する。

- ・実機運転データとの比較
- ・大型実験又はベンチマーク試験結果との比較
- ・他の計算機プログラムによる計算結果との比較
- ・簡易的なモデル，標準計算事例を用いた解析結果との比較 等

ハ． 解析業務で用いる入力情報の伝達

当社及び供給者は、それぞれの品質マネジメントシステムに基づき文書及び記録の管理を実施していることから、設工認に必要な解析業務のうち、設備又は土木建築構造物を設置した供給者と同一の供給者が主体となって解析を実施する場合は、解析を実施する供給者が所有する図面とそれを基に作成され納入されている当社所有の設備図書で、同じ最新性を確保する。

また、設備を設置した供給者以外の供給者にて解析を実施する場合は、当社で管理している図面を供給者に提供することで、供給者に最新性が確保された図面で解析を実施させる。

ニ． 入力根拠の作成

供給者に、解析業務計画書等に基づき解析ごとの入力根拠を明確にした入力根拠書を作成させ、計算機プログラムへの入力間違いがないか確認させることで、入力根拠の妥当性及び入力データが正しく入力されたことの品質を確保する。

(b) 手計算による自社解析の管理

自社で実施する解析（手計算）は、評価を実施するために必要な計算方法及び入力データを明確にした上で、当該業務の力量を持つ要員が実施する。

また、実施した解析結果に間違いがないようにするために、入力根拠、入力結果及び解析結果について、解析を実施した者以外が確認を実施し、解析結果の信頼性を確保する。

(3) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の「設計1」及び「設計2」に基づき作成した設計資料について、これが設計のインプット（「3.3.1 適合性確認対象設備に対する

要求事項の明確化」及び「3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」参照）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で、要求事項を満たしていることの検証を、原設計者以外の力量を有する者に実施させる。

(4) 設工認申請書の作成

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備を図3.3-4及び図3.3-5のフローに基づき分類し、その結果を様式-2(1/2)及び様式-2(2/2)に取りまとめるとともに、設工認の設計として実施した「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」及び「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」からのアウトプットを基に、設工認に必要な書類等を以下のとおり取りまとめる。

a. 要目表の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果及び図面等の設計資料を基に、実用炉規則別表第二の「記載すべき事項」の要求に従って、必要な事項（種類、主要寸法、材料、個数等）を設備ごとに表（要目表）又は図面等に取りまとめる。

b. 施設ごとの「基本設計方針」及び「適用基準及び適用規格」の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(1)b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」で作成した技術基準規則の条文ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則別表第二に示された発電用原子炉施設の施設ごとの基本設計方針としてまとめ直すことにより、設工認として必要な基本設計方針を作成する。

また、技術基準規則に規定される機能・性能を満足させるための基本的な規格及び基準を、「適用基準及び適用規格」として取りまとめる。

c. 工事の方法の作成

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備等が、期待される機能を確実に発揮することを示すため、当該工事の手順並びに使用前事業者検査の項目及び方法を記載するとともに、工事中の従事者及び公衆に対する放射線管理や他の設備に対する悪影響防止等の観点から特に留意すべき事項を「工事の方法」として取りまとめる。

d. 各添付書類の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への

適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果，図面等の設計資料及び基本設計方針に対して詳細な設計結果や設計の妥当性に関する説明が必要な事項を取りまとめた様式-6及び様式-7を用いて，設工認と実用炉規則別表第二の関係を整理した様式-5を基に添付書類を作成する。

なお，実用炉規則別表第二に示された添付書類において，解析コードを使用している場合には，添付書類の別紙として「計算機プログラム（解析コード）の概要」を作成する。

e. 設工認申請書案のチェック

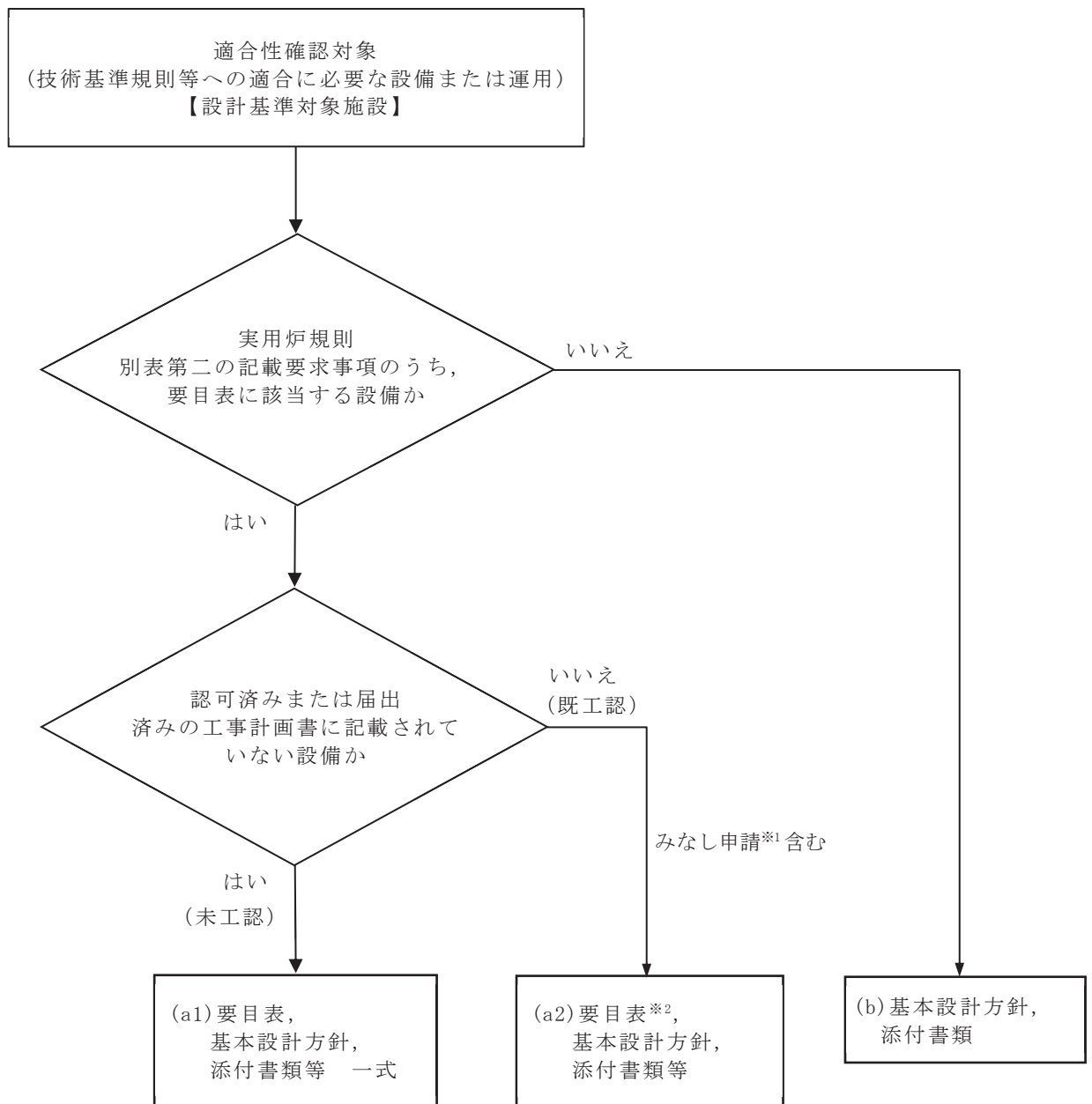
設計を主管する箇所の長は，作成した設工認申請書案について，以下の要領で関係箇所のチェックを受ける。

- (a) 関係箇所でのチェック分担を明確にしてチェックする。
- (b) 関係箇所からチェックの結果としてコメントが付されている場合には，その反映要否を検討し，必要に応じ資料を修正した上で，再度チェックする。
- (c) 必要に応じこれらを繰り返し，設工認申請書案のチェックを完了する。

(5) 設工認申請書の承認

「3.3.3(3) 設計のアウトプットに対する検証」及び「3.3.3(4)e. 設工認申請書案のチェック」を実施した設工認申請書案について，設計を主管する箇所の長は資料を取りまとめ，原子炉施設保安委員会へ付議し，審議及び確認を得る。

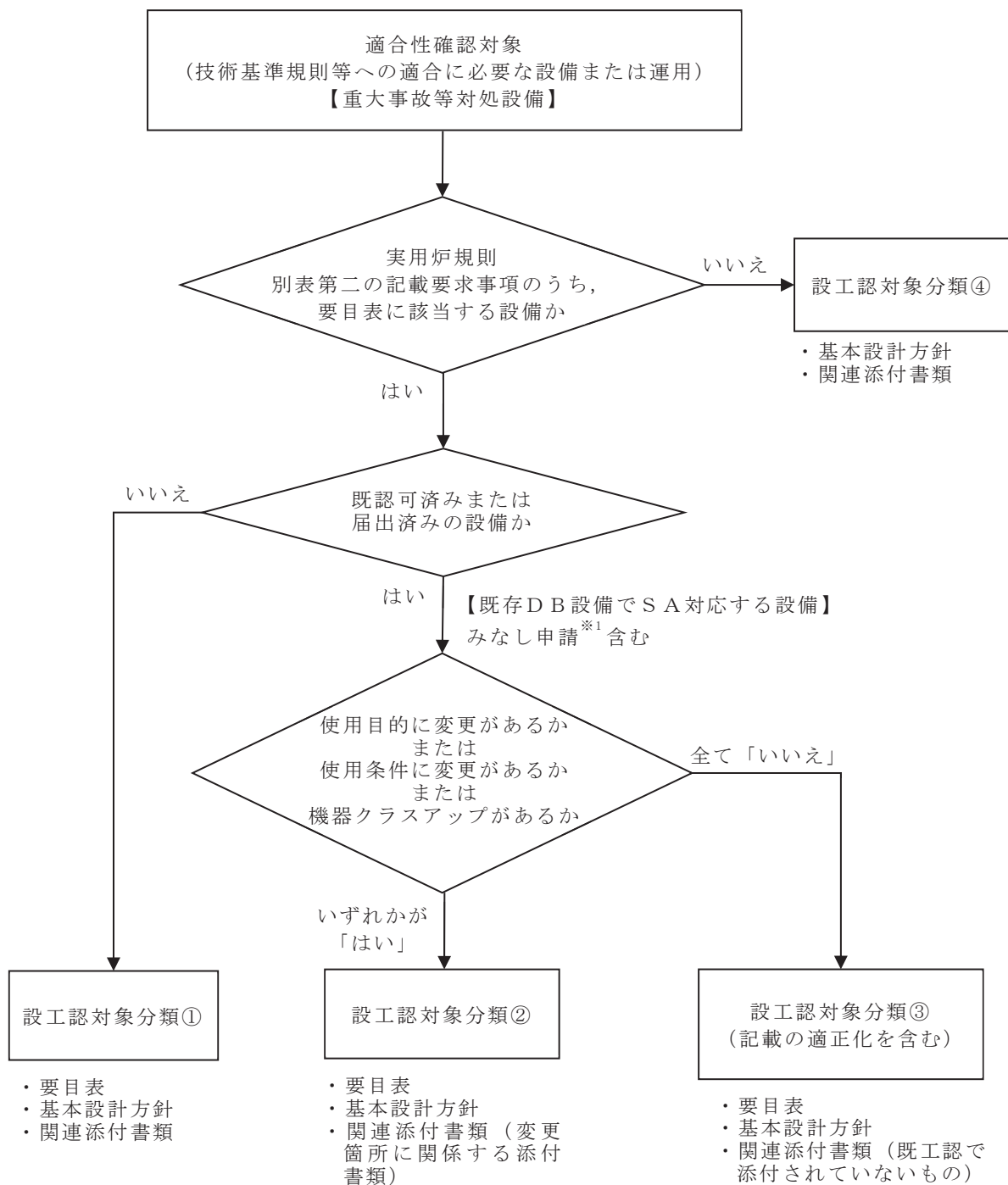
原子炉施設保安委員会の審議及び確認を得た設工認申請書について，原子力部長の承認を得る。



※1：既工認に記載されていないが、現状の实用炉規則に適合している設備

※2：要目表の適正化（記載事項の追加等）を含む

図3.3-4 適合性確認対象設備の設工認に記載する箇所の選定
(設計基準対象施設)



※1:既工認に記載されていないが、現状の实用炉規則に適合している設備

図 3.3-5 適合性確認対象設備の設工認に記載する箇所の選定
(重大事故等対処設備)

3.3.4 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計対象の追加又は変更が必要となった場合、「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）及びその結果を反映した設備を導入するために必要な工事を、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。

3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）

設工認において、工事を主管する箇所の長は、工事段階において、以下のいずれかの方法で、設工認を実現するための設備の具体的な設計（設計3）を実施し、決定した具体的な設計結果を様式-8の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

また、新規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手し設置を終えている設備について、既に実施された具体的な設計の結果が設工認に適合していることを確認し、様式-8の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

(1) 自社で設計する場合

工事を主管する箇所の長は、「設計3」を実施し、「設計2」との照合を行う。また、詳細設計の検証を行う。

設計の妥当性確認については「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で策定する使用前事業者検査にて行う。

(2) 「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達し発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達管理として「設計3」を管理する場合

本店組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、発電所組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として、詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

(3) 「設計3」を発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達しかつ調達管理として「設計3」を管理する場合

発電所組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理

の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、発電所組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として、詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

- (4) 「設計3」を本店組織の工事を主管する箇所の長が調達しかつ調達管理として「設計3」を管理する場合

本店組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、本店組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として、詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。

ただし、設工認に基づき設置する設備のうち、新規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手し工事を継続している設備又は着手し設置を終えている設備については、以下のとおり取り扱う。

- (1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、新規制基準施行以前から設置し設工認に基づく設備としての工事が完了している適合性確認対象設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。

- (2) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、既に工事を着手し設置を完了して調達製品の検証段階の適合性確認対象設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」の段階から実施する。

- (3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備については、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い、着手時点のグレードに応じた工事を継続して実施するとともに、「3.5 使用前事業者検査の方法」の段階から実施する。

なお、この工事の中で使用前事業者検査を実施する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達製品の検証の中で、使用前事業者検査を含めて実施する。

3.5 使用前事業者検査の方法

総括責任者*は、工事を主管する箇所から組織的に独立した者を検査実施責任者として指名する。

工事を主管する箇所の長は、保安規定に基づき使用前事業者検査の計画（検査項目、検査方法及び検査実施時期）を策定する。

検査実施責任者は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「原子力QMS 検査および試験要領」に従い、工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下、検査要領書を制定し、使用前事業者検査を実施する。

注記*：検査の総括的責任を有する者であり、発電所長が担う。

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査では、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために、以下の項目について検査実施責任者が検査を実施する。

- (1) 実設備の仕様の適合性確認
- (2) 実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。

これらの項目のうち、上記(1)を表3.5-1に示す検査として、上記(2)を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA検査」という。）として実施する。

また、QA検査では上記(2)に加え、上記(1)のうち工事を主管する箇所（供給者を含む。）が採取した記録・ミルシート等の信頼性の確認（記録確認検査及び抜取検査の信頼性確保）を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。

3.5.2 使用前事業者検査の計画

工事を主管する箇所の長は、技術基準規則に適合するよう実施した設計結果を示した様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄ごとに設計の妥当性確認を含む使用前事業者検査を「確認方法」欄に取りまとめ、検査項目及び検査方法を明確にする。

ただし、主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査については、「原子力QMS 検査および試験要領」に従い対象範囲を確認し、検査実施時期を定めた検査実施計画を作成する。

なお、使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに表3.3-1の要求種別ごとに表3.5-1に示す確認項目、確

認視点及び主な検査項目を基に、様式－8の「確認方法」欄に取りまとめる。

また、適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を様式－8の「確認方法」欄に取りまとめ、検査項目及び検査方法を明確にする。

検査実施責任者は、使用前事業者検査の実施にあたり、工事を主管する箇所の長が策定した検査計画を以下の観点で確認することにより、検査の信頼性を確保する。

- ① 対象設備に対し、検査項目及び検査方法が適切に設定されていること。
- ② 検査実施時期が設備の工事工程に対して、適切な時期に計画されていること。

個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、特定の条文・様式－8に示された「設工認設計結果（要目表／設計方針）」によらず、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

(1) 使用前事業者検査の方法の決定

使用前事業者検査の実施に先立ち、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに表3.3-1の要求種別ごとに定めた表3.5-1に示す確認項目、確認視点及び主な検査項目の考え方を使得、確認項目ごとの設計結果に関する具体的な検査概要を以下の手順により使用前事業者検査の方法として明確にする。

なお、表3.5-1の主な検査項目ごとの検査概要及び判定基準の考え方を表3.5-2に示す。

- a. 様式－8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」及び「設備の具体的設計結果」欄に記載された内容と該当する要求種別を基に、検査項目を決定する。
- b. 決定された検査項目より、表3.5-2及び「工事の方法」を参照し適切な検査方法を決定する。
- c. 決定した各設備に対する以下の内容を、様式－8の「確認方法」欄に取りまとめる。なお、「確認方法」欄では、以下の内容を明確にする。
 - (a) 検査項目
 - (b) 検査方法

表 3.5-1 要求事項に対する確認項目及び確認の視点

要求種別		確認項目	確認視点	主な検査項目	
設備	設置要求	名称，取付箇所，個数，設置状態，保管状態	設計要求どおりの名称，取付箇所，個数で設置されていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査 	
	設計要求	系統構成	系統構成，系統隔離，可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・機能・性能検査
		機能要求	容量，揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・据付検査 ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査
		評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・状態確認検査
	評価結果を設計条件とする要求事項		内容に応じて，設置要求，系統構成，機能要求として確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・内容に応じて，設置要求，系統構成，機能要求の検査を適用 	
運用	運用要求	手順確認	（保安規定） 手順化されていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・状態確認検査 	

表3.5-2 検査項目、検査概要及び判定基準の考え方について（代表例）

検査項目	検査概要	判定基準の考え方
材料検査	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであること、また関係規格*1*2等に適合することを、記録又は目視により確認する。	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであること、また関係規格等に適合すること。
寸法検査	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内であることを、記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること。
外観検査	・有害な欠陥のないことを記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。
据付検査 (組立て及び据付け状態を確認する検査)	・常設設備の組立て状態並びに据付け位置及び状態が設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・設工認に記載のとおりに設置されていること。
耐圧検査	・技術基準規則の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを、記録又は目視により確認する。	・検査圧力に耐え、異常のないこと。
漏えい検査	・耐圧検査終了後、技術基準規則の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を、記録又は目視により確認する。	・検査圧力により著しい漏えいのないこと。
建物・構築物構造検査	・建物・構築物が設工認に記載のとおり製作され、組み立てられていること、また関係規格*1*2等に適合することを、記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること、また関係規格等に適合すること。
機能・性能検査 特性検査	・系統構成確認検査*3 可搬型設備の実際に使用する系統構成及び可搬型設備等の接続が可能であることを、記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・可搬型設備等の接続が可能なこと。
	・運転性能検査、通水検査、系統運転検査、容量確認検査 設計で要求される機能・性能について、実際に使用する系統状態又は模擬環境により試運転等を行い、機器単体又は系統の機能・性能を、記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・目的とする機能・性能が発揮できること。
	・絶縁耐力検査 電気設備と大地との間に、試験電圧を連続して規定時間加えたとき、絶縁性能を有することを、記録（工場での試験記録等を含む）又は目視により確認する。	・目的とする絶縁性能を有すること。
	・ロジック回路動作検査、インターロック検査、警報検査 電気設備又は計測制御設備について、ロジック確認、インターロック確認及び警報確認等を行い、設備の機能・性能又は特性を、記録又は目視により確認する。	・ロジック、インターロック及び警報が正常に動作すること。
	・外観検査 建物、構築物、非常用電源設備等の完成状態を、記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。 ・設工認に記載のとおりに設置されていること。
	・計測範囲確認検査、設定値確認検査 計測制御設備の計測範囲又は設定値を、記録（工場での校正記録等を含む）又は目視により確認する。	・計測範囲又は設定値が許容範囲内であること。
状態確認検査*4	・設置要求における機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が、設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が適切であること。
	・評価要求に対するインプット条件（耐震サポート等）との整合性確認を、記録又は目視により確認する。	・評価条件を満足していること。
	・運用要求における手順が整備され、利用できることを確認する。	・運用された手順が整備され、利用できること。
基本設計方針に係る検査*5	・機器等が設工認に記載された基本設計方針に従って据付けられ、機能・性能を有していることを確認する。	・機器等が設工認に記載された基本設計方針に従って据付けられ、機能・性能を有していること。
QA 検査	・事業者が設工認に記載された品質管理の方法に従って、設計情報を工事に引継ぎ、工事の実施体制が確保されていることを確認する。	・事業者が設工認に記載された品質管理の方法に従って、設計情報を工事に引継ぎ、工事の実施体制が確保されていること。

注記*1：消防法及びJIS

*2：設計の際に採用した適用基準又は適用規格

*3：通水検査を分割して検査を実施する等、使用時の系統での通水ができない場合に実施（通水検査と同系統である場合には、検査時に系統構成を確認するため不要）

*4：検査対象機器の動作確認は、機能・性能検査を主とするが、技術基準規則54条の検査として、適用可能な手順を用いて動作できることの確認を行う場合は、その操作が可能な構造であることを状態確認検査で確認する。

*5：基本設計方針のうち、各検査項目で確認できない事項を対象とする。

3.5.3 検査計画の管理

検査の取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整の上、発電所全体の主要工程を踏まえた使用前事業者検査工程表を作成し、使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを管理する。

なお、検査計画は、進捗状況に合わせて関係箇所と適宜調整を実施する。

3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

主要な耐圧部の溶接部に係る検査を担当する箇所の長は、溶接が特殊工程であることを踏まえ、製作工程中の検査項目ごとの溶接のプロセス検査を実施するため、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。

また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実施する。

3.5.5 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は、「原子力QMS 検査および試験要領」に基づき、検査要領書を制定、検査体制を確立して使用前事業者検査を実施する。

(1) 使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練

使用前事業者検査に従事する者は、あらかじめ教育・訓練を受講し、検査に必要な力量を有する者とする。

(2) 使用前事業者検査の独立性確保

総括責任者は、工事を主管する箇所から組織的に独立した者を検査実施責任者に指名し、実施体制を構築して検査を行う。

(3) 使用前事業者検査の体制

検査実施責任者は、検査要領書で明確にする使用前事業者検査の体制を図3.5-1に示す当該検査における力量を有する者で構成する。

なお、検査における役務は、以下のとおりとする。

a. 総括責任者（発電所長）

- ・発電所における保安に関する活動を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を統括する。

b. 主任技術者（原子炉主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者）

- ・主任技術者は、担当検査について保安上の観点から検査要領書を確認すると

- ともに、検査を担当する箇所から独立した立場で検査に立会うか記録を確認し、指導・助言を行う。
- ・原子炉主任技術者は、主に原子炉の核的特性や性能に係る事項等、原子炉の運転に関する保安の監督を行う。
 - ・ボイラー・タービン主任技術者は、主に機械設備の構造、機能及び性能に係る事項等、原子力設備の工事、維持及び運用（電氣的設備に係るものを除く。）に関する保安の監督を行う。
 - ・電気主任技術者は、主に電気設備の構造、機能及び性能に係る事項等、電気工作物の工事、維持及び運用（電氣的設備）に関する保安の監督を行う。
- c. 品質保証責任者
- ・品質マネジメントシステムの観点から、検査範囲、検査方法等の妥当性の確認を実施するとともに、検査要領書の制定又は改訂が適切に行われていることを審査する。
- d. 検査実施責任者
- ・総括責任者により指名され、検査に係る権限を行使し実施する責任を有する。
 - ・検査の計画に基づき検査を実施する。
 - ・検査要領書を制定する。また、検査要領書に変更が生じた場合には、変更内容を確認、承認し、関係者に周知する。
 - ・検査結果（合否判定）が技術基準規則に適合していることを最終確認し、若しくは自らが合否判定を実施し、リリース許可するとともに検査成績書の承認を行う。
- e. 検査担当者
- ・検査実施責任者からの指示に従い、検査を実施する。
 - ・検査要領書の検査手順に従い、立会い又は記録確認により、採取されたデータが判定基準を満足していることを確認する。
 - ・検査記録及び検査成績書を作成し、検査実施責任者へ報告する。
- f. 運転操作責任者及び運転操作担当者
- ・運転操作責任者は、検査実施責任者から依頼された運転操作について、運転操作担当者に指示する。
 - ・運転操作担当者は、運転操作責任者から指示された運転操作を実施し、結果を報告する。
 - ・運転操作担当者は、運転操作責任者から指示を受け、検査要領書に記載されている範囲の運転操作について、検査担当者からの指示を受け実施する。
- g. 助勢者
- ・検査実施責任者又は検査担当者からの指示に従い、検査に係る作業を行う。

