

発 室 発 第 1 7 5 号
平 成 2 9 年 1 1 月 2 4 日

原子力規制委員会 殿

住所 東京都千代田区神田美土代町1番地1
氏名 日本原子力発電株式会社
取締役社長 村 松 衛

工事計画認可申請書の一部補正について

平成26年5月20日付け発室発第35号をもって申請しました工事計画認可申請書について、別紙のとおり一部補正します。

本資料のうち、枠囲みの内容は、
商業機密あるいは防護上の観点
から公開できません。

別紙

目次

1. 工事計画認可申請書補正項目を記載した書類
2. 補正を必要とする理由を記載した書類
3. 工事計画認可申請書補正内容及び補正を行う書類

1. 工事計画認可申請書補正項目を記載した書類

補正項目

平成26年5月20日付け発室発第35号にて申請した工事計画認可申請書のうち、「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 変更の理由」及び「Ⅴ 添付書類」を補正し、その内容については、「工事計画認可申請書補正内容及び補正を行う書類」に示す。

2. 補正を必要とする理由を記載した書類

補正を必要とする理由

平成26年5月20日付け発室発第35号にて申請した工事計画認可申請書について、実用発電用原子炉及びその附属施設の基本設計方針等を一部変更したことに伴い、変更が必要となった事項を反映するため及び表現の明確化並びに記載の適正化を行うことから「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 変更の理由」及び「Ⅴ 添付書類」を補正する。

3. 工事計画認可申請書補正内容及び補正を行う書類

(1) 工事計画認可申請書補正内容

- 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 変更の理由
- V 添付書類

(2) 補正を行う書類

補正を行う書類を別紙 1 に示す。

補正を行う書類

- 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 変更の理由
- V 添付書類

I 名称及び住所並びに代表者の氏名

名 称 日本原子力発電株式会社

住 所 東京都千代田区神田美土代町 1 番地 1

代表者の氏名 取締役社長 村松 衛

Ⅱ 工事計画

【申請範囲】（変更の工事に該当するものに限る。）

原子炉本体

2 炉心

- (1) 炉心形状，格子形状，燃料集合体数，炉心有効高さ及び炉心等価直径
- (2) 燃料材
- (5) 炉心支持構造物
 - イ 炉心シュラウド及びシュラウドサポート
 - a. 炉心シュラウド
 - b. シュラウドサポート
 - ロ 上部格子板
 - ハ 炉心支持板
 - ニ 燃料支持金具
 - a. 中央燃料支持金具
 - b. 周辺燃料支持金具
 - ホ 制御棒案内管

4 原子炉圧力容器

- (1) 原子炉圧力容器本体及び監視試験片
 - a. 原子炉圧力容器
- (2) 原子炉圧力容器支持構造物
 - イ 支持構造物
 - a. 原子炉圧力容器スカート
 - ロ 基礎ボルト
 - a. 原子炉圧力容器の基礎ボルト
- (3) 原子炉圧力容器付属構造物
 - イ 原子炉圧力容器スタビライザ
 - a. スタビライザ（原子炉圧力容器～しゃへい壁間）
 - ロ 原子炉格納容器スタビライザ
 - a. スタビライザ（しゃへい壁～格納容器間）
 - ハ 中性子束計測ハウジング
 - a. 中性子計測ハウジング
 - ニ 制御棒駆動機構ハウジング
 - ホ 制御棒駆動機構ハウジング支持金具
 - ト ジェットポンプ計測管貫通部シール

- チ 差圧検出・ほう酸水注入配管
 - a. 差圧検出・ほう酸水注入管（ティーよりN10ノズルまでの外管）
- (4) 原子炉压力容器内部構造物
 - イ 蒸気乾燥器の蒸気乾燥器ユニット及び蒸気乾燥器ハウジング
 - a. 蒸気乾燥器ユニット
 - b. 蒸気乾燥器ハウジング
 - ロ 気水分離器及びスタンドパイプ
 - a. 気水分離器
 - b. スタンドパイプ
 - ハ シュラウドヘッド
 - ニ ジェットポンプ
 - ホ スパージャ及び内部配管
 - a. 給水スパージャ
 - b. 高圧炉心スプレイスパージャ
 - c. 低圧炉心スプレイスパージャ
 - d. 残留熱除去系配管（原子炉压力容器内部）
 - e. 高圧炉心スプレイ配管（原子炉压力容器内部）
 - f. 低圧炉心スプレイ配管（原子炉压力容器内部）
 - g. 差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉压力容器内部）
 - ヘ 中性子束計測案内管
 - a. 中性子計測案内管