(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

検査担当者は、適合性確認対象設備が認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「原子力QMS 検査および試験要領」に基づき、「3.5.2(1) 使用前事業者検査の方法の決定」で決定し、様式-8の「確認方法」欄で明確にした確認方法及び「工事の方法」を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成する。

検査要領書には、検査目的、検査対象範囲、検査項目、検査方法、判定基準、検査体制、検査工程、不適合管理、検査手順、検査用測定機器、検査の記録に関する事項及び検査成績書（様式）を記載する。

検査実施責任者は、検査担当者が作成した検査要領書を、品質保証責任者の審査及び主任技術者の確認を経て承認する。

なお、検査要領書には使用前事業者検査の確認対象範囲として含まれる技術基準規則の条文を明確にする。

実施する検査が代替検査となる場合は、「3.5.5(5) 代替検査の確認方法の決定」に従い、代替による使用前事業者検査の方法を決定し、評価結果を検査要領書に添付するとともに、代替検査により実施することを検査要領書（検査項目、検査方法及び判定基準）に記載する。

(5) 代替検査の確認方法の決定

検査実施責任者は、使用前事業者検査の実施にあたり、以下の条件に該当する場合には代替検査の評価を行い、その結果を当該の検査要領書に添付する。

a. 代替検査の条件

代替検査を用いる場合は、通常の方法で検査ができない場合であり、例えば以下の場合をいう。

- (a) 当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）*
- (b) 耐圧検査で圧力を加えることができない場合
- (c) 構造上外観が確認できない場合
- (d) 系統に実注入ができない場合
- (e) 電路に通電できない場合

注記*：「当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）」とは、以下の場合を含む。

- ・材料検査で材料検査証明書（ミルシート）がない場合
- ・寸法検査記録がなく、実測不可の場合

b. 代替検査の評価

検査実施責任者は、代替検査による確認方法を用いる場合、本来の検査目的に対する代替性の評価を実施し、その結果を「3.5.5(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成」で作成する検査要領書の一部として添付し、該当する主任技術者による確認を経て適用する。

なお、検査目的に対する代替性の評価においては、以下の内容を明確にする。

- (a) 設備名称
- (b) 検査項目
- (c) 検査目的
- (d) 通常の方法で検査ができない理由（例を以下に示す）
 - ・既存の発電用原子炉施設に悪影響を及ぼすための困難性
 - ・現状の設備構成上の困難性
 - ・作業環境における困難性等
- (e) 代替検査の手法及び判定基準
- (f) 検査目的に対する代替性の評価*

注記*：記録の代替検査の手法、評価については「3.7.1 文書及び記録の管理」に従い、記録の成立性を評価する。

(6) 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は、検査担当者を指揮して、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で使用前事業者検査を実施する。

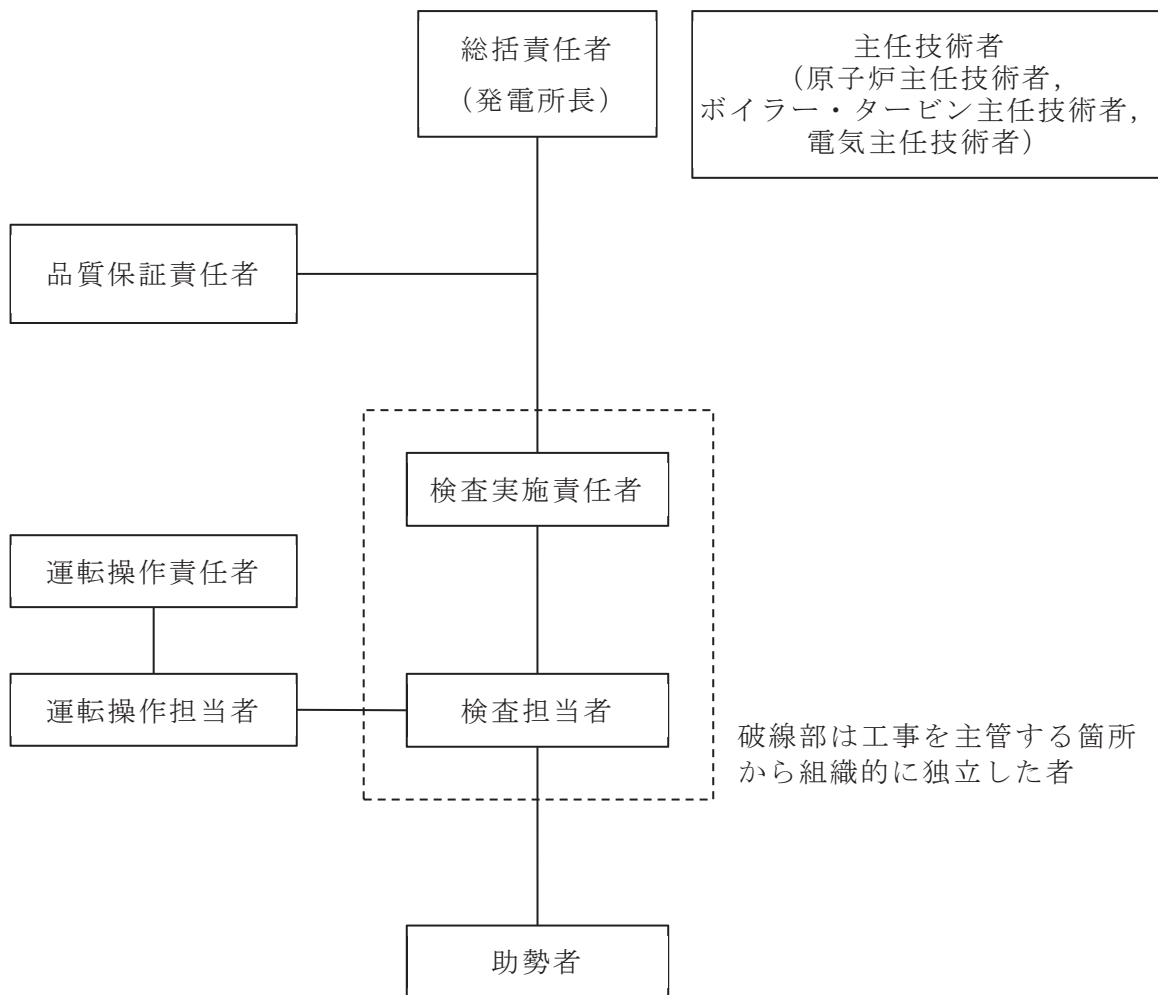
検査担当者は、検査要領書の検査手順に従い、採取されたデータが判定基準を満足していることを確認する。

検査実施責任者は、合否判定を実施し、リリース許可する。

検査担当者は、検査の実施において変更した処置の復旧を確認する。

検査実施責任者は、検査担当者が実施した確認を踏まえ、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを判定する。

検査実施責任者は検査成績書を承認し、品質保証責任者、主任技術者の確認を受け、その後、検査成績書を検査のとりまとめを主管する箇所の長に送付し、検査のとりまとめを主管する箇所の長は、検査成績書を保管、データ掲示を行う。



注：各個別の検査において，関係のない者は除く。

図3.5-1 検査実施体制（例）

3.6 設工認における調達管理の方法

調達を主管する箇所の長は、設工認で行う調達管理を確実にするために、「原子力QMS 調達管理要領」に基づき、以下に示す管理を実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を有することを判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。（添付5「当社における設計管理・調達管理について」の「1. 供給者の技術的評価」参照）

3.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響、供給者の実績等を考慮し、調達の内容に応じたグレード分けの区分（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表2」参照）を明確にした上で、調達に必要な要求事項を明確にし、契約を主管する箇所の長へ供給者の選定を依頼する。

また、契約を主管する箇所の長は、「3.6.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。

3.6.3 調達製品の調達管理

業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて調達管理に係るグレード分けを適用する。

設工認の対象となる要目表に示す適合性確認対象設備で、2011年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策以降に調達した新規設備に対して、調達当時に適用した各機器のグレード分けの区分を様式-9「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）（例）」（以下「様式-9」という。）に取りまとめる。

一般産業用工業品の調達管理の方法及び程度は、原子炉施設の安全機能に係る構造、システム又は機器並びにその部品であって、原子炉施設向けに設計及び製造されたものと同様にグレード分けに従った対応を行う。

設工認に係る品質管理として、仕様書作成のための設計から調達までの各段階の管理及び組織内外の相互関係を添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別図1(1/3)～(3/3)」に示す。

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、原子力安全に及ぼす影響に応じたグレード分けの区分（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表2」参照）を明確にした上で、以下の調達管

理に基づき業務を実施する。

なお、一般産業用工業品については、(1)の仕様書を作成するにあたり、あらかじめ採用しようとする一般産業用工業品について、原子力施設の安全機能に係る機器等として使用するための技術的な評価を行う。

(1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、以下のa. ～p. を記載項目の例として、必要な調達要求事項を記載した仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照）

- a. 原子力安全の重視とコンプライアンスの徹底に関する事項
- b. 供給者が行うべき業務の内容範囲
- c. 適用される法令，指針，基準，規格等
- d. 品質保証計画書の提出に関する事項
- e. 物品及び役務の検証に関する事項
- f. 要員（供給者の発注先（以下「外注先」という。）の要員を含む）の力量確認及び業務の重要性に対する認識に関する事項
- g. 検証または監査のための当社社員，当社が指定する者及び原子力規制委員会職員による供給者への立入りに関する事項（外注先含む）
- h. 仕様書，要領書，図面，検証記録等，当社の検討または承認用に提出する書類及びそれらの提出方法，時期に関する事項
- i. 品質記録の管理に関する事項（保管，管理方法等）
- j. 供給者が行う不適合の報告，処理及び承認に関する事項
- k. 品質マネジメントシステムの程度に関する事項
- l. 健全な安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な事項
- m. 設計条件，製作・据付条件等の技術的事項
- n. 設計・開発に関する事項
- o. 解析業務に関する事項
- p. 一般産業用工業品を調達する場合，原子力特有の設計条件を満たしていることを確認する検査等に係る必要な事項

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、仕様書の調達要求事項に従い、業務の実施に当たって必要な図書（品質保証計画書（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表2」に示すグレードⅠ，Ⅱ及びⅢが該当），作業要領書，検査等の要領書等）を供給者に提出させ、それを審査し確認する等の調達

製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために、グレード分けの区分、調達数量、調達内容等を考慮した調達製品の検証を行う。

なお、供給者先で調達製品の検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び供給者からの出荷の可否の決定の方法を明確にした上で、検証を行う。

また、調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために実施する検証を、以下のいずれか1つ以上の方法により実施する。

a. 検査等

調達を主管する箇所の長又は検査実施責任者は、「原子力QMS 調達管理要領」及び「原子力QMS 検査および試験要領」に基づき工場又は発電所で設計の妥当性確認を含む検査等を実施する。

また、調達を主管する箇所の長又は検査実施責任者は、当社が立会又は記録確認を行う検査等に関して、供給者に以下の項目を例として必要な項目を含む要領書を提出させ、それを当社が事前に審査し、承認した上で、その要領書に基づく検査等を実施する。

- (a) 対象機器名（品名）
- (b) 検査等の項目
- (c) 適用法令，基準，規格
- (d) 検査等の装置仕様
- (e) 検査等の方法，手順，記録項目
- (f) 作業記録，作業実施状況，検査データの確認時期，頻度
- (g) 準備内容及び復旧内容の整合性
- (h) 判定基準
- (i) 検査等の成績書の様式
- (j) 測定機器，試験装置の校正
- (k) 検査員の資格

調達を主管する箇所の長又は検査実施責任者は、設工認に基づく使用前事業者検査として必要な検査等を適合性確認対象設備ごとに実施又は計画し、設備のグレードに応じて管理の程度を決めたのち、「3.5.5 使用前事業者検査の実施」に基づき実施する。

可搬式ポンプ等の一般産業用工業品を購入する場合で、設備個々の機能・性能を調達段階の工事又は検査の段階の中で確認できないものについては、当社

にて受入後に、機能・性能の確認をするための検査等を実施する。

b. 受入検査の実施

調達を主管する箇所の長は、製品の受入に当たり、受入検査を実施し、現品及び記録の確認を行う。

c. 記録の確認

調達を主管する箇所の長は、工事記録等調達した役務の実施状況を確認できる書類により検証を行う。

d. 報告書の確認

調達を主管する箇所の長は、調達した役務に関する実施結果を取りまとめた報告書の内容を確認することにより検証を行う。この内、設計を調達した場合は供給者から提出させる図書に対して設計の検証を実施する。

e. 作業中のコミュニケーション等

調達を主管する箇所の長は、調達した役務の実施中に、適宜コミュニケーションを実施すること及び立会等を実施することにより検証を行う。

f. 供給者に対する品質監査（「3.6.4 供給者に対する品質監査」参照）

3.6.4 供給者に対する品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、供給者に対する品質監査を実施する。

以下に、供給者に対する品質監査を実施する場合の例を示す。

- (1) 定期監査：当社が常態的に業務を発注している供給者について、原則として各社3年ごとに1回、品質保証活動の実施状況を確認する場合。
- (2) 臨時監査：品質保証計画上又は実施上の不備が原因で、製品又は役務に重大な不適合が発生したとき、又はその恐れがあるとき。

また、外注先について、以下に該当する場合は、直接外注先に監査を行う場合がある。

- ・当社が行う供給者に対する監査において、供給者における外注先の品質保証活動の確認が不十分と認められる場合
- ・トラブル等で必要と認めた場合

3.6.5 設工認における調達管理の特例

設工認の対象となる適合性確認対象設備は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を以下のとおり適用する。

なお、要目表に示す適合性確認対象設備で、2011年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策以降に調達した新規設備に対して、調達当時に適

用した各機器のグレード分けの区分を様式－9を用いて示す。

(1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、従来から使用してきた設備又は2011年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策として導入していた設備等、新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備は、設置当時に調達を完了しているため、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づく管理は適用しない。

(2) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(2) 調達製品の管理」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(3) 調達製品の検証」以降については、設工認に基づき管理する。

(3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(1) 仕様書の作成」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(2) 調達製品の管理」以降については、設工認に基づき管理する。

3.7 記録，識別管理，トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計，工事及び検査に係る文書及び記録

「3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む）」の表3.1-1に示す各プロセスを主管する箇所の長は、設計，工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを「原子力QMS 文書管理・記録管理要領」に基づき管理する。

設工認に係る主な記録の品質マネジメントシステム上の位置付けを表3.7-1に示すとともに、技術基準規則等への適合性を確保するための活動に用いる文書及び記録を図3.7-1に示す。

設工認では、主に図3.7-1に示す文書及び記録を使って、技術基準規則等への適合性を確保するための設計，工事及び検査を実施するが、これらの文書及び記録には、女川原子力発電所第2号機の建設当時（1989年8月工事着工）からの記録等、過去の品質マネジメントシステム体制で作成されたものも含まれて

いるが、建設以降の品質マネジメントシステム体制が「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品管規則」という。）の文書及び記録の管理に関する要求事項に適合した体制となっていることから、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づく品質マネジメントシステム体制下の文書及び記録と同等の品質が確保されている。

(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理

設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合、当社が供給者評価等により品質マネジメントシステム体制を確認した供給者で、かつ、対象設備の設計を実施した供給者が所有する設計当時から現在に至るまでの品質が確認された設計図書を、当該設備として識別が可能な場合において、適用可能な設計図書として扱う。

この供給者が所有する設計図書は、当社の文書管理下で表3.7-1に示す記録として管理する。

当該設備に関する設計図書がない場合で、代替可能な設計図書が存在する場合、供給者の品質マネジメントシステム体制を確認し、当該設計図書の設計当時から現在に至るまでの品質を確認することにより、設工認に対する適合性を保証するための代替の設計図書として扱う。

(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

検査実施責任者は、使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合、表3.7-1に示す記録を用いて実施する。

なお、適合性確認対象設備には、新規制基準施行以前から設置している設備、既に工事を着手し設工認申請時点で工事を継続している設備及び既に工事を着手し設工認申請時点で設置を完了している設備並びに一般産業用工業品を使った可搬設備等も含まれているため、検査に用いる文書及び記録の内容が、使用前事業者検査時の適合性確認対象設備の状態を示すものであること（型番の照合、確認できる記載内容の照合又は作成当時のプロセスが適切であること）を確認することにより、使用前事業者検査に用いる記録として利用する。

表3.7-1 記録の品質マネジメントシステム上の位置付け

主な記録の種類	品質マネジメントシステム上の位置付け
承認申請図書， 決定図書	設備の工事中の図書であり，このうち図面等の最新版の維持が必要な図書においては，工事完了後に完成図書として管理する図書
完成図書	品質マネジメントシステム体制下で作成され，建設当時から設備の改造等にあわせて最新版に管理している図書
既工認	設置又は改造当時の工事計画書の認可を受けた図書で，当該工認に基づく使用前検査の合格を以って，その設備の状態を示す図書
設計記録	作成当時の適合性確認対象設備の設計内容が確認できる記録（自社解析の記録を含む）
業務報告書	品質マネジメントシステム体制下の調達管理を通じて行われた，業務結果の記録（解析結果を含む）
供給者から入手した 文書・記録	供給者を通じて入手した，供給者所有の設計図書，製作図書，検査記録，ミルシート等
製品仕様書又は仕様が 確認できるカタログ等	供給者が発行した製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等で，設計に関する事項が確認できる図書
現場確認結果 (ウォークダウン)	品質マネジメントシステム体制下で手順書を作成し，その手順書に基づき現場の適合状態を確認した記録

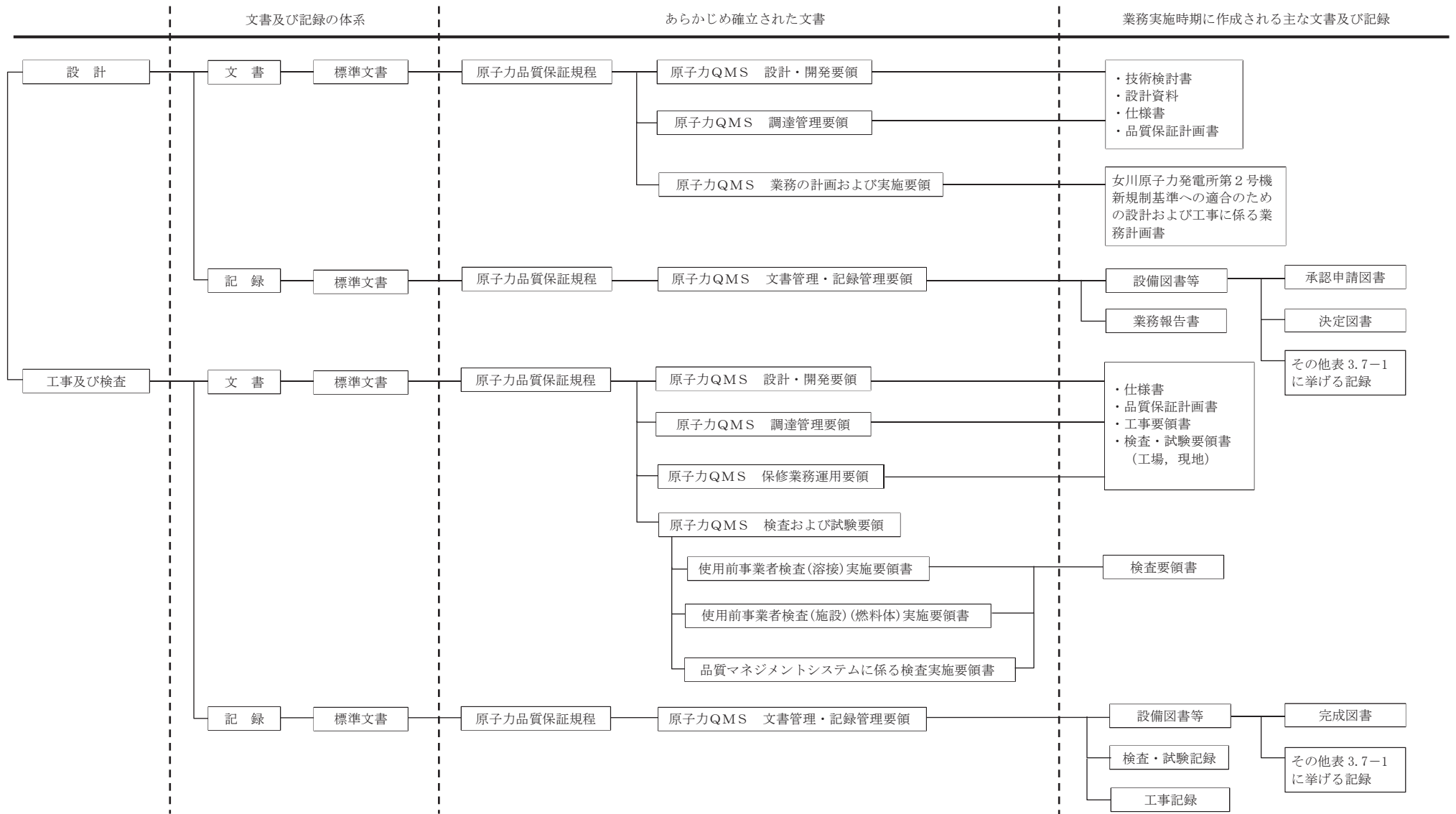


図3.7-1 設計, 工事及び検査に係る品質マネジメントシステムに関する文書体系

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

(1) 測定機器の管理

a. 当社所有の測定機器の管理

(a) 校正・検証

工事を主管する箇所の長は、校正の周期を定め管理するとともに、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証又はその両方を行う。

なお、そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する。

(b) 識別管理

イ. 測定機器管理台帳による識別

工事を主管する箇所の長は、校正の状態を明確にするため、測定機器管理台帳に、校正日及び校正頻度を記載し、有効期限内であることを識別し管理する。

なお、測定機器が故障等で使用できない場合は、使用不可表示や保管場所からの撤去等の適切な識別を実施する。

ロ. 有効期限表示ラベルによる識別

工事を主管する箇所の長は、測定機器の校正の状態を明確にするため、有効期限表示ラベルに必要事項を記載し、測定機器の目立ちやすいところに貼り付ける等により識別する。

b. 当社所有以外の測定機器の管理

工事を主管する箇所の長又は検査実施責任者は、供給者所有の測定機器を使用する場合、「原子力QMS 監視機器および測定機器の管理要領」に基づき、測定機器が適切に管理されていることを確認する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