5 原子炉本体の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

表1 原子炉本体の主要設備リスト

6 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

1 燃料取扱設備

- (1) 新燃料又は使用済燃料を取り扱う機器
 - a. 燃料取替機
 - b. 原子炉建屋クレーン
 - c. 使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン

3 使用済燃料貯蔵設備

- (1) 使用済燃料貯蔵槽
 - a. 使用済燃料プール
- (2) 使用済燃料運搬用容器ピット
 - a. キャスクピット
- (3) 使用済燃料貯蔵ラック
 - a. 使用済燃料貯蔵ラック
- (5) 制御棒貯蔵ラック
 - a. 制御棒貯蔵ラック
- (6) 制御棒貯蔵ハンガ
 - a. 制御棒貯蔵ハンガ
- (7) 使用済燃料貯蔵用容器
 - a. 使用済燃料乾式貯蔵容器
 - b. 使用済燃料乾式貯蔵容器（タイプⅡ）
- (8) 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
 - a. 使用済燃料プール温度
 - b. 使用済燃料プール水位
 - c. 使用済燃料プール温度（S A）
 - d. 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備

4.1 燃料プール冷却浄化系

- (5) スキマサージ槽
 - a. スキマサージタンク
- (8) 主配管
 - ・常設

4.2 代替燃料プール注水系

- (2) ポンプ
 - ・常設
 - a. 常設低圧代替注水系ポンプ
 - ・可搬型

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ
 - b. 可搬型代替注水中型ポンプ
 - (4) 貯蔵槽
 - a. 代替淡水貯槽
 - b. 西側淡水貯水設備
 - (8) 主配管
 - ・常設
 - ・可搬型
- 4.3 代替燃料プール冷却系
 - (5) スキマサージ槽
 - a. スキマサージタンク
- 4.4 原子炉建屋放水設備
 - (2) ポンプ
 - ・可搬型
 - a. 可搬型代替注水大型ポンプ
 - (8) 主配管
 - ・可搬型
- 4.5 代替水源供給設備
 - (2) ポンプ
 - ・可搬型
 - a. 可搬型代替注水大型ポンプ
 - b. 可搬型代替注水中型ポンプ
 - (4) 貯蔵槽
 - a. 代替淡水貯槽
 - b. 西側淡水貯水設備
 - (8) 主配管
 - ・可搬型
- 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
 - 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
 - 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
- 6 設計及び工事に係る品質管理の方法等
 - (1) 品質保証の実施に係る組織
 - (2) 保安活動の計画

- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

原子炉冷却系統施設

3 原子炉冷却材再循環設備

3.1 原子炉冷却材再循環系

- (1) ポンプ
 - a. 再循環系ポンプ
- (3) 主配管

4 原子炉冷却材の循環設備

4.1 主蒸気系

- (3) 容器
 - a. 自動減圧機能用アキュムレータ
 - b. 逃がし安全弁制御用アキュムレータ
 - c. 主蒸気隔離弁制御用アキュムレータ
- (5) 主蒸気流量制限器
 - a. 流出制限器
- (6) 安全弁及び逃がし弁
 - a. 逃がし安全弁
- (7) 主要弁
- (8) 主配管

4.2 復水給水系

- (7) 主要弁
- (8) 主配管

4.6 主蒸気隔離弁漏えい抑制系

- (8) 主配管

5 残留熱除去設備

5.1 残留熱除去系

- (2) 熱交換器
 - ・常設
 - a. 残留熱除去系熱交換器
- (3) ポンプ

- ・常設
 - a. 残留熱除去系ポンプ
- (5) ろ過装置
 - ・常設
 - a. 残留熱除去系ストレーナ
- (6) 安全弁及び逃がし弁
 - ・常設
- (7) 主要弁
 - ・常設
- (8) 主配管
 - ・常設
- 5.2 格納容器圧力逃がし装置
 - (8) 主配管
 - ・常設
- 5.3 耐圧強化ベント系
 - (8) 主配管
 - ・常設
- 6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備
 - 6.1 高圧炉心スプレイ系
 - (1) ポンプ
 - ・常設
 - a. 高圧炉心スプレイ系ポンプ
 - (4) ろ過装置
 - ・常設
 - a. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ
 - (5) 安全弁及び逃がし弁
 - ・常設
 - (6) 主要弁
 - ・常設
 - (7) 主配管
 - ・常設
 - 6.2 低圧炉心スプレイ系
 - (1) ポンプ
 - ・常設
 - a. 低圧炉心スプレイ系ポンプ