機器、弁及び配管等について、刻印、タグ、銘板、台帳、塗装表示等にて管理する。

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については「原子力QMS 改善措置活動要領」に基づき処置を行う。

4. 適合性確認対象設備の施設管理

設工認に基づく工事は、「原子力QMS 保修業務運用要領」の「施設管理」の中の「設計および工事の計画の策定」として、施設管理に係る業務プロセスに基づき業務を実施する。

なお、施設管理に係る業務のプロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連を図4-1に示す。

4.1 使用開始前の適合性確認対象設備の保全

適合性確認対象設備の保全は、以下のとおり実施する。

4.1.1 新規制基準施行以前に設置している設備

新規制基準施行以前に設置している設備は、巡視点検又は日常の保守点検（外観点検、動作確認等）等の点検に加え、保全計画の点検計画に従い分解点検、機能・性能試験等を実施し、異常のないことを確認する。

なお、長期停止している設備においては、「原子力QMS 保修業務運用要領」に基づき特別な保全計画を策定し、実施する。

4.1.2 工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

工事を着手し、設置が完了している常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

4.1.3 設工認の認可後に工事を着手し設置が完了する常設又は可搬の設備

設工認の認可後に工事を着手し、設置が完了する常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

4.2 使用開始後の適合性確認対象設備の保全

適合性確認対象設備について、技術基準規則への適合性を使用前事業者検査を実施することにより確認し、適合性確認対象設備の使用開始後においては、施設管理に係る業務プロセスに基づき発電用原子炉施設の安全上の重要度に応じた点検計画を策定し、保全を実施することにより、適合性を維持する。

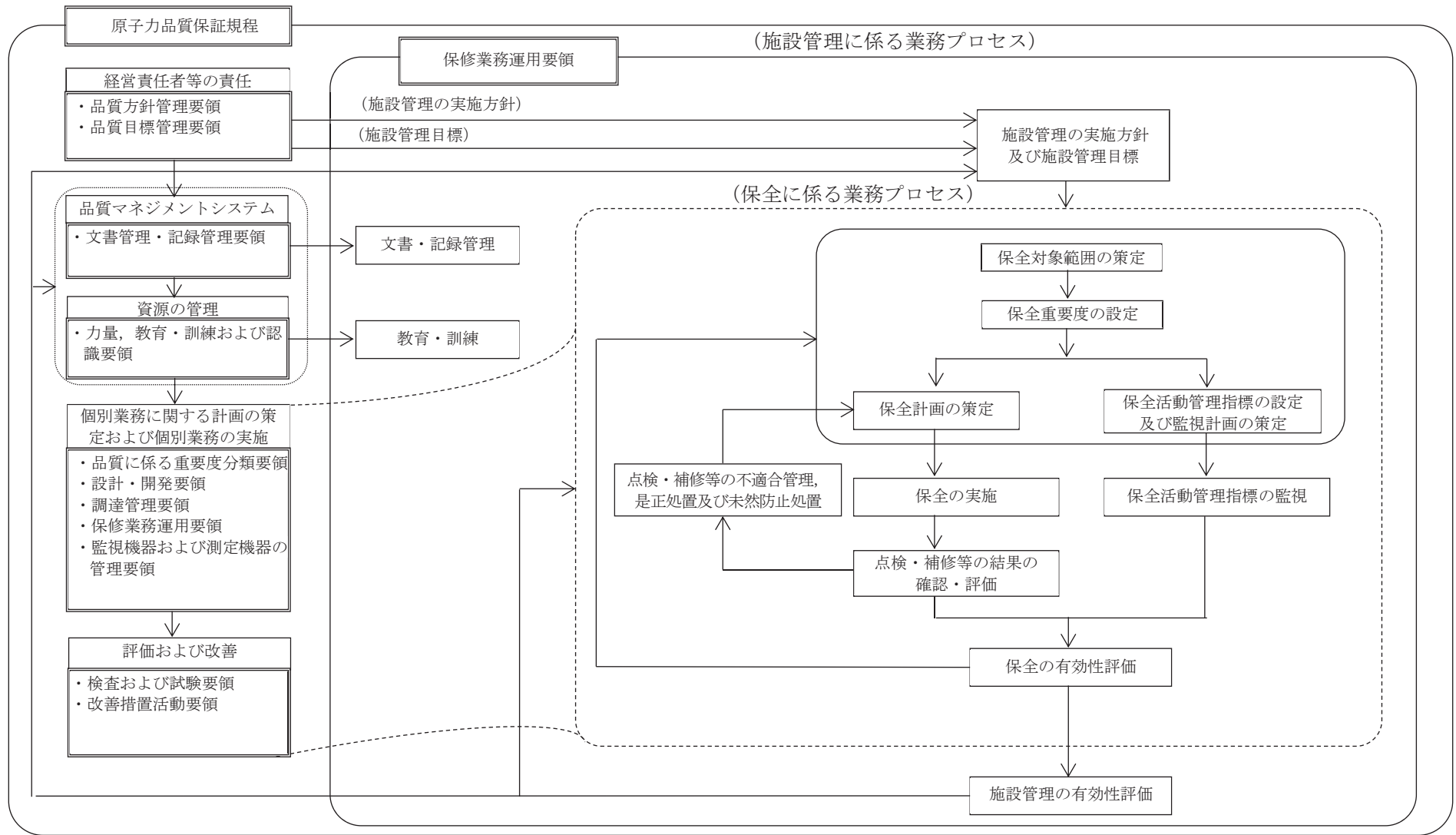


図4-1 施設管理に係る業務プロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係			インプット	アウトプット	他の記録類
		◎：主担当 ○：関連					
		本店	発電所	供給者			
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化					
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定					
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）					
	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）					
	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証					
	3.3.3 (4)	設工認申請書の作成					
	3.3.3 (5)	設工認申請書の承認					
工事 及び 検査	3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）					
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施					
	3.5.2	使用前事業者検査の計画					
	3.5.3	検査計画の管理					
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理					
	3.5.5	使用前事業者検査の実施					
	3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ					

設備リスト（例）（設計基準対象施設）

設置許可/技術 基準規則 条文番号	設置許可基準規則および解釈	技術基準規則および解釈	必要な機能等	設備等	設備/運用	既設/新設 /改造	追加要求事項に対 して必須の設備、 運用か YES:〇 NO:×	実用炉規則別表第 二のうち、要目表 に該当する設備が 記載有:〇 記載無:×	既工事計画に記載 がされていないか 記載有:×	必要な対策が (a1)(a2)(b)のうち、 どこに対応するか	実用炉規則別表第二に関連す る施設・設備・機器区分	設置許可申請 書添付書類八 主要設備記載 有無 記載有:〇 記載無:×	備 考

設備リスト (例) (重大事故等対処設備)

設置許可基準規則／技術基準規則 条文番号	設置許可基準規則および解釈	技術基準規則および解釈	設備 (既設+新設)	添付八設備 仕様記載	系統	設備種別		設備 or 運用 設備:〇 運用:x	詳細設計に関する事項					フローによる 分類	実用炉規則別表第二に 関連する施設・設備・機 器区分	備 考
						既設 or 新設 or 改造	常設 or 可搬		実用炉規則別 表第二の記載 対象設備か？	既工事計画に 記載されてい るか？	使用目的が DBEと異なる か？	使用条件が DBEと異なる か？	重大事故クラ スがDBEと異 なるか？			
									対象:〇 対象外:x	記載有:〇 記載無:x 判定不要:-	異なる:〇 同じ:x 判定不要:-	異なる:〇 同じ:x 判定不要:-	異なる:〇 同じ:x 判定不要:-			

技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方（例）

技術基準規則 第〇〇条(〇〇〇〇〇)		条文の分類		
実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則		実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈		
対象施設	適用要否判断 (○ or △ or - or □)	理由	備考	
原子炉本体				
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設				
原子炉冷却系統施設				
計測制御系統施設				
放射性廃棄物の廃棄施設				
放射線管理施設				
原子炉格納施設				
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備			
	常用電源設備			
	補助ボイラー			
	火災防護設備			
	浸水防護施設			
	補機駆動用燃料設備			
	非常用取水設備			
	敷地内土木構造物			
	緊急時対策所			
共通条文への対応に必要な基本設計方針のみ記載の施設(安全避難通路, 火山, 外部火災防護施設, 竜巻防護施設)				
	【記号説明】	○: 条文要求に追加・変更がある, または追加設備がある。 △: 条文要求に追加・変更がなく, 追加設備もない。 -: 条文要求を受ける設備がない。 □: 保安規定等に維持・管理が必要な追加設備がある。 *: 新規制対応ではないが工事計画手続きが必要な, 改造・取替する設備がある。		

施設と条文の対比一覧表(例) (重大事故等対処設備)

条文		重大事故等対処施設																													
		49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78
		地盤	地震	津波	火災	特重設備	重大事故等対処設備	材料構造	破壊の防止	安全弁	耐圧試験	未臨界	高圧時の冷却	バウンダリの減圧	低圧時の冷却	最終ヒートシンク	CV冷却	CV過圧破損防止	下部溶融炉心冷却	CV水素爆発	原子炉建屋水素爆発	SFP冷却	拡散抑制	水の供給	電源設備	計装設備	原子炉制御室	監視測定設備	緊急時対策所	通信	準用
原子炉施設の種類/分類																															
原子炉本体																															
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設																															
原子炉冷却系統施設																															
計測制御系統施設																															
放射性廃棄物の廃棄施設																															
放射線管理施設																															
原子炉格納施設																															
その他発電用原子炉の付属施設	非常用電源設備																														
	常用電源設備																														
	補助ボイラー																														
	火災防護設備																														
	浸水防護施設																														
	補機駆動用燃料設備																														
	非常用取水設備																														
	敷地内土木構造物																														
	緊急時対策所																														
共通条文への対応に必要な基本設計方針のみ記載の施設(安全避難通路, 火山, 外部火災防護施設, 竜巻防護施設)																															

【記号説明】 ○: 条文要求に追加・変更がある。または追加設備がある。
 -: 条文要求を受ける設備がない。

△: 条文要求に追加・変更がなく、追加設備もない。
 □: 保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。

設工認添付書類星取表（例）

別表第二				機器名称			設計基準対象施設(DB)			重大事故等対処設備(SA)			別表第二 添付書類【記号の定義】○:有 △:既工認済込 □:改造分 ◇:改造分既工認済込 ●or▲:主登録側で整理されるもの -:なし		備考
													施設共通		
発電用原子炉施設の 種類	設備区分	機器区分	機器名称	関連条文	兼用する場合の施設・設備区分			設計基準対象施設(DB)			重大事故等対処設備(SA)			要目表	
					様式2	主登録	兼用登録	耐震重要度分類 (当該施設)	機器クラス (当該設備)	申請区分	設備区分 (当該施設)	機器クラス (当該設備)	申請区分		
			女川2号機 申請対象設備												

各条文の設計の考え方（例）

第〇条（〇〇〇〇〇）					
1. 技術基準の条文，解釈への適合性に関する考え方					
No.	基本設計方針で記載する事項	適合性の考え方（理由）	項-号	解釈	添付書類
2. 設置許可本文のうち，基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			添付書類
3. 設置許可添八のうち，基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			添付書類
4. 詳細な検討が必要な事項					
No.	書類名				

O2 変一 VI-1-10-1 R0

要求事項との対比表 (例)

技術基準規則・解釈	設工認申請書 基本設計方針 (前)	設工認申請書 基本設計方針 (後)	設置許可申請書 本文	設置許可申請書 添付書類八	設置許可, 技術基準規則 及び基本設計方針との対比	備考

基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）

女川2号機 申請対象設備				基本設計方針						
				関連条文		〇〇条		△△条		
				要求種別						
発電用原子炉施設の種別	設備区分	機器区分	関連条文	機器名称	設工認設計結果 (上: 要目表/設計方針) (下: 記録等)	設備の具体的設計結果 (上: 設計結果) (下: 記録等)	確認方法	設工認設計結果 (上: 要目表/設計方針) (下: 記録等)	設備の具体的設計結果 (上: 設計結果) (下: 記録等)	確認方法
技術基準要求設備 (要目表として記載要求のない設備)										

建設当時からの品質マネジメントシステム体制

1970年に公布された米国連邦規則10CFR50付録B「Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants」を参考に、1972年に（社）日本電気協会によって「原子力発電所建設の品質保証手引」（J E A G 4 1 0 1 -1972）が制定された。その後、「原子力発電所の品質保証指針」（J E A G 4 1 0 1 -1981）が制定され、その内容を参考として、当社は「原子力発電所建設の品質保証基本方針」並びにこれらを具体化した文書等を定めることにより最初の品質マネジメントシステム体制を構築した。

これ以降、J E A G 4 1 0 1 の改正を適宜反映しており、女川原子力発電所第2号機（1989年8月工事着工）の建設当時から、発電所の工事に関する品質を確保してきた。

2003年には「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の改正により、品質保証計画書を保安規定に定めることが義務化され、それにあわせて、J E A G 4 1 0 1 から J E A C 4 1 1 1 「原子力発電所における安全のための品質保証規程」に移行されたことを受けて、当社の品質マネジメントシステム体制を再構築した。

2013年には「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（以下「品証規則」という。）が施行され、当社の品質マネジメントシステム体制に品証規則に基づく管理を追加した。

2020年には、「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律」の施行に伴い、品管規則が施行され、当社の品質マネジメントシステム体制は現在に至っている。

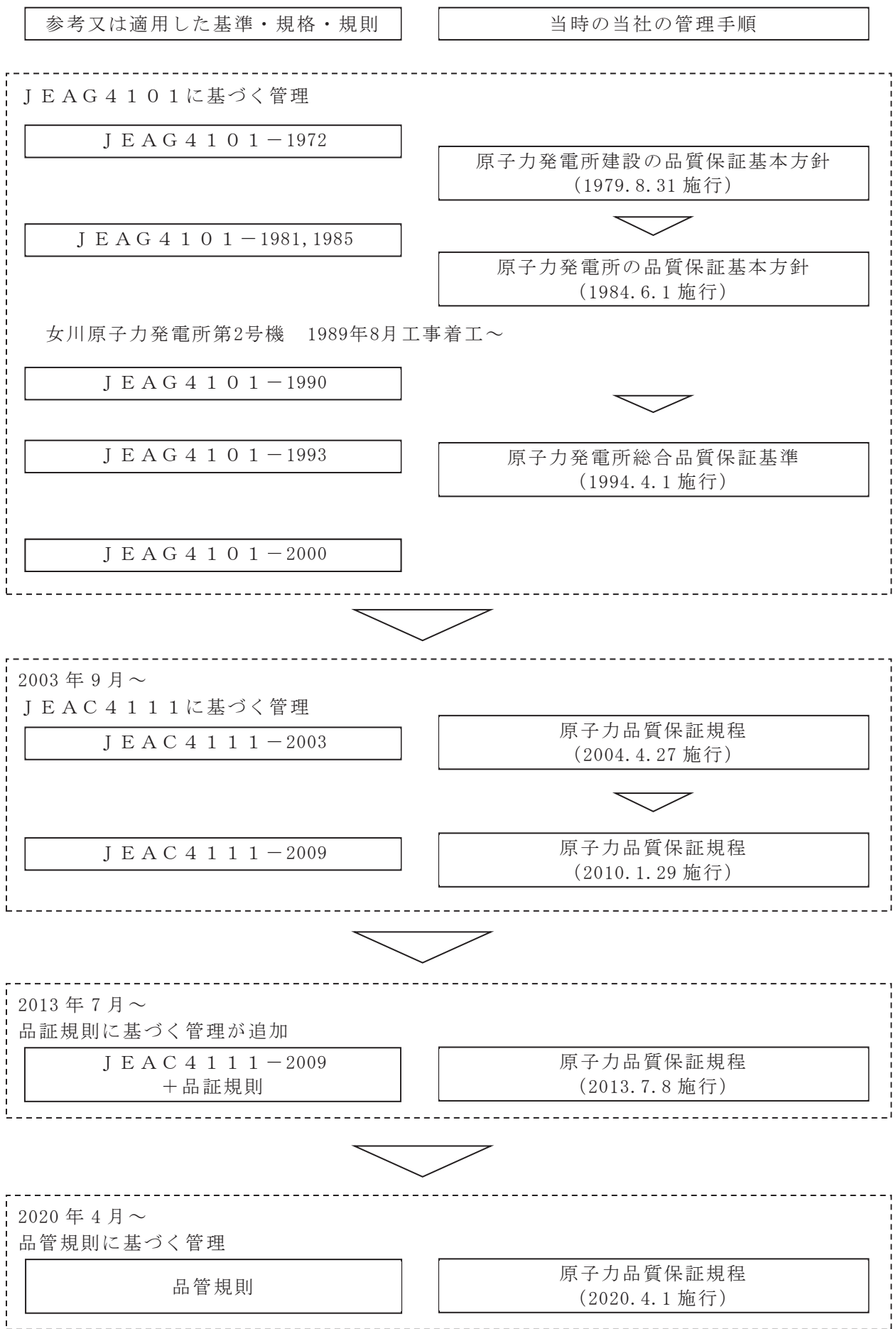
このような品質保証活動の中で、一貫して行ってきた根幹となる品質保証活動について、健全な安全文化を育成及び維持するための活動につながる視点を用いて整理した結果を別表1に示す。

また、建設当時からの文書及び記録に関する管理とそのベースとなる民間規格の変遷及びそれらが品管規則と相違ないことを別図 1 に示す。

別表1 健全な安全文化を育成及び維持するための活動につながる品質保証活動

	品管規則解釈	対応する主なトレイツ又は社内活動
1	原子力の安全及び安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。	(社内活動) 安全文化に関する社内教育及び評価・改善活動の展開全般。 【PA】 全ての人々が安全に対して個人として責任を負っている。
2	風通しの良い組織文化が形成されている。	【WE】 信頼と敬意が組織に浸透し、相互尊重の職場環境が形成されている。 【CO】 コミュニケーションでは原子力安全に焦点をあて続けている。
3	要員が、自らが行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。	【PA】 全ての人々が安全に対して個人として責任を負っている。
4	全ての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。	【DM】 原子力安全を支える、あるいは影響する意思決定は、体系的、厳格で、徹底したものである。
5	要員が、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対する自己満足を戒めている。	【QA】 一人ひとり、自己満足に陥ることなく、現在の状態、前提、異常、活動に絶えず疑問を持ち続け、エラーや不適切な行動に至るかもしれない矛盾を摘出している。
6	原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。	【PI】 安全性に影響を与える可能性がある問題は、その重要性に応じて、速やかに特定され、十分に評価され、速やかに対処、是正されている。
7	安全文化に関する内部監査及び自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。	【CL】 継続して学習する機会が重視され、探し求められ、実施されている。
8	原子力の安全には、セキュリティが関係する場合があることを認識して、要員が必要なコミュニケーションを取っている。	(社内活動) セキュリティに関する社内教育。 【CO】 コミュニケーションでは原子力安全に焦点をあて続けている。

凡例【 】：「原子力QMS 安全文化管理要領」安全文化のあるべき姿の属性



別図1 文書及び記録に関する管理と文書体系の変遷

当社におけるグレード分けの考え方

当社では業務の実施に際し、保安活動の重要度に応じて、グレード分けの考え方を適用している。

設計管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」）及び調達管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」）に係るグレード分けの基本的な考え方については、以下のとおりである。

1. 当社におけるグレード分けの考え方

当社におけるグレード分けの考え方は、「原子力QMS 品質に係る重要度分類要領」に規定しており、その内容を別表1に示す。

グレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて行っており、「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「重要度分類指針」という。）に基づく安全上の機能別重要度と、発電への影響度に応じて設定した重要度に応じて、クラスⅠ～Ⅳに分類している。

また、重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）の重要度分類については、クラスⅠを原則とする。ただし、SA設備の中で原子力特有の技術仕様を要求しないものを調達する場合は、クラスⅠ以外とすることを許容し、その場合は、調達文書において重要度を明確にする。

2. 設計管理におけるグレード分けの適用

設計管理に関する品質保証活動については、保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3 設計開発」を適用することから、「原子力QMS 設計・開発要領」に基づき、設計管理対象を判断して設計管理を実施している。

設計管理におけるグレード分けは、1.項の重要度分類のクラスⅠ～Ⅳに基づき、グレード区分Ⅰ～Ⅳに区分し、設計プロセスにおいて重みづけを行う。

保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」を適用する場合の活動内容とその標準的な業務フローを別図1(1/3)に示す。

3. 調達管理におけるグレード分けの適用

調達管理における品質保証活動については、保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.4 調達」を適用することから、原子力安全に必要な製品及び役務のすべての調達業務に対し、「原子力QMS 調達管理要領」に基づき、調達管理を実施している。

調達管理におけるグレード分けは、1.項の重要度分類のクラスⅠ～Ⅳに基づき、グレード区分Ⅰ～Ⅳに区分し、グレード分けを実施している。

調達管理のグレードに応じた要求項目と適用について、別表2に示す。

なお、具体的な適用は個々の設備により異なることから、仕様書で明確にしている。

また、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.4 調達」を適用する場合の活動内容とその標準的な業務フローを別図1(2/3)及び別図1(3/3)に示す。

別表1 品質に係る重要度分類

重要度分類	定義
クラスⅠ	<ul style="list-style-type: none"> ・重要度分類指針のクラス1に属する設備・系統等 ・その設備・系統等の不具合が発電所の運転停止または出力低下に直接つながる設備・系統等 ・その設備・系統等の不具合が放射性物質の管理区域外への放出につながる設備・系統等 ・「保安規定」第1編第4章「運転管理」・第3節「運転上の制限」に規定される設備・系統等
クラスⅡ	<ul style="list-style-type: none"> ・重要度分類指針のクラス2に属する設備・系統等 ・その設備・系統等の不具合が長時間継続すると、発電所の運転停止または出力低下につながる設備・系統等 ・その設備等の不具合が長時間継続すると、放射性物質の管理区域外への放出につながる設備・系統等
クラスⅢ	<ul style="list-style-type: none"> ・重要度分類指針のクラス3に属する設備・系統等 ・その設備・系統等の不具合が、発電所の運転停止・出力低下または放射性物質の管理区域外への放出にはつながらない設備・系統等（発電所の付帯設備を除く）
クラスⅣ	<ul style="list-style-type: none"> ・クラスⅠ，Ⅱ，Ⅲ以外の設備・系統等（発電所の付帯設備）

別表2 調達管理グレード表

要 求 項 目	グレード			
	I	II	III	IV
1. 調達物品等要求事項				
(1) 供給者が行うべき業務の内容範囲	○	○	○	○
(2) 適用される法令, 指針, 基準, 規格等	○	○	○	○
(3) 技術的事項 (設計条件, 製作・据付条件等)	○	○	○	○
(4) 提出書類に関する事項	○	○	○	○
(5) 設計・開発に関する事項	※1			
(6) 検証または監査のための供給者 (供給者の調達先含む) への立入りに関する事項	○	○	○	○
(7) 供給者の調達先に対する評価 (技術的能力, 品質保証体制) ※2	○	○	○	—
(8) 不適合の報告, 処理および承認に関する事項	○	○	○	○
(9) 要員 (供給者の調達先含む) の力量確認※2	○	○	○	○
(10) 品質マネジメントシステムの程度に関する事項				
a. JEAG4121の「標準品質保証仕様書」, JIS Q 9001 (IS09001)等の適用※2	○	○	—	—
b. 品質保証計画書の提出 ※2	○	○	○	—
(11) 解析業務に関する事項	※3			
(12) トレーサビリティの確保 (シリアル番号, ロット番号等) ※2	○	○	○	—
(13) 「健全な安全文化を育成し維持するための活動」に関する事項※2	○	○	○	—
2. 供給者評価	※4			
3. 調達物品等の検証				
(1) 当社が行う検査および試験	※5			
(2) 供給者が行う検査および試験への立会い※2	※5			
(3) 品質記録または作業報告書等の書類審査	○	○	○	○
(4) 供給者に対する監査	△	△	△	△

【凡例】 “○” : 適用 “—” : 適用しない

“△” : 供給者の品質管理活動の不備等により, 調達物品等に重要な不適合が確認された場合等に必要に応じ適用

※1: 設計・開発を実施する場合に適用する。

※2: J I SまたはA S M E規格の適用品を当該製品の製造について認定された供給者から調達する場合および公的機関から認定されている供給者から調達する場合, ならびに消耗品, カタログ品等は適用を除外することができる。

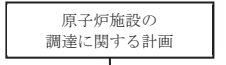
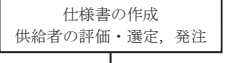
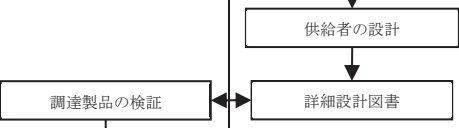



※3: 解析業務を実施する場合に適用する。

※4: 調達物品等に応じて評価を実施する。

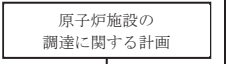
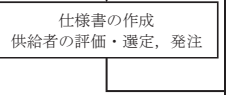
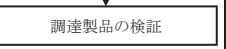
※5: 重要度分類におけるクラス区分および調達物品等の種類に応じて必要な検査・試験を実施する。

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	保安規定 品質マネジメントシステム計画 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本店	発電所	供給者			
計画	原子炉施設の設計・開発に関する計画		◎	◎	—	設計を主管する箇所の長は、原子炉施設の設計・開発に関する計画を策定する。	・7.3.1 設計開発計画	設計開発計画書
調達要求事項作成のための設計	設計・開発へのインプット		◎	◎	—	設計を主管する箇所の長は、設計・開発へのインプットとして要求事項を明確にしたインプットを作成する。	・7.3.2 設計開発に用いる情報 ・7.3.3 設計開発の結果に係る情報 ・7.3.4 設計開発レビュー ・7.3.5 設計開発の検証	設計インプット
	設計・開発のレビュー					デザインレビュー委員会議事録		
	設計・開発からのアウトプット					設計アウトプット		
	設計・開発の検証							
調達	供給者の評価・選定、発注		◎	◎	○	調達を主管する箇所の長は、必要な調達要求事項を記載した仕様書にて、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。	・7.4 調達	仕様書
設備の詳細設計	設計・開発の検証	供給者の設計 ↓ 詳細設計図書	○	◎	◎	調達を主管する箇所の長は、供給者が行う活動を供給者から提出された「品質保証計画書」により確認する。 調達を主管する箇所の長は、調達要求事項を満たしていることを確認するため、供給者の詳細設計の結果を「設計図書」等により確認する。	・7.3.5 設計開発の検証	品質保証計画書 設計図書
工事及び検査	設計・開発の妥当性確認(工場での検査・試験)		—	◎	◎	工事を主管する箇所の長は、「検査・試験要領書(工場)」に基づき、供給者が実施する検査・試験について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。	・7.3.6 設計開発の妥当性確認	検査・試験要領書(工場)
	設計・開発の検証					作業要領書		
	設計・開発の妥当性確認(現地での検査・試験)					検査・試験要領書(現地)		
	現地据付工事					工事記録 検査・試験要領書(現地)		

別図1 (1/3) 設計開発に係る業務フロー

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	保安規定 品質マネジメントシステム計画 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本店	発電所	供給者			
計画			◎	◎	—	調達を主管する箇所の長は、原子炉施設等の調達に関する計画を策定する。	・7.4.1 調達プロセス ・7.4.2 調達物品等要求事項	仕様書
調達			◎	◎	—	調達を主管する箇所の長は、必要な調達要求事項を記載した仕様書を作成し、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。		
設備の詳細設計			○	◎	◎	調達を主管する箇所の長は、供給者が行う活動を供給者から提出された「品質保証計画書」により確認する。 調達を主管する箇所の長は、調達要求事項を満たしていることを確認するため、供給者の詳細設計の結果を「設計図書」等により確認する。	・7.4.3 調達物品等の検証	品質保証計画書 設計図書
工事及び検査			—	◎	◎	工事を主管する箇所の長は、「検査・試験要領書(工場)」に基づき、供給者が実施する検査・試験について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。		検査・試験要領書(工場)
						工事を主管する箇所の長は、調達要求事項を確実にするため、供給者から提出される「作業要領書」に基づき、作業管理を実施する		作業要領書
						工事を主管する箇所の長は、「検査・試験要領書(現地)」に基づき供給者が実施する検査・試験について、その結果を立会い又は記録確認により確認する。		検査・試験要領書(現地)
						調達を主管する箇所の長は、工事段階で実施する検査・試験の結果等により、設計・開発の妥当性を確認する。	工事記録 検査・試験要領書(現地)	

別図1(2/3) 調達管理に係る業務フロー (1)

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	保安規定 品質マネジメントシステム計画 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本店	発電所	供給者			
計画			◎	◎	—	調達を主管する箇所の長は、原子炉施設等の調達に関する計画を策定する。	・7.4.1 調達プロセス ・7.4.2 調達物品等要求事項	仕様書
調達			—	◎	○	調達を主管する箇所の長は、必要な調達要求事項を記載した仕様書を作成し、契約を主管する箇所の長に契約の手続きを依頼する。 契約を主管する箇所の長は、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。		
工事及び検査			—	◎	◎	調達を主管する箇所の長は、供給者から提出される「検査成績書」等の資料が全て提出されていることを確認し、調達製品の受入検査を実施する。		

別図1(3/3) 調達管理に係る業務フロー (2)

技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方

1. 設置変更許可申請書との整合性を確保する観点から、設置変更許可申請書本文に記載している適合性確認対象設備に関する設置許可基準規則に適合させるための「設備の設計方針」、及び設備と一体となって適合性を担保するための「運用」を基にした詳細設計が必要な設計要求事項を記載する。
2. 技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文以外で詳細設計が必要な設計要求事項がある場合は、その理由を様式-6に明確にした上で記載する。
3. 自主的に設置したものは、原則記載しない。
4. 基本設計方針は、必要に応じて並び替えることにより、技術基準規則の記載順となるように構成し、箇条書きにするなど表現を工夫する。
5. 基本設計方針の作成に当たっては、必要に応じ、以下に示す考え方で作成する。
 - (1) 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち、「性能」を記載している設計方針は、技術基準規則への適合性を確保する上で、その「性能」を持たせるために特定できる手段がわかるように記載する。
 また、技術基準規則への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。
 なお、手段となる「仕様」が要目表で明確な場合は記載しない。
 - (2) 設置変更許可申請書本文記載事項のうち「運用」は、「基本設計方針」として、運用の継続的改善を阻害しない範囲で必ず遵守しなければならない条件が分かる程度の記載を行うとともに、運用を定める箇所（品質マネジメントシステムの二次文書で定める場合は「保安規定」を記載する。）の呼び込みを記載し、必要に応じ、当該施設に関連する実用炉規則別表第二に示す添付書類の中で、その運用の詳細を記載する。
 また、技術基準規則の本文及び解釈への適合性の観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様に記載する。
 - (3) 設置変更許可申請書本文で評価を伴う記載がある場合は、設工認申請書の添付書類として担保する条件を以下の方法を使い分けることにより記載する。
 - a. 評価結果が示されている場合、評価結果を受けて必要となった措置のみを設工認申請の対象とする。

- b. 今後評価することが示されている場合、評価する段階（設計または工事）を明確にし、評価の方法及び条件並びにその評価結果に応じて取る措置の両者を設計対象とする。
- (4) 各条文のうち、要求事項が該当しない条文については、該当しない旨の理由を記載する。
 - (5) 条項号のうち、適用する設備がない要求事項は、「適合するものであることを確認する」という審査の観点を踏まえ、当該要求事項の対象となる設備を設置しない旨を記載する。
 - (6) 技術基準規則の解釈等に示された指針、原子力規制委員会文書、（旧）原子力安全・保安院文書、他省令等と呼び込む場合は、以下のとおり記載する。
 - a. 設置時に適用される要求等、特定の版の使用が求められている場合は、引用する文書名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。
 - b. 監視試験片の試験方法を示した規格など、条文等で特定の版が示されているが、施設管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は、保安規定等の運用の担保先の表示に加え、当該文書名とそのコード番号（必要時）を記載する。
 - c. 解釈等に示された条文番号は、当該文書改正時に変更される可能性があることを考慮し、条文番号は記載せず、条文が特定できる表題（必要に応じ、上位の表題でも可能）で記載する。
 - d. 条件付の民間規格または設置変更許可申請書の評価結果等を引用する場合は、可能な限りその条件等を文章として反映する。また、設置変更許可申請書の添付書類と呼び込む場合は、対応する本文のタイトルと呼び込む。なお、文書名と呼び込む場合においても「技術評価書」の呼び込みは行わない。

設工認における解析管理について

設工認に必要な解析のうち、調達（「3.6 設工認における調達管理の方法」参照）を通じて実施した解析については、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（一般社団法人原子力安全推進協会，平成26年3月改定）」に示される要求事項を踏まえて策定した「原子力QMS 業務の計画および実施要領」，「原子力QMS 調達管理要領」及び「原子力部 調達における標準仕様書（要領）」により，供給者への許認可申請等に係る解析業務の要求事項を明確にしている。

解析業務を主管する箇所の長は，解析業務の調達にあたり，以下のとおり調達管理を実施する。

なお，当社と供給者の解析業務の流れを別図1に示すとともに，設工認における解析業務の調達の流れを別図2に示す。

また，過去に国に提出した解析関係書類でデータ誤りがあった不適合事例とその対策実施状況を別表1に示す。

1. 仕様書の作成

解析業務を主管する箇所の長は，「原子力QMS 調達管理要領」及び「原子力部 調達における標準仕様書（要領）」に基づき，解析業務に係る必要な品質保証活動を仕様書で要求する。

2. 解析業務の計画

解析業務を主管する箇所の長は，供給者から解析業務を実施する前に解析業務計画書の提出を受け，仕様書の要求事項を満たしていることを確認する。

また，解析業務を主管する箇所の長は，供給者の解析業務に変更が生じた場合，及び契約締結後に当社の特別な理由により契約内容等に変更の必要が生じた場合は，「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づき必要な手続きを実施する。

3. 解析業務の実施

解析業務を主管する箇所の長は，供給者から業務報告書が提出されるまでに供給者に対し解析実施状況の調査を行い，解析業務が確実に実施されていることを確認する。

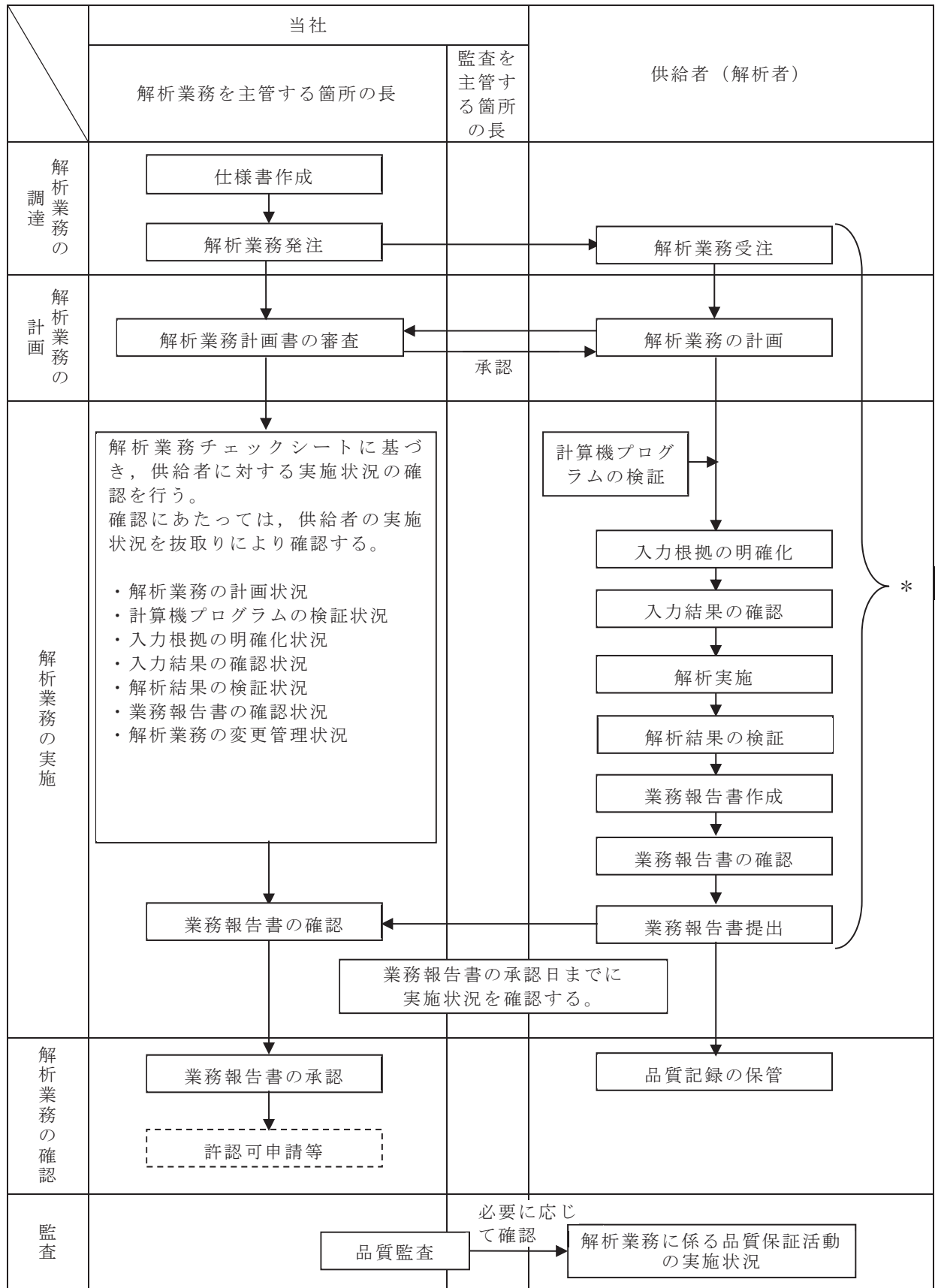
当社の供給者に対する調査は，「解析業務チェックシート」に基づき実施する。

具体的な確認の視点を別表2に示す。

4. 業務報告書の確認

解析業務を主管する箇所の長は，供給者から提出された業務報告書が要求事項に適合

していること，また供給者が実施した解析結果が適切に反映されていることを確認する。



注記*：解析業務に変更が生じた場合は、各段階において変更内容を反映する。

別図1 解析業務の流れ

管理の段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 (記載項目)	証拠書類
	当社	供給者	本店	発電所	供給者			
仕様書の作成	仕様書の作成		◎	-	-	解析業務を主管する箇所の長は、「仕様書」を作成し、解析業務に係る要求事項を明確にする。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.1 供給者の技術的評価 3.6.2 供給者の選定 3.6.3 調達製品の調達管理 	・仕様書
解析業務の計画	解析業務計画書の審査、承認	解析業務計画書の作成、確認	◎	-	○	解析業務を主管する箇所の長は、「仕様書」で明確にした解析業務に係る要求事項が供給者から提出された「解析業務計画書」に適切に反映され、解析業務に係る内容が明確にされていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	・解析業務計画書 (供給者から提出)
解析業務の実施	解析実施状況の確認	解析業務の実施	◎	-	○	解析業務を主管する箇所の長は、解析の実施状況（解析業務の計画状況／計算機プログラムの検証状況／入力根拠の明確化状況／入力結果の確認状況／解析結果の検証状況／業務報告書の確認状況／解析業務の変更管理状況）について確認する。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	・解析業務チェックシート
業務報告書の確認	業務報告書の承認	業務報告書の作成、確認	◎	-	○	解析業務を主管する箇所の長は、供給者から提出された「業務報告書」で、供給者が解析業務の計画に基づき適切に解析業務を実施したことを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> 3.6.3 調達製品の調達管理 	・業務報告書（供給者から提出）

別図2 設工認における解析業務に係る調達の流れ

別表1(1/2) 国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
1	報告年月	平成28年10月
	件名	女川原子力発電所2号機炉心シュラウドサポートの応力評価誤り
	事象	<p>女川原子力発電所2号機の定期安全レビューの準備過程において、平成17年に実施した炉心シュラウドサポート評価における、炉心シュラウドサポートの応力評価に用いる計算プログラムの一部に誤りがあることを確認した。</p> <p>誤りのあった応力評価について、計算プログラムを修正し、再評価した結果、炉心シュラウドサポートの応力評価は、全ての評価場所で許容値を満足しており、炉心シュラウドの健全性に影響を及ぼすものではないことを確認した。</p> <p>炉心シュラウドサポートの応力評価を行った当時は、応力評価などの解析業務に関わる計算プログラムの検証方法が、当社及びメーカーともに社内文書に明文化されていなかった。</p> <p>現在は、解析業務に関わる計算プログラムの検証方法が、当社及びメーカーともに、社内文書に明文化されている。</p>
	対策実施状況	<p>【当社】 調達・解析業務に関わる社内資料に、今回の具体的な誤りの内容や原因を反映し、解析業務に関わる社員に対して、周知や教育を実施。</p> <p>【メーカー】 解析業務上の留意点や今回の事象について、周知や教育を実施。</p>

別表1(2/2) 国に提出した解析関係の報告書等でデータ誤りがあった不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事例とその対策	
2	報告年月	平成30年12月
	件名	東通原子力発電所1号機炉心スプレイ系配管等の耐震評価の解析誤り
	事象	<p>東通原子力発電所1号機の建設時の工事計画認可申請書において、炉心スプレイ系配管及び炉心スプレイノズルの耐震評価の解析に誤りがあることを確認した。</p> <p>改めて解析を行ったところ、当該配管等の応力発生値は、技術基準に基づくそれぞれの許容値を満足しており、設備の健全性は確保されていることを確認した。</p> <p>原因としては、プラントメーカーは、他社プラントにおける類似の耐震評価の計算式を流用し、当該解析を実施したが、本来であれば、耐震構造の違いを踏まえ、計算式を見直した上で解析する必要があった。しかしながら、計算式に関する認識が不足していたことから、計算式の妥当性の確認をせず、他社プラントの計算式をそのまま流用するとともに、解析結果についても十分検証していなかった。</p> <p>また、当該解析を行った当時、計算式の妥当性の確認方法や解析結果の検証方法についてのルール化が明確化されておらず、プラントメーカー及び当社における確認や検証が不十分だった。</p>
	対策実施状況	<p>【当社】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析誤りの事象・原因について社内文書に明記。 ・解析業務毎に計算式の妥当性の確認方法や解析結果の検証方法を検討することの重要性を社内に周知。 <p>【メーカー】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・他社プラントの計算式をそのまま流用せず、計算式の妥当性等を詳細に確認すること、及び解析結果は、解析内容に応じて検証の比較対象をこれまで以上に充実させることを社内文書に明記。 ・本解析誤りを踏まえた再発防止の教育の実施。

別表2 解析業務を実施する供給者に対する確認の視点

No.	確認項目	供給者に対する確認の視点
1	解析業務の計画	<ul style="list-style-type: none"> 解析業務の作業手順，解析結果の検証，業務報告書の確認等について，計画（どの段階で，何を目的に，どのような内容で，誰が実施するのか）を明確にしていること。
2	計算機プログラムの検証	<ul style="list-style-type: none"> 計算機プログラムは，適正なものであることを事前に検証し，計算機プログラム名称及びバージョンをリストへ登録していること。なお，バージョンアップがある場合は，その都度検証を行い，リストへ登録していること。 登録されていない計算機プログラムを使用する場合は，その都度検証を行うこと。
3	入力根拠の明確化	<ul style="list-style-type: none"> 解析業務計画書に基づき解析ごとに入力根拠を明確にしていること。
4	入力結果の確認	<ul style="list-style-type: none"> 計算機プログラムへの入力が正確に実施されたことをエコーバック等により確認していること。
5	解析結果の検証	<ul style="list-style-type: none"> 解析結果が解析業務計画書で定めたチェックシート等により検証されていること。
6	業務報告書の確認	<ul style="list-style-type: none"> 計算機プログラムを用いた解析結果，汎用表計算ソフトウェアを用いた計算，又は手計算による解析・計算結果を，当社の指定する書式に加工，編集して業務報告書としてまとめていること。 作成された業務報告書が，解析業務計画書の内容を満足していることを確認していること。
7	解析業務の変更管理	<ul style="list-style-type: none"> 解析業務に変更が生じた場合は，変更内容を文書化し，解析業務の各段階においてその変更を反映していること。

当社における設計管理・調達管理について

1. 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する技術的な能力を有することを判断の根拠として、供給者の評価、認定及び再評価を「原子力QMS 調達管理要領」に基づき実施する。

また、設工認においては、供給者の評価を実施し、供給者の調達製品を供給する能力に問題はないことを確認しており、必要に応じて監査を実施している。

1.1 供給者の評価

調達を主管する箇所の長は、供給者に対して、発注前に技術的能力、実績及び品質マネジメントシステム体制について評価を行う。

なお、評価は、調達する製品及び役務のグレード区分並びに調達の種類に応じて適切な評価方法を選択する。

1.2 供給者の認定

調達を主管する箇所の長は、1.1項の評価の結果について、認定供給者リストに登録し、維持管理する。

1.3 供給者の再評価

調達を主管する箇所の長は、認定供給者リストに登録済みの供給者に対して、3年毎に再評価を行う。

また、供給者が組織又は品質マネジメントシステムを大幅に変更した場合等については、随時再評価を行う。

2. 仕様書作成に関連する設計について

設計及び工事を主管する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3 設計開発」を適用する場合は、「原子力QMS 設計・開発要領」及び「原子力QMS 調達管理要領」に基づき、以下に示す「2.1 設計開発の計画」から「2.8 設計開発の変更管理」までの各段階の活動を実施する。

なお、仕様書作成に関連する設計の流れを別図1に示す。

2.1 設計開発の計画

設計を主管する箇所の長は、以下の事項を明確にした設計開発の計画を策定する。

- (1) 設計開発の段階（インプット、アウトプット、検証及び妥当性確認）

- (2) 設計開発の各段階に適したレビュー，検証及び妥当性確認
- (3) 設計開発に関する責任及び権限

2.2 設計開発へのインプット

設計を主管する箇所の長は，設計開発へのインプットとして，以下の要求事項を明確にしたインプットを作成する。

- (1) 機能及び性能に関する要求事項
- (2) 適用される法令・規制要求事項
- (3) 適用可能な場合には，以前の類似した設計から得られた情報
- (4) 設計開発に不可欠なその他の要求事項

2.3 インプット作成段階のレビュー

設計を主管する箇所の長は，設計開発のインプットの承認過程で，適切性をレビューする。

2.4 アウトプットの作成

設計を主管する箇所の長は，アウトプットとして仕様書を作成する。

アウトプットは，設計開発へのインプットで与えられた要求事項，「原子力QMS 調達管理要領」に定められた要求事項等を満たすように作成する。

2.5 アウトプットの作成段階のレビュー及び検証

設計を主管する箇所の長は，仕様書の承認過程で，仕様書が「原子力QMS 調達管理要領」の要求事項を満たすように作成していることを確認するためにレビューするとともに，仕様書がインプットの要求事項を満たしていることを確実にするために検証する。