- (4) ろ過装置
 - ・常設
 - a. 低圧炉心スプレイ系ストレーナ
- (5) 安全弁及び逃がし弁
 - ・常設
- (6) 主要弁
 - ・常設
- (7) 主配管
 - ・常設

6.3 原子炉隔離時冷却系

- (1) ポンプ
 - ・常設
 - a. 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- (4) ろ過装置
 - ・常設
 - a. 原子炉隔離時冷却系ストレーナ
- (5) 安全弁及び逃がし弁
 - ・常設
- (7) 主配管
 - ・常設

6.4 低圧注水系

- (1) ポンプ
 - ・常設
 - a. 残留熱除去系ポンプ
- (4) ろ過装置
 - ・常設
 - a. 残留熱除去系ストレーナ
- (5) 安全弁及び逃がし弁
 - ・常設
- (7) 主配管
 - ・常設

6.5 ほう酸水注入系

- (1) ポンプ
 - ・常設
 - a. ほう酸水注入ポンプ
- (2) 容器

- ・常設
 - a. ほう酸水貯蔵タンク
- (5) 安全弁及び逃がし弁
 - ・常設
- (7) 主配管
 - ・常設
- 6.6 高压代替注水系
 - (1) ポンプ
 - ・常設
 - a. 常設高压代替注水系ポンプ
 - (4) ろ過装置
 - ・常設
 - a. 高压炉心スプレイ系ストレーナ
 - (5) 安全弁及び逃がし弁
 - ・常設
 - (7) 主配管
 - ・常設
- 6.7 低压代替注水系
 - (1) ポンプ
 - ・常設
 - a. 常設低压代替注水系ポンプ
 - ・可搬型
 - a. 可搬型代替注水大型ポンプ
 - b. 可搬型代替注水中型ポンプ
 - (3) 貯蔵槽
 - a. 代替淡水貯槽
 - (5) 安全弁及び逃がし弁
 - ・常設
 - (7) 主配管
 - ・常設
 - ・可搬型
- 6.8 代替循環冷却系
 - (4) ろ過装置
 - ・常設
 - a. 残留熱除去系ストレーナ
 - (5) 安全弁及び逃がし弁

- ・常設
- (7) 主配管
 - ・常設
- 6.9 代替水源供給設備
 - (1) ポンプ
 - ・可搬型
 - a. 可搬型代替注水大型ポンプ
 - b. 可搬型代替注水中型ポンプ
 - (3) 貯蔵槽
 - a. 代替淡水貯槽
 - b. 西側淡水貯水設備
 - (7) 主配管
 - ・可搬型
- 7 原子炉冷却材補給設備
 - 7.1 原子炉隔離時冷却系
 - (1) ポンプ
 - a. 原子炉隔離時冷却系ポンプ
 - (4) 主要弁
 - (5) 主配管
- 8 原子炉補機冷却設備
 - 8.1 原子炉補機冷却系
 - (7) 安全弁及び逃がし弁
 - ・常設
 - 8.2 残留熱除去系海水系
 - (3) ポンプ
 - ・常設
 - a. 残留熱除去系海水系ポンプ
 - (6) ろ過装置
 - ・常設
 - a. 残留熱除去系海水系ストレーナ
 - (7) 安全弁及び逃がし弁
 - ・常設
 - (9) 主配管
 - ・常設

8.3 緊急用海水系

- (3) ポンプ
 - ・ 常設
 - a. 緊急用海水ポンプ
- (7) 安全弁及び逃がし弁
 - ・ 常設
- (9) 主配管
 - ・ 常設

9 原子炉冷却材浄化設備

9.1 原子炉冷却材浄化系

- (4) 安全弁及び逃がし弁
- (5) 主要弁
- (6) 主配管

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

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

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

12 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

蒸気タービン

3 蒸気タービンの基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

表1 蒸気タービンの主要設備リスト

4 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画

- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

計測制御系統施設

1 制御方式及び制御方法

- (1) 発電用原子炉の制御方式
- (2) 発電用原子炉の制御方法

2 制御材

- (1) 制御棒
- (2) ほう酸水

3 制御材駆動装置

- (1) 制御棒駆動機構
 - ・ 常設
- (2) 制御棒駆動水圧設備
 - (2.1) 制御棒駆動水圧系
 - ロ 容器
 - ・ 常設
 - a. 水圧制御ユニットアキュムレータ
 - b. 水圧制御ユニット窒素容器
 - ニ 主要弁
 - ・ 常設
 - ホ 主配管
 - ・ 常設