インプット及びアウトプットのレビュー及び検証の結果の記録並びに必要な処置があればその記録を維持する。

なお，レビューには，他部門と設計取り合いがある場合は関連する組織の長及び当該設計開発に係る専門家を含め，必要に応じ，デザインレビュー委員会を開催する。

また，検証は適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない原設計者以外の者にて実施する。

2.6 設計開発の検証（設備の設計段階）

設計又は工事を主管する箇所の長は，設計図書及び検査等の要領書の審査・承認の段階で，調達要求事項を満足していることを検証し，検証の結果の記録及び必要

な処置があればその記録を維持する。

なお、検証は原設計者以外の者が実施する。

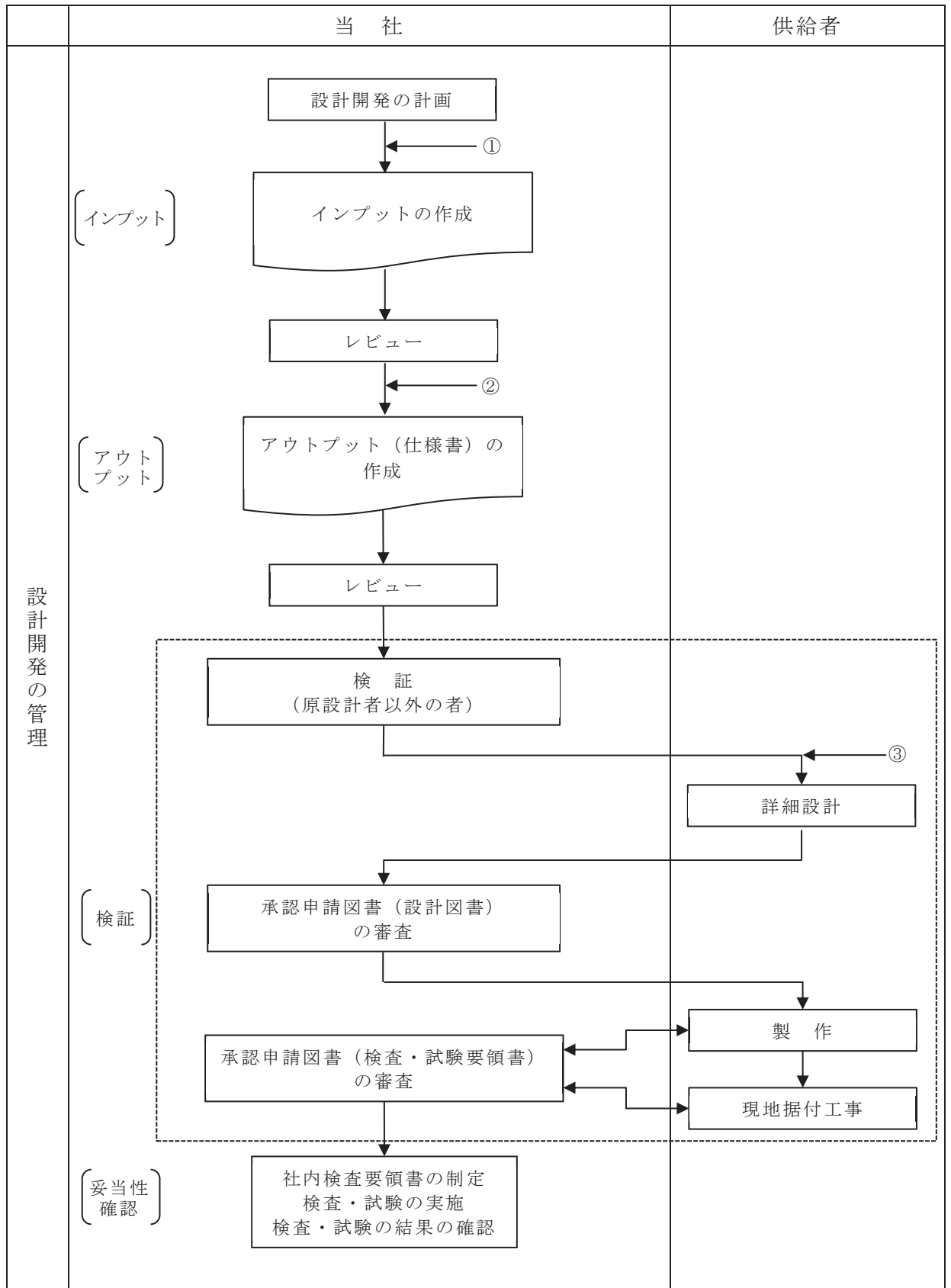
2.7 設計開発の妥当性確認

工事を主管する箇所の長は、工事段階で実施する検査等の結果等により、設計開発の妥当性を確認する。

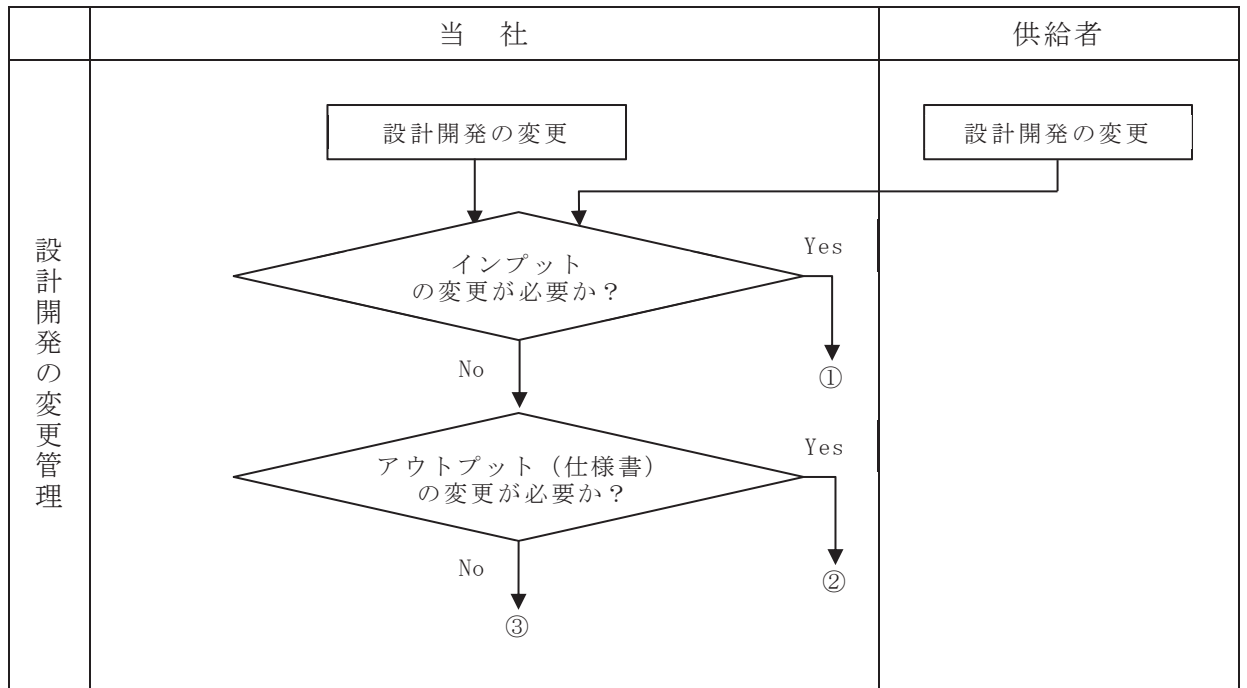
2.8 設計開発の変更管理

設計を主管する箇所の長は、設計開発の変更を要する場合、変更の内容を明確にし、以下に従って手続きを実施する。

- (1) 設計開発の変更を明確にし、記録を維持する。
- (2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
- (3) レビューには、その変更が、当該の原子炉施設を構成する要素及び関係する原子炉施設に及ぼす影響の評価を含める。
- (4) 変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。



別図 1(1/2) 設計開発業務の流れ



別図 1 (2/2) 設計開発業務の流れ

VI-1-10-3 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

1. 概要

本資料は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

女川原子力発電所第2号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した，女川原子力発電所第2号機における設計の実績，工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9により示す。

本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係			インプット	アウトプット	他の記録類						
		◎：主担当 ○：関連											
		本店	発電所	供給者									
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	—	—					
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2	・工事計画認可申請に係る品証様式および基本設計方針の個別レビュー要領「品証様式のチェックシート」					
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則	・様式-3 ・様式-4	・工事計画認可申請に係る品証様式および基本設計方針の個別レビュー要領「品証様式のチェックシート」					
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5						
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7						
						・基本設計方針	・様式-5						
	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5 ・基本設計方針	・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄	—					
						1項～6項については，令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画から変更はない。							
						7. 燃料プール代替注水系の設計	◎		—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面	—
						8. 燃料プール代替注水系の兼用に関する設計	◎		—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果	・要目表 ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面	—
8.1 燃料プールのスプレイ系	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果	・要目表 ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面	—							
		8.2 放射性物質拡散抑制系	◎	—	—	・基本設計方針	・要目表	—					

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2			組織内外の相互関係			インプット	アウトプット	他の記録類
				◎：主担当	○：関連				
			本店	発電所	供給者				
						<ul style="list-style-type: none"> ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果 	<ul style="list-style-type: none"> ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 		
3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-2～様式-8 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計アウトプット 	
3.3.3 (4)	設工認申請書の作成		◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・設計1 ・設計2 ・工事の方法 	<ul style="list-style-type: none"> ・設工認申請書案 	<ul style="list-style-type: none"> ・工事計画認可申請 申請書類の記載の適切性確認要領「適切性確認チェックシート」 	
3.3.3 (5)	設工認申請書の承認		◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・設工認申請書案 	<ul style="list-style-type: none"> ・設工認申請書 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉施設保安委員会議事録 	
工 事 及 び 検 査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・設計資料 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8の「設備の具体的な設計結果」欄 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 	
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・工事の方法 	<ul style="list-style-type: none"> ・工事記録 	—	
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8の「設工認設計結果（要目表/設計方針）」欄及び「設備の具体的な設計結果」欄 ・工事の方法 	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8の「確認方法」欄 	—	
	3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・適合性確認の検査計画 	<ul style="list-style-type: none"> ・検査成績書 	—	
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・溶接部詳細一覧表 	<ul style="list-style-type: none"> ・工事記録 	—	
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法 	<ul style="list-style-type: none"> ・検査要領書 	—	
			—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・検査要領書 	<ul style="list-style-type: none"> ・検査記録 	—	
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> ・検査記録 	—		

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類の	設備区分	系統	機器区分	機器名	グレード	保安規定 品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用有無 「7.3 設計開発」の適用有無	保安規定 品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用有無	備考
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール代替注水系	主配管	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
			主配管	送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	I	○	○	
		燃料プールのスプレイ系	主配管	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
			主配管	送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	I	○	○	
		放射性物質拡散抑制系	主配管	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	

上記以外の核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）については、令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画から変更はない。

VI-1-10-4 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

原子炉冷却系統施設

1. 概要

本資料は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

女川原子力発電所第2号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した，女川原子力発電所第2号機における設計の実績，工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9により示す。

本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類					
		本店	発電所	供給者								
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	—					
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2 ・工事計画認可申請に係る品証様式および基本設計方針の個別レビュー要領「品証様式のチェックシート」					
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則	・様式-3 ・様式-4	・工事計画認可申請に係る品証様式および基本設計方針の個別レビュー要領「品証様式のチェックシート」				
						・様式-2 ・様式-4	・様式-5					
						・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7					
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-5					
	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5 ・基本設計方針	・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄	—				
						1項～26項については、令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画から変更はない。						
						27. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち燃料プール代替注水系の兼用に関する設計						
						27.1 原子炉格納容器フィルタベント系	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果	・要目表 ・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面	—
27.2 低圧代替注水系	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果	・要目表 ・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面	—						
27.3 代替水源移送系	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書	・要目表 ・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面	—						

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2			組織内外の相互関係			インプット	アウトプット	他の記録類
				◎：主担当	○：関連				
							・設置変更許可時の解析結果		
		27.4 原子炉補機代替冷却水系	◎	—	—		・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果	・要目表 ・原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面	—
	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—		・様式-2～様式-8	—	・基本設計アウトプット
	3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	—	—		・設計1 ・設計2 ・工事の方法	・設工認申請書案	・工事計画認可申請 申請書類の記載の適切性確認要領「適切性確認チェックシート」
	3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	—	—		・設工認申請書案	・設工認申請書	・原子炉施設保安委員会議事録
工 事 及 び 検 査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	—	◎	○		・設計資料 ・業務報告書	・様式-8の「設備の具体的な設計結果」欄	・仕様書
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○		・仕様書 ・工事の方法	・工事記録	—
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	◎	○		・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄及び「設備の具体的な設計結果」欄 ・工事の方法	・様式-8の「確認方法」欄	—
	3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○		・適合性確認の検査計画	・検査成績書	—
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○		・溶接部詳細一覧表	・工事記録	—
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○		・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
			—	◎	○		・検査要領書	・検査記録	—
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○		—	・検査記録	—	

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類の	設備区分	系統	機器区分	機器名	グレード	保安規定 品質マネジメントシステム計画 「7.3 設計開発」の適用有無	保安規定 品質マネジメントシステム計画 「7.4 調達」の適用有無	備考
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	原子炉格納容器フィルタベント系	主配管	送水用ホース(300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
			主配管	送水用ホース(300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧代替注水系	主配管	送水用ホース(150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	I	○	○	
			主配管	送水用ホース(300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
			主配管	送水用ホース(150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	I	○	○	
			主配管	送水用ホース(300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
	主配管	送水用ホース(300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○			

上記以外の原子炉冷却系統施設の適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）については、令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画から変更はない。

VI-1-10-5 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画
計測制御系統施設

1. 概要

本資料は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

女川原子力発電所第2号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した，女川原子力発電所第2号機における設計の実績，工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9により示す。

本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係			インプット	アウトプット	他の記録類	
		◎：主担当 ○：関連	◎	○				
		本店	発電所	供給者				
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	—	—
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2	・工事計画認可申請に係る品証様式 および基本設計方針の個別レビュー 要領「品証様式のチェックシート」
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則	・様式-3 ・様式-4	・工事計画認可申請に係る品証様式 および基本設計方針の個別レビュー 要領「品証様式のチェックシート」
						・様式-2 ・様式-4	・様式-5	
						・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7	
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-5	
	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5 ・基本設計方針	・様式-8の「設工認設計結果（要目表 ／設計方針）」欄	—
						1項～9項については，令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画から変更はない。		
	10. 有毒ガスに対する防護措置に関する設計	◎	—	—	・基本設計方針 ・設置変更許可申請時の設計資料	・中央制御室の機能に関する説明書	—	
3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2～様式-8	—	・基本設計アウトプット	
3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	—	—	・設計1 ・設計2 ・工事の方法	・設工認申請書案	・工事計画認可申請 申請書類の記載の適切性確認要領「適切性確認 チェックシート」	
3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	—	—	・設工認申請書案	・設工認申請書	・原子炉施設保安委員会議事録	

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本店	発電所	供給者			
工 事 及 び 検 査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	—	◎	○	・設計資料 ・業務報告書	・様式-8の「設備の具体的設計結果」欄 ・仕様書
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	・仕様書 ・工事の方法	・工事記録 —
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	◎	○	・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄及び「設備の具体的設計結果」欄 ・工事の方法	・様式-8の「確認方法」欄 —
	3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	・適合性確認の検査計画	・検査成績書 —
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録 —
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書 —
			—	◎	○	・検査要領書	・検査記録 —
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録 —	

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

計測制御系統施設の適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）については、令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画から変更はない。

VI-1-10-7 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

放射線管理施設

1. 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

放射線管理施設の本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画に関する説明は，令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画から変更はない。

VI-1-10-8 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

原子炉格納施設

1. 概要

本資料は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

女川原子力発電所第2号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した，女川原子力発電所第2号機における設計の実績，工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9により示す。

本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類					
		本店	発電所	供給者								
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	—					
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2 ・工事計画認可申請に係る品証様式および基本設計方針の個別レビュー要領「品証様式のチェックシート」					
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則	・様式-3 ・様式-4	・工事計画認可申請に係る品証様式および基本設計方針の個別レビュー要領「品証様式のチェックシート」				
						・様式-2 ・様式-4 ・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-5					
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7					
						・基本設計方針	・様式-5					
	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5 ・基本設計方針	・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄	—				
						1項～4項については，令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画から変更はない。						
						5. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち燃料プール代替注水系の兼用に関する設計						
						5.1 原子炉格納容器下部注水系	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果	・要目表 ・原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面	—
5.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	◎	—	—	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果	・要目表 ・原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面	—						
5.3 低圧代替注水系	◎	—	—	・基本設計方針	・要目表	—						

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2			組織内外の相互関係			インプット	アウトプット	他の記録類
				◎：主担当	○：関連				
				本店	発電所	供給者			
							<ul style="list-style-type: none"> ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 	
		5.4	放射性物質拡散抑制系	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 	—
		5.5	放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 	—
		5.6	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備のうち原子炉格納容器フィルタベント系	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 	—
		5.7	圧力逃がし装置のうち原子炉格納容器フィルタベント系	◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の解析結果 	<ul style="list-style-type: none"> ・要目表 ・原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 	—
	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-2～様式-8 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計アウトプット
	3.3.3 (4)	設工認申請書の作成		◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・設計1 ・設計2 ・工事の方法 	<ul style="list-style-type: none"> ・設工認申請書案 	<ul style="list-style-type: none"> ・工事計画認可申請 申請書類の記載の適切性確認要領「適切性確認チェックシート」
	3.3.3 (5)	設工認申請書の承認		◎	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・設工認申請書案 	<ul style="list-style-type: none"> ・設工認申請書 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉施設保安委員会議事録
工 事 及 び 検 査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）		—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・設計資料 ・業務報告書 	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8の「設備の具体的設計結果」欄 	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施		—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・仕様書 ・工事の方法 	<ul style="list-style-type: none"> ・工事記録 	—
	3.5.2	使用前事業者検査の計画		—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄及び「設備の具体的設計結果」欄 ・工事の方法 	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8の「確認方法」欄 	—
	3.5.3	検査計画の管理		—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・適合性確認の検査計画 	<ul style="list-style-type: none"> ・検査成績書 	—
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理		—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・溶接部詳細一覧表 	<ul style="list-style-type: none"> ・工事記録 	—

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本店	発電所	供給者			
3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法 	<ul style="list-style-type: none"> ・検査要領書 	—
		—	◎	○			
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	<ul style="list-style-type: none"> ・検査記録 	—

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統	機器区分		機器名	グレード	品質マネジメントシステム計画「7.3 設計開発」の適用有無	保安規定「7.4 調達」の適用有無	備考
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器下部注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
					送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	I	○	○	
		原子炉格納容器代替スプレッド系	原子炉格納容器安全設備	主配管	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
					送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	I	○	○	
		低圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	主配管	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
					送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)	I	○	○	
		放射性物質拡散抑制系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
					送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
		放射性物質拡散抑制系 (航空機燃料火災への泡消火)	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
					送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
		原子炉格納容器 フィルタベント系	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	主配管	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
					送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
		原子炉格納容器 フィルタベント系	圧力逃がし装置	主配管	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	
					送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)	I	○	○	

上記以外の原子炉格納施設の適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）については、令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画から変更はない。

VI-1-10-16 本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

緊急時対策所

1. 概要

本資料は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づく設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

女川原子力発電所第2号機における設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の相互関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に基づき実施した，女川原子力発電所第2号機における設計の実績，工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績について、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」の様式-9により示す。

本設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係			インプット	アウトプット	他の記録類			
		◎：主担当 ○：関連								
		本店	発電所	供給者						
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	—			
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・旧技術基準規則	・様式-2 ・工事計画認可申請に係る品証様式および基本設計方針の個別レビュー要領「品証様式のチェックシート」			
	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則	・様式-3 ・様式-4	・工事計画認可申請に係る品証様式および基本設計方針の個別レビュー要領「品証様式のチェックシート」		
						・様式-2 ・様式-4	・様式-5			
						・実用炉規則別表第二 ・技術基準規則	・様式-6 ・様式-7			
						・設置変更許可申請書 ・設置許可基準規則 ・技術基準規則	・様式-5			
	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5 ・基本設計方針	・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄	—		
1項～3項については，令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画から変更はない。										
4. 有毒ガスに対する防護措置に関する設計						◎	—		—	・基本設計方針 ・設置変更許可申請時の設計資料
3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2～様式-8	—	・基本設計アウトプット			
3.3.3 (4)	設工認申請書の作成	◎	—	—	・設計1 ・設計2 ・工事の方法	・設工認申請書案	・工事計画認可申請 申請書類の記載の適切性確認要領「適切性確認チェックシート」			
3.3.3 (5)	設工認申請書の承認	◎	—	—	・設工認申請書案	・設工認申請書	・原子炉施設保安委員会議事録			

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当 ○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本店	発電所	供給者			
工 事 及 び 検 査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	—	◎	○	・設計資料 ・業務報告書	・様式-8の「設備の具体的設計結果」欄 ・仕様書
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	・仕様書 ・工事の方法	・工事記録 —
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	◎	○	・様式-8の「設工認設計結果（要目表／設計方針）」欄及び「設備の具体的設計結果」欄 ・工事の方法	・様式-8の「確認方法」欄 —
	3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	・適合性確認の検査計画	・検査成績書 —
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録 —
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書 —
			—	◎	○	・検査要領書	・検査記録 —
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	—	・検査記録 —	

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

緊急時対策所の適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）については、令和3年12月23日付け原規規発第2112231号にて認可された設計及び工事の計画から変更はない。

VI-6 図面

3. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

3.2 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備

3.2.2 燃料プール代替注水系

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約3.5m取水口付近

名称	注水用ヘッダ
保管場所	予備を含めた3個を②に1個、③に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	<ul style="list-style-type: none"> ・屋外0. P. 約14.8m原子炉建屋（北側）付近 ・屋外0. P. 約14.8m原子炉建屋（東側）付近 ・屋外0. P. 約14.8m原子炉建屋（西側）付近

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14.8m海水ポンプ室付近

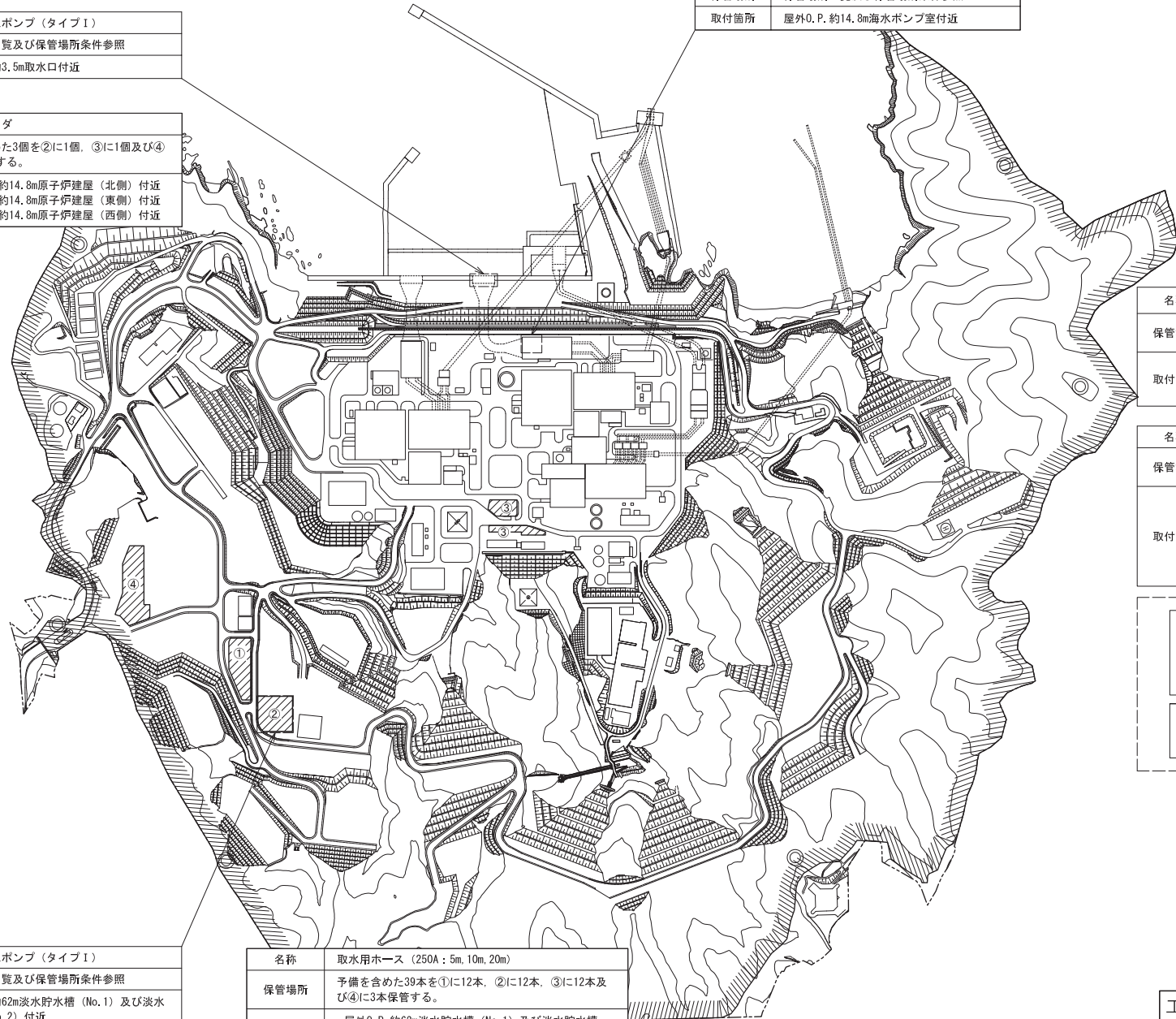
名称	送水用ホース（300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m）
保管場所	予備を含めた234本を①に74本、②に75本、③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3.5m若しくは屋外0. P. 約14.8m又は屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ（タイプ1）～屋外0. P. 約14.8m注水用ヘッダ

名称	送水用ホース（150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた68本を②に41本、③に22本及び④に5本保管する。
取付箇所	<ul style="list-style-type: none"> ・屋外0. P. 約14.8m注水用ヘッダ～屋外0. P. 約14.8m燃料プール注水接続口（北）若しくは屋外0. P. 約14.8m燃料プール注水接続口（東）又は屋外0. P. 約14.8m制御建屋 ・屋外0. P. 約14.8m注水用ヘッダ～使用済燃料プール

保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14.8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件（大容量送水ポンプ（タイプ1））	
予備を含めた5個を①に1個、②に1個、③に2個及び④に1個保管する。	

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）付近

名称	取水用ホース（250A：5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた39本を①に12本、②に12本、③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	<ul style="list-style-type: none"> ・屋外0. P. 約62m淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）～屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ（タイプ1） ・屋外0. P. 約3.5m取水口又は屋外0. P. 約14.8m海水ポンプ室～屋外0. P. 約3.5m又は屋外0. P. 約14.8m大容量送水ポンプ（タイプ1）



: 保管場所
 : 取付箇所

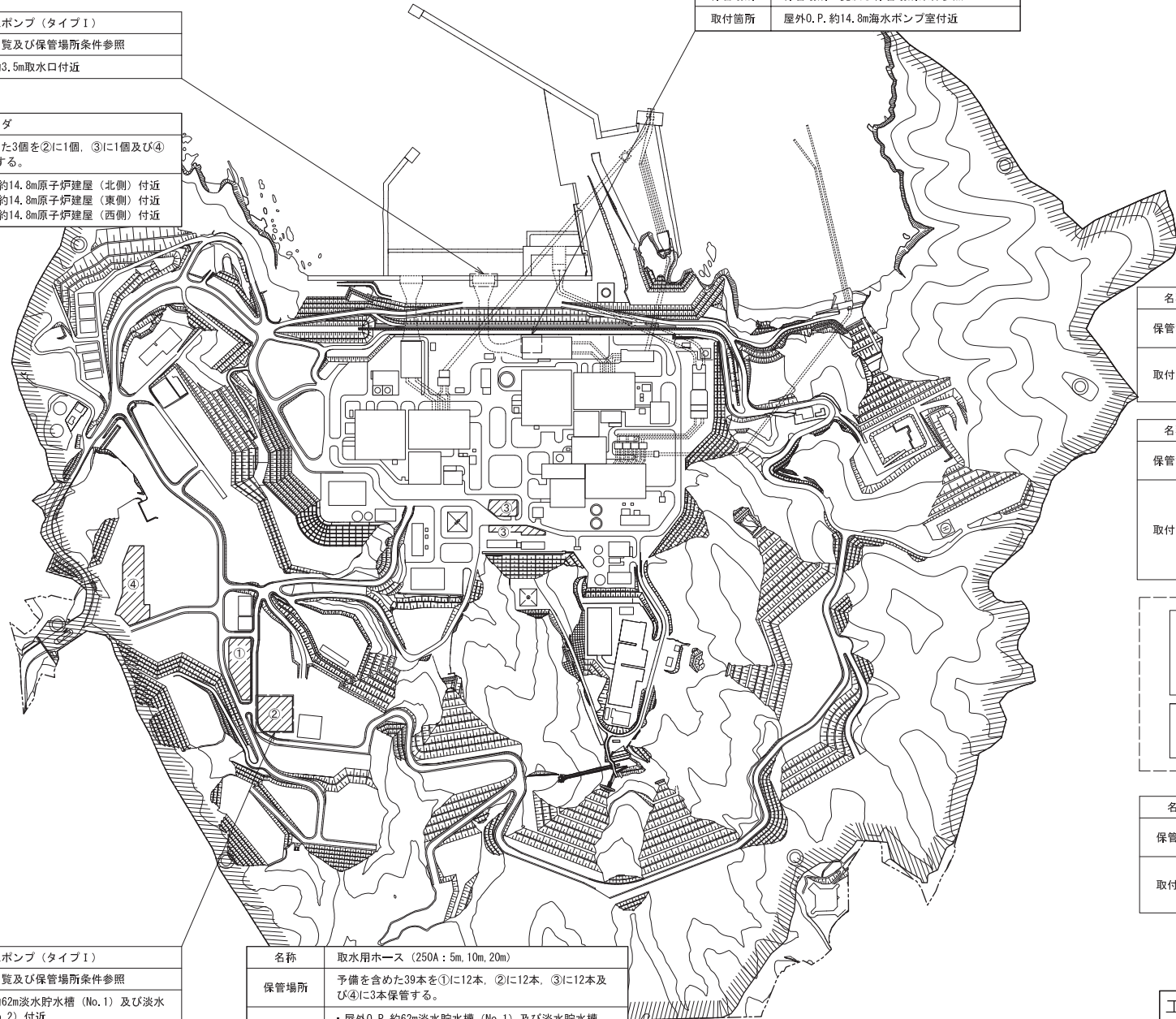
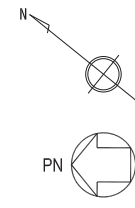
工事計画認可申請第3-2-2-3-1図	
女川原子力発電所 第2号機	
名称	燃料プール代替注水系 機器の配置を明示した図面（その1）
東北電力株式会社	

3.2.3 燃料プールのプレイ系

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約3.5m取水口付近

名称	注水用ヘッダ
保管場所	予備を含めた3個を②に1個、③に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14.8m原子炉建屋（北側）付近 ・屋外0. P. 約14.8m原子炉建屋（東側）付近 ・屋外0. P. 約14.8m原子炉建屋（西側）付近

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14.8m海水ポンプ室付近



名称	送水用ホース（300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m）
保管場所	予備を含めた234本を①に74本、②に75本、③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3.5m若しくは屋外0. P. 約14.8m又は屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ（タイプ1）～屋外0. P. 約14.8m注水用ヘッダ

名称	送水用ホース（150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた68本を②に41本、③に22本及び④に5本保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14.8m注水用ヘッダ～屋外0. P. 約14.8m燃料プール注水接続口（北）若しくは屋外0. P. 約14.8m燃料プール注水接続口（東）又は屋外0. P. 約14.8m制御建屋 ・屋外0. P. 約14.8m注水用ヘッダ～使用済燃料プール

保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14.8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件（大容量送水ポンプ（タイプ1））	
予備を含めた5個を①に1個、②に1個、③に2個及び④に1個を保管する。	

名称	可搬型ストレナ
保管場所	予備を含めた5個を②に2個、③に2個及び④に1個保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14.8m 原子炉建屋（北側）付近 ・屋外0. P. 約14.8m 原子炉建屋（東側）付近 ・屋外0. P. 約14.8m 原子炉建屋（西側）付近

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）付近

名称	取水用ホース（250A：5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた39本を①に12本、②に12本、③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約62m淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）～屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ（タイプ1） ・屋外0. P. 約3.5m取水口又は屋外0. P. 約14.8m海水ポンプ室～屋外0. P. 約3.5m又は屋外0. P. 約14.8m大容量送水ポンプ（タイプ1）

: 保管場所
 : 取付箇所

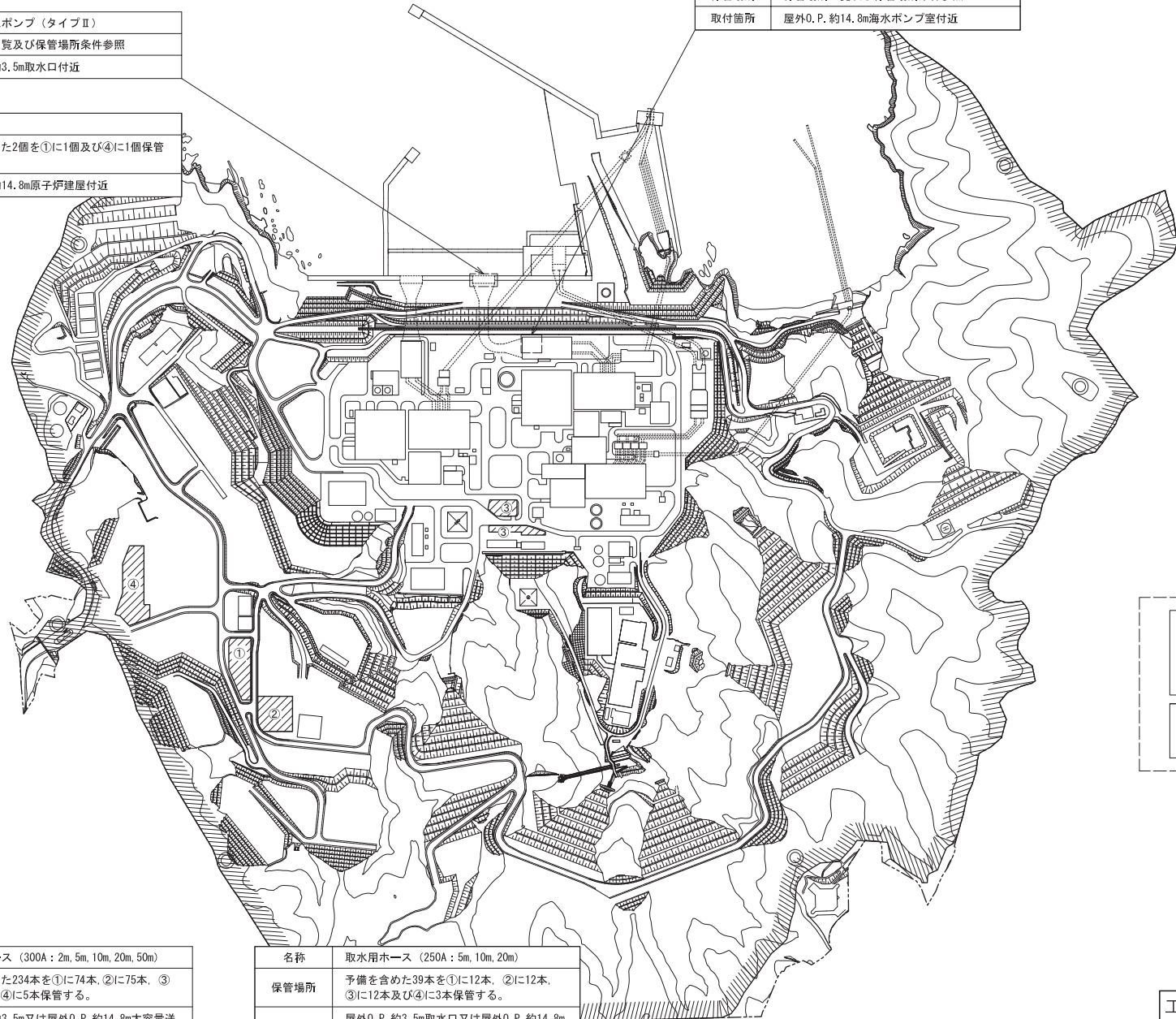
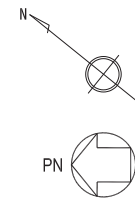
工事計画認可申請第3-2-3-3-1図
 女川原子力発電所 第2号機
 名称 燃料プールのプレイ系
 機器の配置を明示した図面（その1）
 東北電力株式会社

3.2.4 放射性物質拡散抑制系

名称	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約3.5m取水口付近

名称	放水砲
保管場所	予備を含めた2個を①に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14.8m原子炉建屋付近

名称	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14.8m海水ポンプ室付近



保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14.8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件（大容量送水ポンプ（タイプⅡ））	
予備を含めた3個を①に1個、②に1個及び④に1個保管する。	

名称	送水用ホース（300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m）
保管場所	予備を含めた234本を①に74本、②に75本、③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3.5m又は屋外0. P. 約14.8m大容量送水ポンプ（タイプⅡ）～屋外0. P. 約14.8m放水砲

名称	取水用ホース（250A：5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた39本を①に12本、②に12本、③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3.5m取水口又は屋外0. P. 約14.8m海水ポンプ室～屋外0. P. 約3.5m又は屋外0. P. 約14.8m大容量送水ポンプ（タイプⅡ）

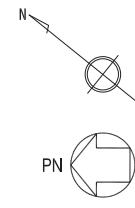
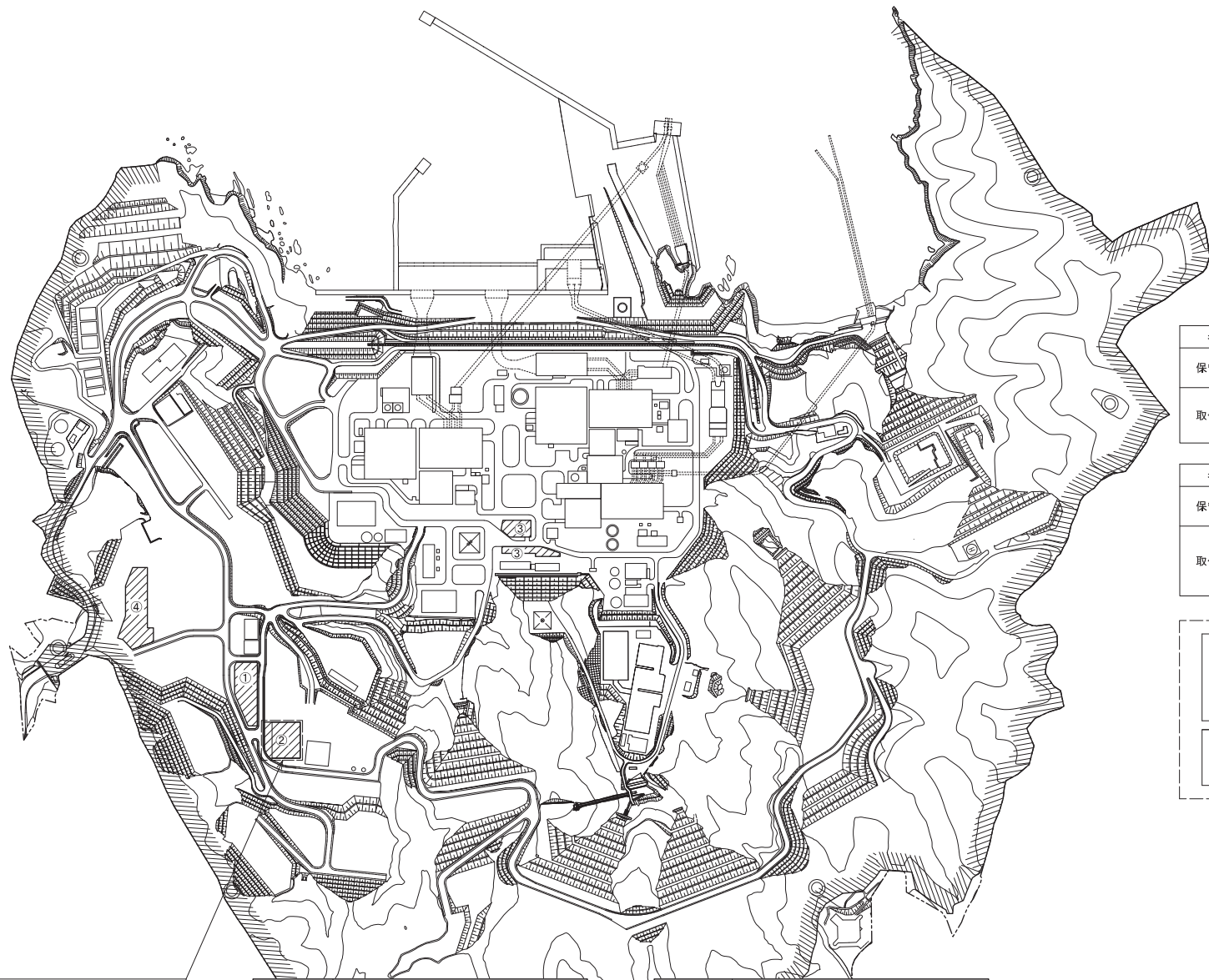
: 保管場所
 : 取付箇所

工事計画認可申請第3-2-4-2-1図	
女川原子力発電所 第2号機	
名称	放射性物質拡散抑制系 機器の配置を明示した図面（その1）
東北電力株式会社	

4. 原子炉冷却系統施設

4.3 残留熱除去設備

4.3.2 原子炉格納容器フィルタベント系



名称	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)
保管場所	予備を含めた234本を①に74本, ②に75本, ③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3.5m若しくは屋外0. P. 約14.8m又は屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ (タイプ I) ~屋外0. P. 約14.8m注水用ヘッダ

名称	送水用ホース (65A : 20m)
保管場所	予備を含めた15本を②に7本, ③に7本及び④に1本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14.8m注水用ヘッダ~屋外0. P. 約14.8mフィルタ装置水補給接続口 (屋外) 又は屋内0. P. 約14.8mフィルタ装置水補給接続口 (屋内)

保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14.8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件 (大容量送水ポンプ (タイプ I))	
予備を含めた5個を①に1個, ②に1個, ③に2個及び④に1個保管する。	

名称	大容量送水ポンプ (タイプ I)
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) 付近

名称	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)
保管場所	予備を含めた39本を①に12本, ②に12本, ③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) ~屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ (タイプ I)

名称	注水用ヘッダ
保管場所	予備を含めた3個を②に1個, ③に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14.8m原子炉建屋 (北側) 付近 ・屋外0. P. 約14.8m原子炉建屋 (東側) 付近

: 保管場所
 : 取付箇所

工事計画認可申請第4-3-2-2-6号

女川原子力発電所 第2号機

名称	原子炉格納容器フィルタベント系 機器の配置を明示した図面 (その6)
----	---------------------------------------

東北電力株式会社

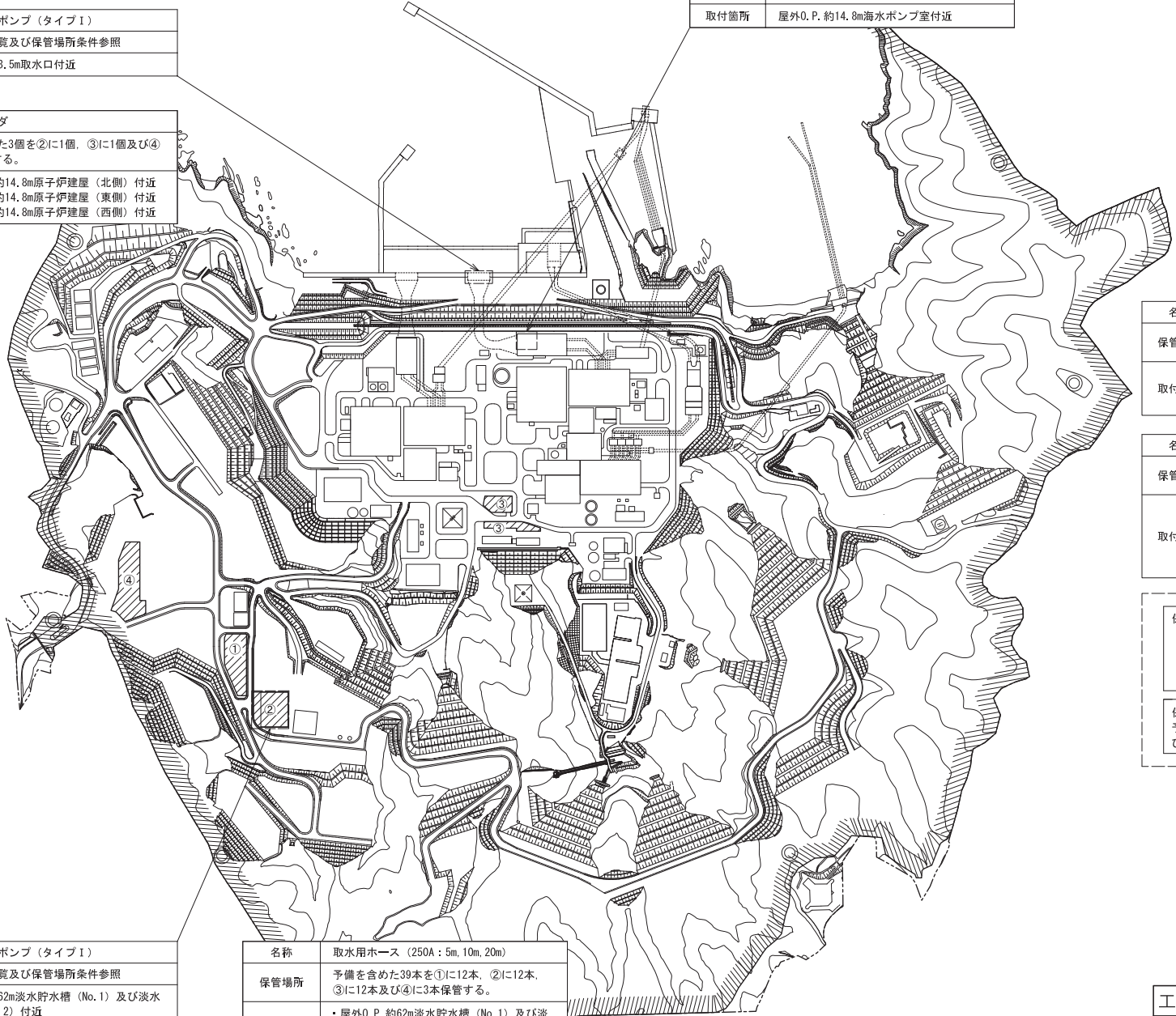
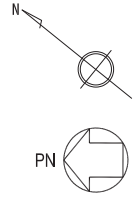
4.4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

4. 4. 5 低压代替注水系

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m取水口付近

名称	注水用ヘッダ
保管場所	予備を含めた3個を②に1個、③に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋（北側）付近 ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋（東側）付近 ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋（西側）付近

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室付近



名称	送水用ホース（300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m）
保管場所	予備を含めた234本を①に74本、②に75本、③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m若しくは屋外0. P. 約14. 8m又は屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ（タイプ1）～屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ

名称	送水用ホース（150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた68本を②に41本、③に22本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ～屋外0. P. 約14. 8m原子炉・格納容器下部注水接続口（北）若しくは屋外0. P. 約14. 8m原子炉・格納容器下部注水接続口（東）又は屋外0. P. 約14. 8m制御建屋

保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14. 8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件（大容量送水ポンプ（タイプ1））	
予備を含めた5個を①に1個、②に1個、③に2個及び④に1個保管する。	

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）付近

名称	取水用ホース（250A：5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた39本を①に12本、②に12本、③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約62m淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）～屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ（タイプ1） ・屋外0. P. 約3. 5m取水口又は屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室～屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m大容量送水ポンプ（タイプ1）

: 保管場所
 : 取付箇所

工事計画認可申請第4-4-5-4-6図	
女川原子力発電所 第2号機	
名称	低圧代替注水系 機器の配置を明示した図面（その6）
東北電力株式会社	

4. 4. 9 代替水源移送系

名称	大容量送水ポンプ (タイプⅠ)
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m取水口付近

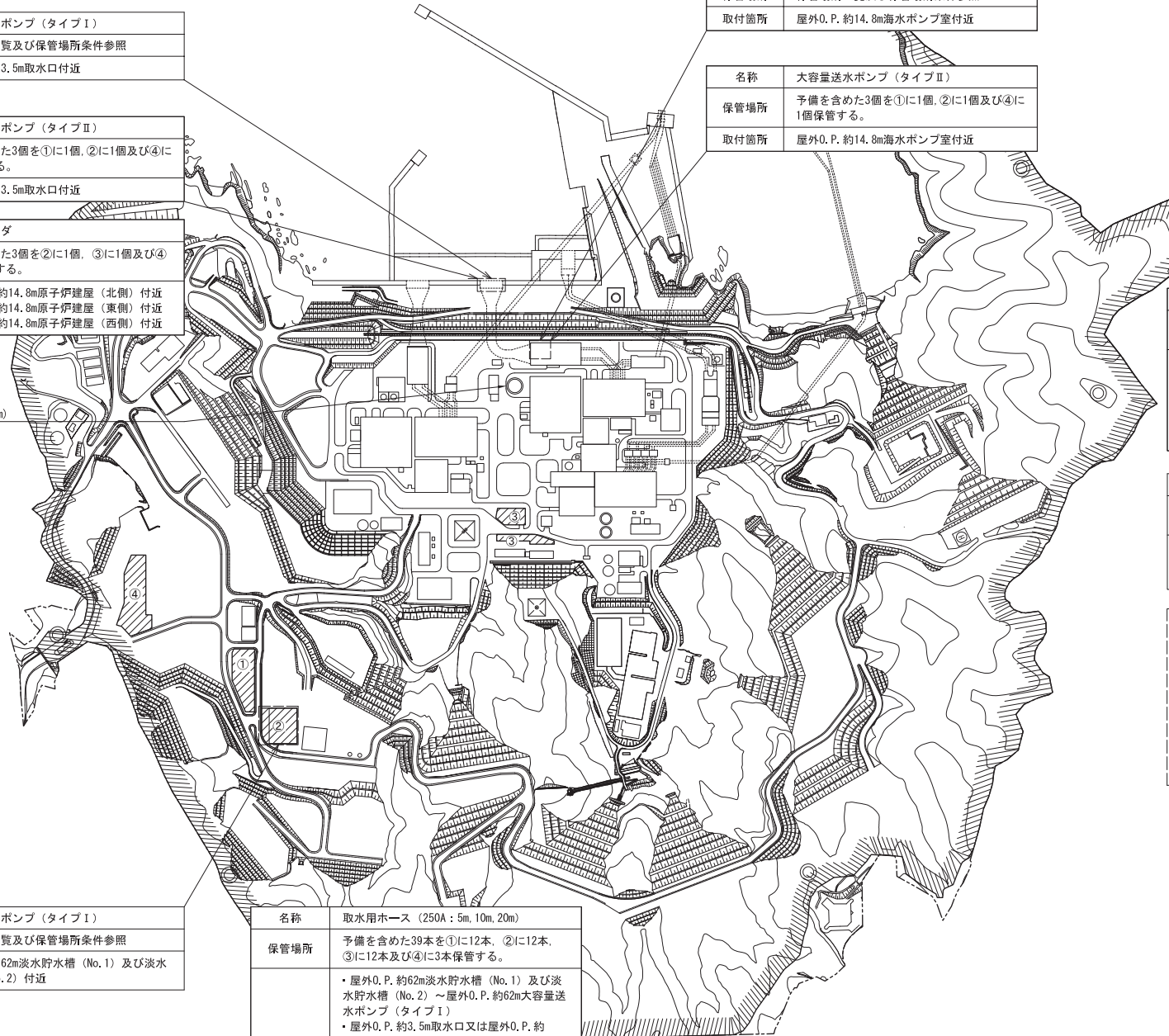
名称	大容量送水ポンプ (タイプⅡ)
保管場所	予備を含めた3個を①に1個, ②に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m取水口付近

名称	注水用ヘッダ
保管場所	予備を含めた3個を②に1個, ③に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋 (北側) 付近 ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋 (東側) 付近 ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋 (西側) 付近

名称	大容量送水ポンプ (タイプⅠ)
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室付近

名称	大容量送水ポンプ (タイプⅡ)
保管場所	予備を含めた3個を①に1個, ②に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室付近

復水貯蔵タンク (屋外0. P. 約9. 5m)



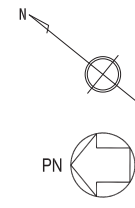
名称	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)
保管場所	予備を含めた234本を①に74本, ②に75本, ③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約3. 5m若しくは屋外0. P. 約14. 8m又は屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ (タイプⅠ) ~屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ ・屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m大容量送水ポンプ (タイプⅡ) ~屋外0. P. 約62m淡水貯蔵水槽 (No. 1) 及び淡水貯蔵水槽 (No. 2)

名称	送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)
保管場所	予備を含めた68本を②に41本, ③に22本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ~屋外0. P. 約14. 8m復水貯蔵タンク接続口又は屋外0. P. 約14. 8m復水貯蔵タンク

保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14. 8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件 (大容量送水ポンプ (タイプⅠ))	
予備を含めた5個を①に1個, ②に1個, ③に2個及び④に1個保管する。	

名称	大容量送水ポンプ (タイプⅠ)
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯蔵水槽 (No. 1) 及び淡水貯蔵水槽 (No. 2) 付近

名称	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)
保管場所	予備を含めた39本を①に12本, ②に12本, ③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約62m淡水貯蔵水槽 (No. 1) 及び淡水貯蔵水槽 (No. 2) ~屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ (タイプⅠ) ・屋外0. P. 約3. 5m取水口又は屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室~屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m大容量送水ポンプ (タイプⅠ) ・屋外0. P. 約3. 5m取水口又は屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室~屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m大容量送水ポンプ (タイプⅡ)



▨ : 保管場所
--- : 取付箇所

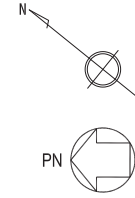
工事計画認可申請第4-4-9-2-1図	
女川原子力発電所 第2号機	
名称	代替水源移送系 機器の配置を明示した図面 (その1)
東北電力株式会社	

4.6 原子炉補機冷却設備

4.6.3 原子炉補機代替冷却水系

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m取水口付近

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室付近



名称	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）
	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）
	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ストレナー）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋北側付近

名称	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）
	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）
	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ストレナー）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋西側付近

名称	耐熱ホース（300A：2m, 5m, 10m）
保管場所	予備を含めた19本を①に8本、③に8本、④に3本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット～屋外0. P. 約14. 8m除熱用ヘッダ及び屋外0. P. 約14. 8m除熱用ヘッダ～屋外約0. P. 14. 8m原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット

名称	除熱用ヘッダ
保管場所	予備を含めた3個を①に1個、③に1個、④に1個保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋北側付近又は屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋西側付近

保管場所一覧

①第1保管エリア 屋外0. P. 約62m
 ②第2保管エリア 屋外0. P. 約62m
 ③第3保管エリア 屋外0. P. 約14. 8m
 ④第4保管エリア 屋外0. P. 約62m

保管場所条件（原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット）
 予備を含めた3台を①に1台、③に1台、④に1台保管する。

保管場所条件（大容量送水ポンプ（タイプ1））
 予備を含めた5個を①に1個、②に1個、③に2個、④に1個保管する。

名称	送水用ホース（300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m）
保管場所	予備を含めた234本を①に74本、②に75本、③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m大容量送水ポンプ（タイプ1）～屋外0. P. 約14. 8m原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（北側設置）又は（西側設置） ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（北側設置）又は（西側設置）～放水槽

名称	取水用ホース（250A：5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた39本を①に12本、②に12本、③に12本、④に3本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m取水口又は屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室～屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室大容量送水ポンプ（タイプ1）

名称	耐熱ホース（201A：5m, 10m）
保管場所	予備を含めた26本を①に12本、③に12本、④に2本保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14. 8m 除熱用ヘッダ～屋外0. P. 約14. 8m原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（残留熱除去系供給）（北） ・屋外0. P. 約14. 8m 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（残留熱除去系戻り）（北）～屋外0. P. 約14. 8m 除熱用ヘッダ ・屋外0. P. 約14. 8m 除熱用ヘッダ～屋外0. P. 約14. 8m 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（燃料プール冷却浄化系供給）（北） ・屋外0. P. 約14. 8m 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット接続口（燃料プール冷却浄化系戻り）（北）～屋外0. P. 約14. 8m 除熱用ヘッダ

▨：保管場所
 □：取付箇所

工事計画認可申請 第4-6-3-3-2図

女川原子力発電所 第2号機

名称 原子炉補機代替冷却水系機器の配置を明示した図面（その2）

東北電力株式会社

8. 原子炉格納施設

8.3 圧力低減設備その他の安全設備

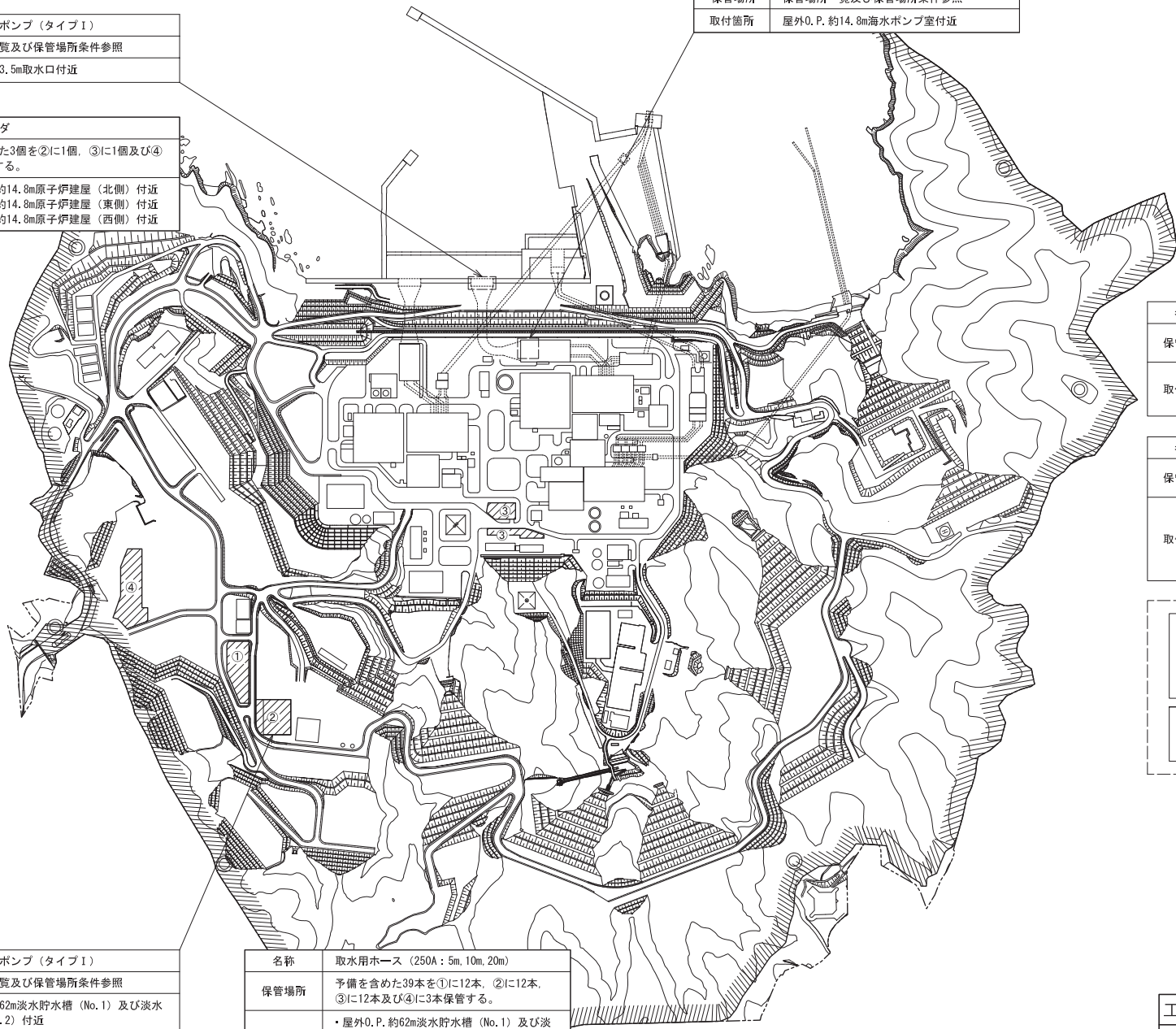
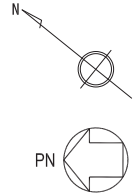
8.3.2 原子炉格納容器安全設備

8.3.2.2 原子炉格納容器下部注水系

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m取水口付近

名称	注水用ヘッダ
保管場所	予備を含めた3個を②に1個、③に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋（北側）付近 ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋（東側）付近 ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋（西側）付近

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室付近



名称	送水用ホース（300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m）
保管場所	予備を含めた234本を①に74本、②に75本、③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m若しくは屋外0. P. 約14. 8m又は屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ（タイプ1）～屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ

名称	送水用ホース（150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた68本を②に41本、③に22本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ～屋外0. P. 約14. 8m原子炉・格納容器下部注水接続口（北）若しくは屋外0. P. 約14. 8m原子炉・格納容器下部注水接続口（東）又は屋外0. P. 約14. 8m制御建屋

保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14. 8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件（大容量送水ポンプ（タイプ1））	
予備を含めた5個を①に1個、②に1個、③に2個及び④に1個保管する。	

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）付近

名称	取水用ホース（250A：5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた39本を①に12本、②に12本、③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約62m淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）～屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ（タイプ1） ・屋外0. P. 約3. 5m取水口又は屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室～屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m大容量送水ポンプ（タイプ1）

: 保管場所
 : 取付箇所

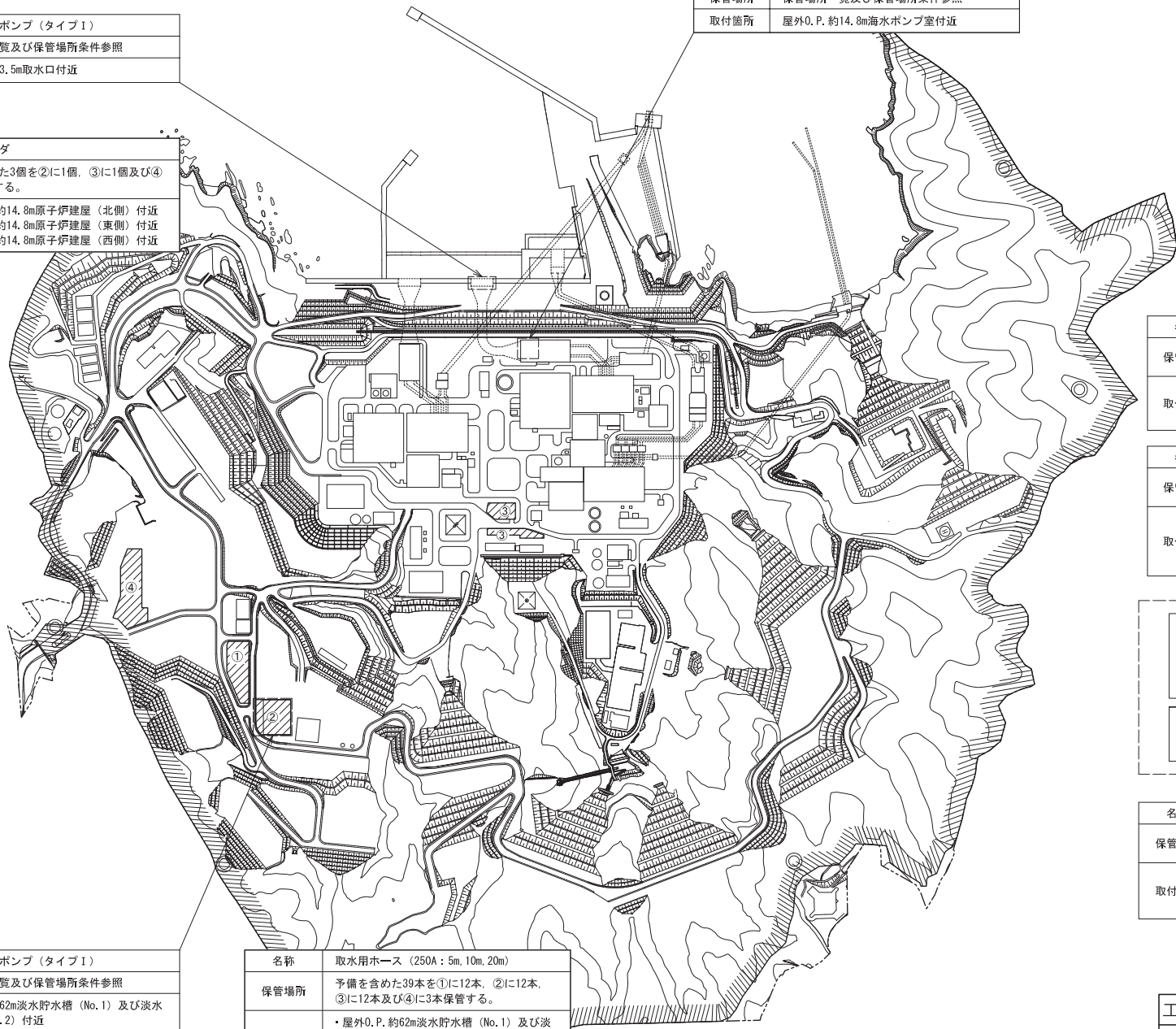
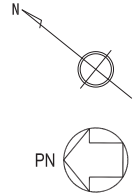
工事計画認可申請 第8-3-2-2-2-7回	
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉格納容器下部注水系 機器の配置を明示した図面（その7）
東北電力株式会社	

8.3.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

名称	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m取水口付近

名称	注水用ヘッダ
保管場所	予備を含めた3個を②に1個、③に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋（北側）付近 ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋（東側）付近 ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋（西側）付近

名称	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室付近



名称	送水用ホース（300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m）
保管場所	予備を含めた234本を①に74本、②に75本、③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m若しくは屋外0. P. 約14. 8m又は屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ（タイプⅠ）～屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ

名称	送水用ホース（150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた68本を②に41本、③に22本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ～屋外0. P. 約14. 8m格納容器スプレイ接続口（北）若しくは屋外0. P. 約14. 8m格納容器スプレイ接続口（東）又は屋外0. P. 約14. 8m制御建屋

保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14. 8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件（大容量送水ポンプ（タイプⅠ））	
予備を含めた5個を①に1個、②に1個、③に2個及び④に1個保管する。	

名称	可搬型ストレーナ
保管場所	予備を含めた5個を②に2個、③に2個及び④に1個保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14. 8m 原子炉建屋（北側）付近 ・屋外0. P. 約14. 8m 原子炉建屋（東側）付近 ・屋外0. P. 約14. 8m 原子炉建屋（西側）付近

名称	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）付近

名称	取水用ホース（250A：5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた39本を①に12本、②に12本、③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約62m淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）～屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ（タイプⅠ） ・屋外0. P. 約3. 5m取水口又は屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室～屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m大容量送水ポンプ（タイプⅠ）

：保管場所
：取付箇所

工事計画認可申請 第8-3-2-3-2-5図
 女川原子力発電所 第2号機

名称 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
 機器の配置を明示した図面（その5）

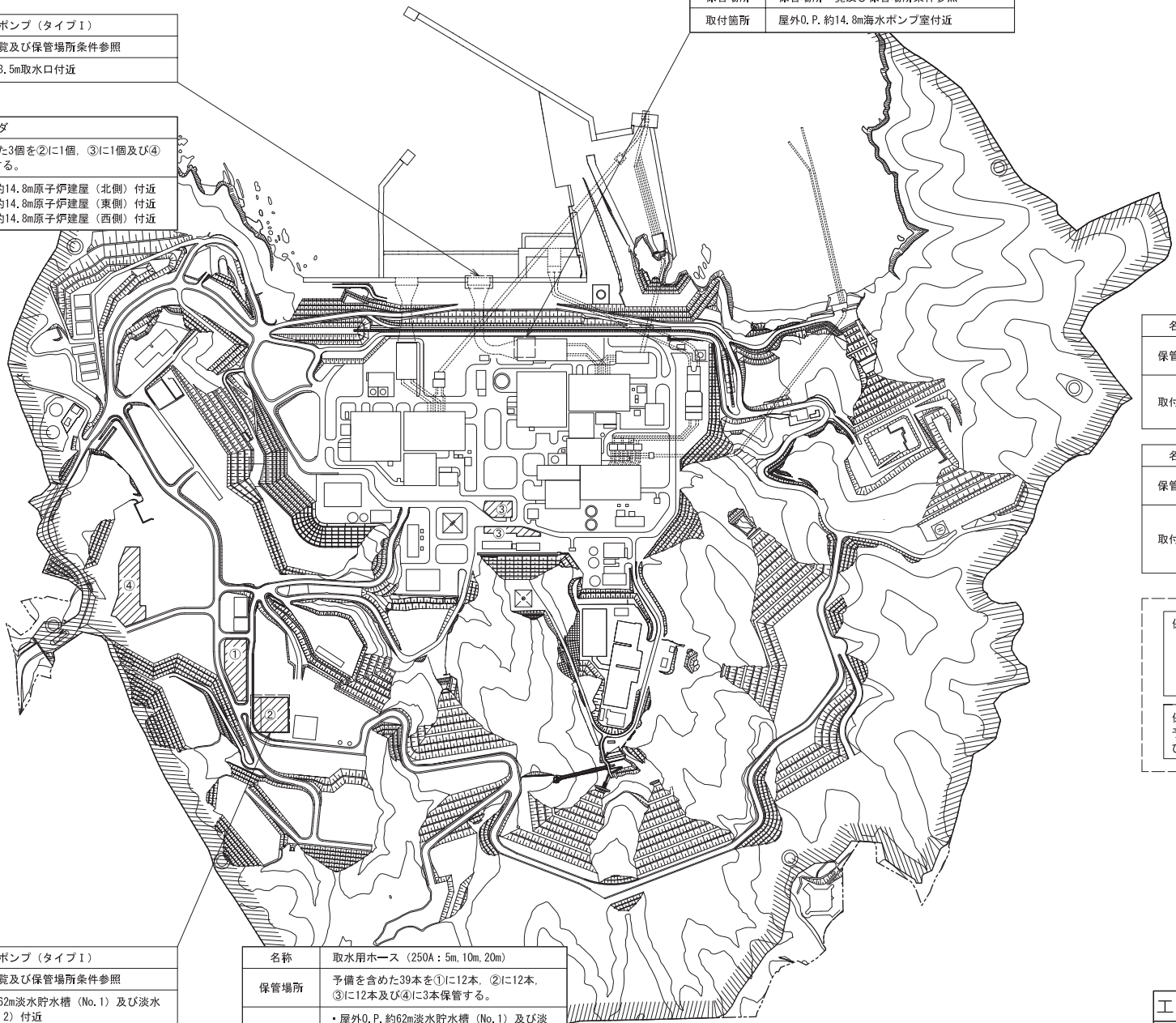
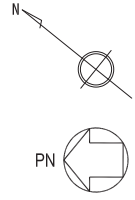
東北電力株式会社

8.3.2.6 低压代替注水系

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m取水口付近

名称	注水用ヘッダ
保管場所	予備を含めた3個を②に1個、③に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋（北側）付近 ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋（東側）付近 ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋（西側）付近

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室付近



名称	送水用ホース（300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m）
保管場所	予備を含めた234本を①に74本、②に75本、③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m若しくは屋外0. P. 約14. 8m又は屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ（タイプ1）～屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ

名称	送水用ホース（150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた68本を②に41本、③に22本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ～屋外0. P. 約14. 8m原子炉・格納容器下部注水接続口（北）又は屋外0. P. 約14. 8m原子炉・格納容器下部注水接続口（東）

保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14. 8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件（大容量送水ポンプ（タイプ1））	
予備を含めた5個を①に1個、②に1個、③に2個及び④に1個保管する。	

名称	大容量送水ポンプ（タイプ1）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）付近

名称	取水用ホース（250A：5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた39本を①に12本、②に12本、③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約62m淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）～屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ（タイプ1） ・屋外0. P. 約3. 5m取水口又は屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室～屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m大容量送水ポンプ（タイプ1）

：保管場所
：取付箇所

工事計画認可申請 第8-3-2-6-2-5 図
 女川原子力発電所 第2号機
 名称 低圧代替注水系
 機器の配置を明示した図面（その5）
 東北電力株式会社

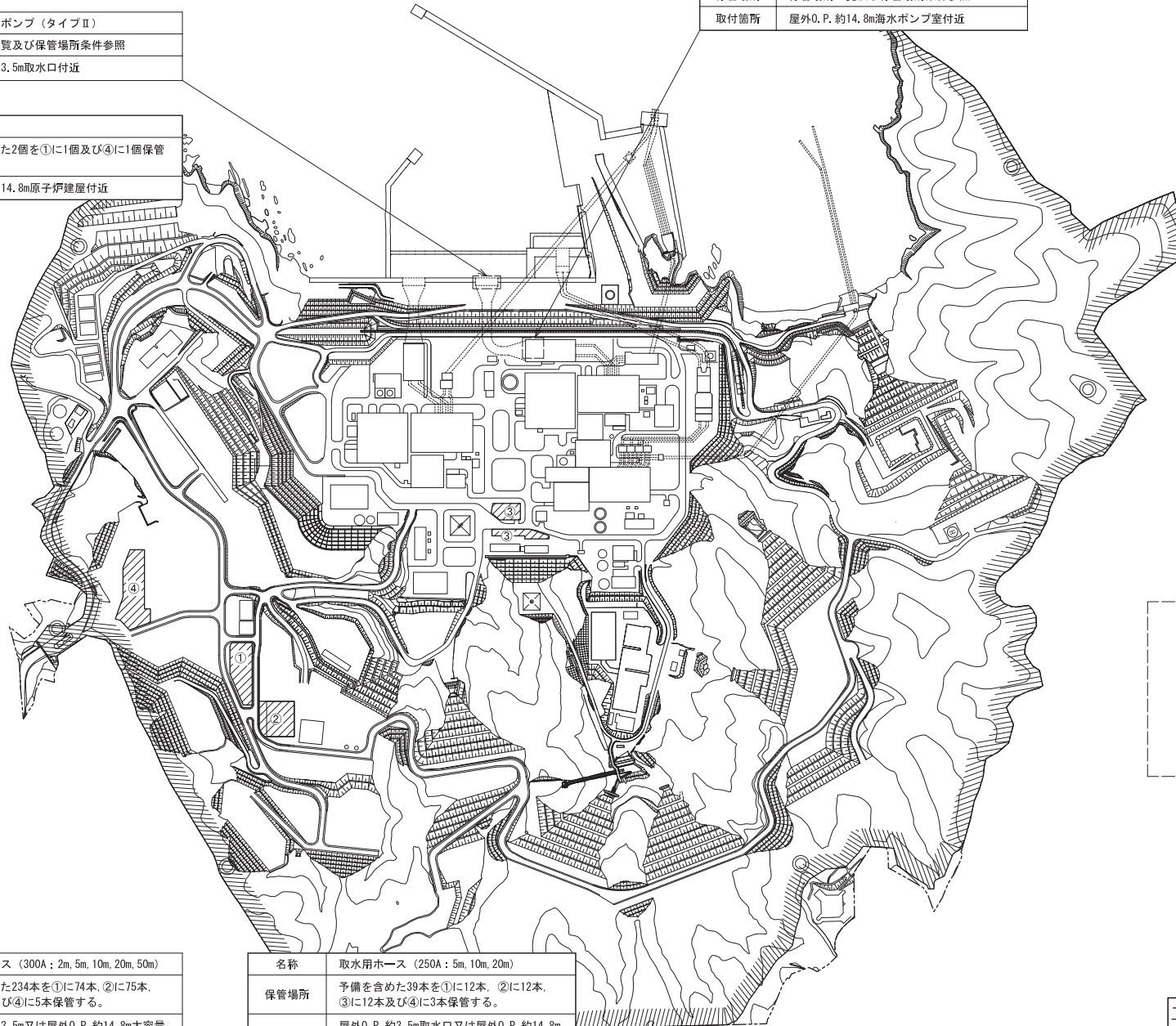
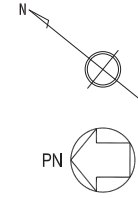
8.3.3 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに
格納容器再循環設備

8.3.3.4 放射性物質拡散抑制系

名称	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m取水口付近

名称	放水砲
保管場所	予備を含めた2個を①に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋付近

名称	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室付近



保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14. 8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件（大容量送水ポンプ（タイプⅡ）） 予備を含めた3個を①に1個、②に1個及び④に1個保管する。	

名称	送水用ホース（300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m）
保管場所	予備を含めた234本を①に74本、②に75本、③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m大容量送水ポンプ（タイプⅡ）～屋外0. P. 約14. 8m放水砲

名称	取水用ホース（250A：5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた39本を①に12本、②に12本、③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m取水口又は屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室～屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m大容量送水ポンプ（タイプⅡ）

: 保管場所
 : 取付箇所

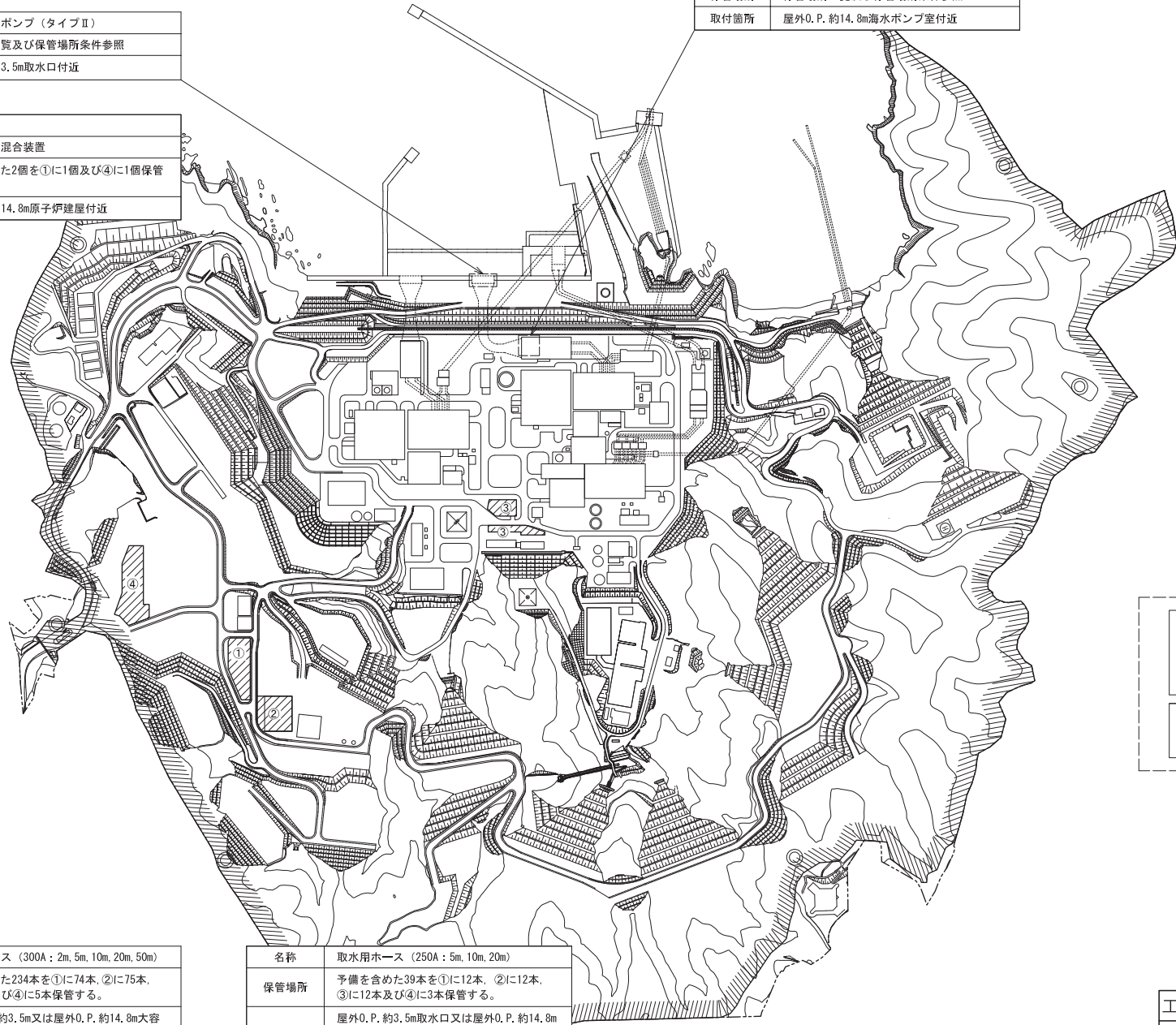
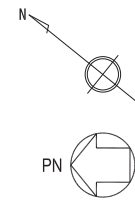
工事計画認可申請 第8-3-3-4-3-1 図	
女川原子力発電所 第2号機	
名称	放射性物質拡散抑制系 機器の配置を明示した図面（その1）
東北電力株式会社	

8.3.3.5 放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）

名称	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m取水口付近

名称	放水砲 泡消火薬剤混合装置
保管場所	予備を含めた2個を①に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋付近

名称	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室付近



保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14. 8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件（大容量送水ポンプ（タイプⅡ））	
予備を含めた3個を①に1個、②に1個及び④に1個保管する。	

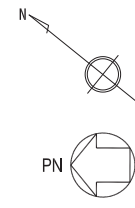
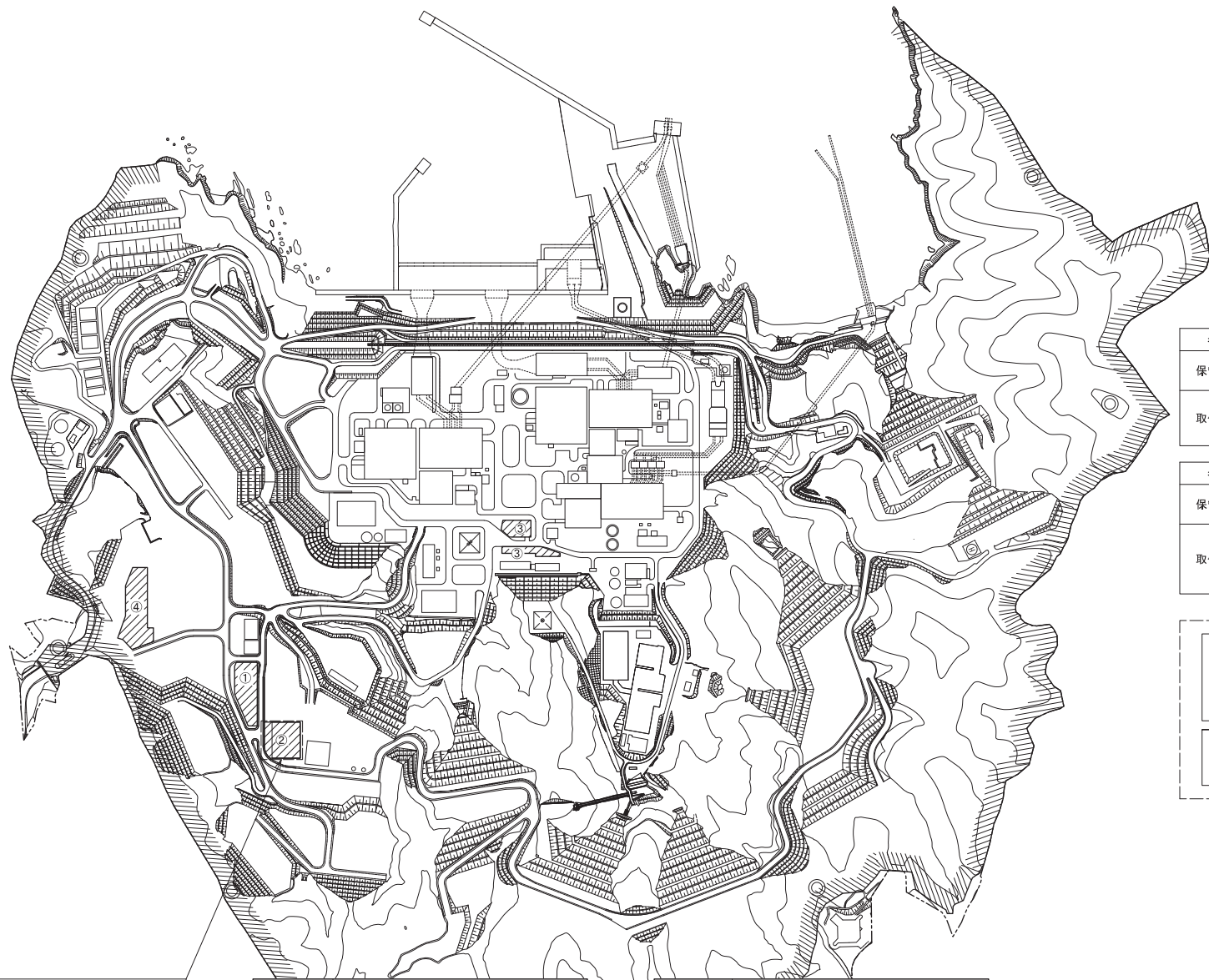
名称	送水用ホース（300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m）
保管場所	予備を含めた234本を①に74本、②に75本、③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m大容量送水ポンプ（タイプⅡ）～屋外0. P. 約14. 8m泡消火薬剤混合装置 ・屋外0. P. 約14. 8m泡消火薬剤混合装置～屋外0. P. 約14. 8m放水砲

名称	取水用ホース（250A：5m, 10m, 20m）
保管場所	予備を含めた39本を①に12本、②に12本、③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m取水口又は屋外0. P. 約14. 8m海水ポンプ室～屋外0. P. 約3. 5m又は屋外0. P. 約14. 8m大容量送水ポンプ（タイプⅡ）

: 保管場所
 : 取付箇所

工事計画認可申請 第8-3-3-5-2-1 図	
女川原子力発電所 第2号機	
名称	放射性物質拡散抑制系（航空機燃料火災への泡消火）機器の配置を明示した図面（その1）
東北電力株式会社	

8.3.3.7 原子炉格納容器フィルタベント系



名称	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)
保管場所	予備を含めた234本を①に74本, ②に75本, ③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m若しくは屋外0. P. 約14. 8m又は屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ (タイプ I) ~ 屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ

名称	送水用ホース (65A : 20m)
保管場所	予備を含めた15本を②に7本, ③に7本及び④に1本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ~ 屋外0. P. 約14. 8mフィルタ装置水補給接続口 (屋外) 又は屋内0. P. 約14. 8mフィルタ装置水補給接続口 (屋内)

保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14. 8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件 (大容量送水ポンプ (タイプ I))	
予備を含めた5個を①に1個, ②に1個, ③に2個及び④に1個保管する。	

名称	大容量送水ポンプ (タイプ I)
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) 付近

名称	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)
保管場所	予備を含めた39本を①に12本, ②に12本, ③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) ~ 屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ (タイプ I)

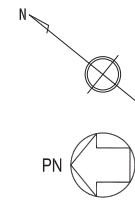
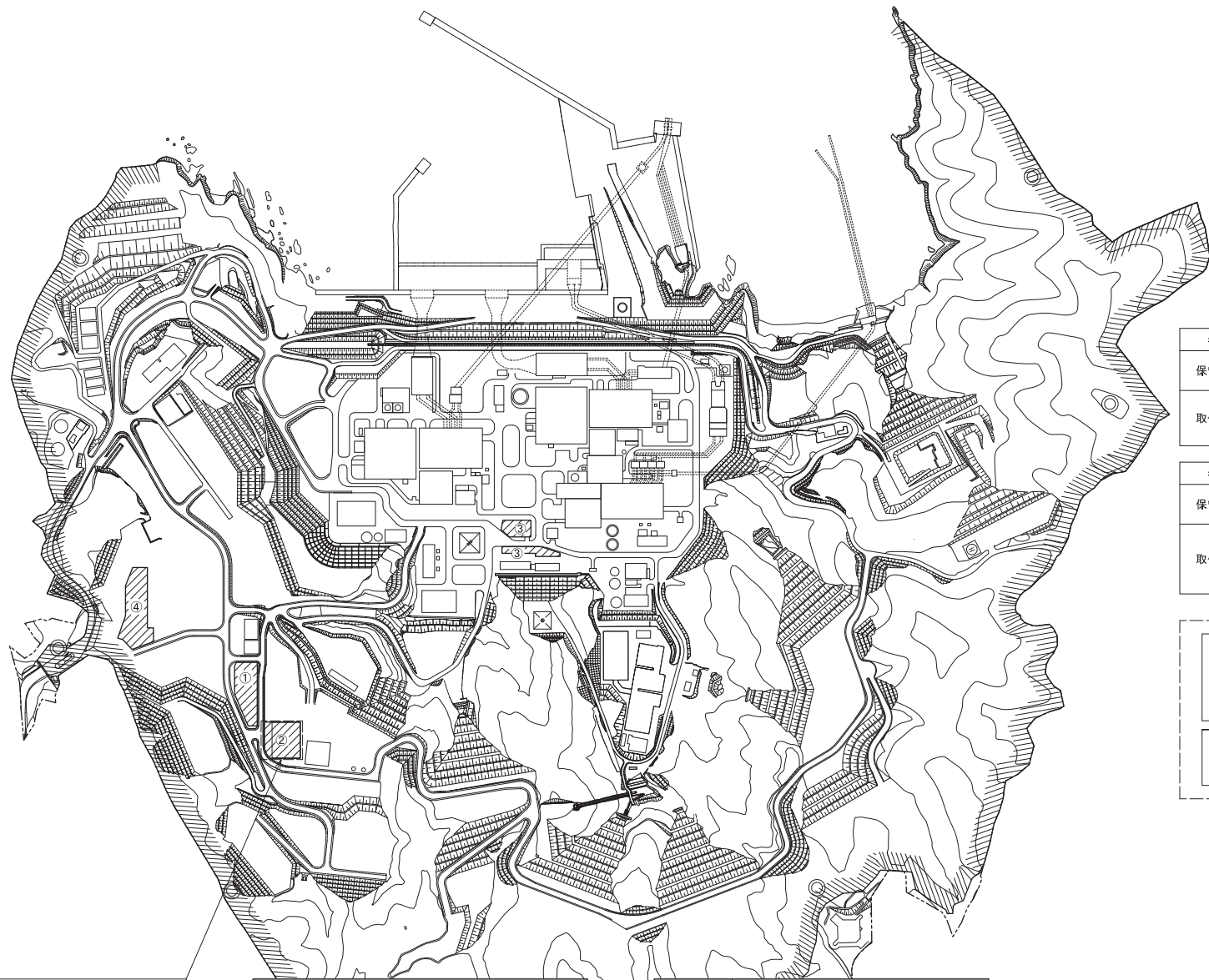
名称	注水用ヘッダ
保管場所	予備を含めた3個を②に1個, ③に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋 (北側) 付近 ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋 (東側) 付近

: 保管場所
 : 取付箇所

工事計画認可申請 第8-3-3-7-3-5 図	
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉格納容器フィルタベント系 機器の配置を明示した図面 (その5)
東北電力株式会社	

8.3.5 圧力逃がし装置

8.3.5.1 原子炉格納容器フィルタベント系



名称	送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)
保管場所	予備を含めた234本を①に74本, ②に75本, ③に80本及び④に5本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約3. 5m若しくは屋外0. P. 約14. 8m又は屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ (タイプ I) ~ 屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ

名称	送水用ホース (65A : 20m)
保管場所	予備を含めた15本を②に7本, ③に7本及び④に1本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約14. 8m注水用ヘッダ~屋外0. P. 約14. 8mフィルタ装置水補給接続口 (屋外) 又は屋内0. P. 約14. 8mフィルタ装置水補給接続口 (屋内)

保管場所一覧	
①第1保管エリア	屋外0. P. 約62m
②第2保管エリア	屋外0. P. 約62m
③第3保管エリア	屋外0. P. 約14. 8m
④第4保管エリア	屋外0. P. 約62m
保管場所条件 (大容量送水ポンプ (タイプ I))	
予備を含めた5個を①に1個, ②に1個, ③に2個及び④に1個保管する。	

名称	大容量送水ポンプ (タイプ I)
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) 付近

名称	取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)
保管場所	予備を含めた39本を①に12本, ②に12本, ③に12本及び④に3本保管する。
取付箇所	屋外0. P. 約62m淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) ~ 屋外0. P. 約62m大容量送水ポンプ (タイプ I)

名称	注水用ヘッダ
保管場所	予備を含めた3個を②に1個, ③に1個及び④に1個保管する。
取付箇所	・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋 (北側) 付近 ・屋外0. P. 約14. 8m原子炉建屋 (東側) 付近

: 保管場所
 : 取付箇所

工事計画認可申請 第8-3-5-1-4-6回	
女川原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉格納容器フィルタベント系 機器の配置を明示した図面 (その6)
東北電力株式会社	