4 ほう酸水注入設備

4.1 ほう酸水注入系

- (1) ポンプ
 - ・ 常設
 - a. ほう酸水注入ポンプ
- (2) 容器
 - ・ 常設
 - a. ほう酸水貯蔵タンク

(3) 安全弁及び逃がし弁

- ・ 常設

(5) 主配管

- ・ 常設

5 計測装置

(1) 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

- ・ 常設

- a. 起動領域計装
- b. 出力領域計装

(2) 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量を計測する装置

- ・ 常設

- a. 主蒸気流量
- b. 原子炉压力容器温度
- c. 高圧代替注水系系統流量
- d. 低圧代替注水系原子炉注水流量
- g. 残留熱除去系熱交換器入口温度
- h. 残留熱除去系熱交換器出口温度
- i. 原子炉隔離時冷却系系統流量
- j. 高圧炉心スプレイ系系統流量
- k. 低圧炉心スプレイ系系統流量
- l. 残留熱除去系系統流量

(3) 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

- ・ 常設

- b. 原子炉圧力（S A）
- c. 原子炉水位
- d. 原子炉水位（広帯域）
- f. 原子炉水位（S A広帯域）
- g. 原子炉水位（S A燃料域）

(4) 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

- ・ 常設

- b. サプレッション・チェンバ圧力
- c. サプレッション・プール水温度
- d. ドライウェル雰囲気温度
- e. サプレッション・チェンバ雰囲気温度
- f. 格納容器内水素濃度

- g. 格納容器内水素濃度 (S A)
- h. 格納容器内酸素濃度
- i. 格納容器内酸素濃度 (S A)
- j. 格納容器下部水温
- (5) 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置
 - ・常設
 - a. 代替淡水貯槽水位
- (10) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
 - ・常設
 - a. 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
 - b. 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- (11) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
 - ・常設
 - a. サプレッション・プール水位
 - b. 格納容器下部水位
- (12) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置
 - ・常設
 - a. 原子炉建屋水素濃度

7 工学的安全施設等の起動信号の種類，検出器の種類，個数及び取付箇所，工学的安全施設等の起動に要する信号の個数及び設定値並びに工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件

7.1 自動減圧系

- ・常設
 - a. 自動減圧系の起動阻止スイッチ

7.2 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

- ・常設
 - a. 原子炉圧力高
 - b. 原子炉水位異常低
 - c. 手動スイッチ

7.3 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

- ・常設
 - a. 原子炉圧力高
 - b. 原子炉水位異常低
 - c. 原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ
 - d. 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ

7.4 過渡時自動減圧機能

- ・ 常設
 - a. 原子炉水位異常低
 - b. 自動減圧系の起動阻止スイッチ

8 制御用空気設備

8.1 窒素供給系

(5) 主配管

- ・ 常設

8.2 非常用窒素供給系

(2) 容器

- ・ 可搬型
 - a. 高圧窒素ポンプ

(3) 安全弁

- ・ 常設

(5) 主配管

- ・ 常設

10 計測制御系統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

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト

表2 計測制御系統施設の兼用設備リスト

11 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

発電用原子炉の運転を管理するための制御装置

1 制御方式

2 中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能

- a. 中央制御室機能
- b. 中央制御室外原子炉停止機能

放射性廃棄物の廃棄施設

2 気体、液体又は固体廃棄物処理設備

2.4 その他

(16) 排気筒

- a. 主排気筒
- b. 非常用ガス処理系排気筒

5 放射性廃棄物の廃棄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

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト

6 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

放射線管理施設

1 放射線管理用計測装置

(1) プロセスモニタリング設備

イ 主蒸気管中の放射性物質濃度を計測する装置

・常設

- a. 主蒸気管放射線モニタ

ロ 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置

・常設

- a. 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- b. 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)

ハ 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を計測する装置

- ・常設
 - a. 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ
 - b. フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）
 - c. フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）
 - d. 耐圧強化ベント系放射線モニタ
- (2) エリアモニタリング設備
 - ハ 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置
 - ・可搬型
 - a. 緊急時対策所エリアモニタ
 - ニ 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置
 - ・常設
 - a. 原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）
 - b. 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）
 - c. 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）
- (3) 固定式周辺モニタリング設備
 - a. モニタリング・ポスト（東海発電所と共用）
- (4) 移動式周辺モニタリング設備
 - a. 可搬型モニタリング・ポスト
 - b. β 線サーベイ・メータ
 - c. NaIシンチレーションサーベイ・メータ
 - d. ZnSシンチレーションサーベイ・メータ
 - e. 電離箱サーベイ・メータ
 - f. 放射能観測車搭載機器（東海発電所と共用）

2 換気設備

2.1 中央制御室換気系

- (3) 主配管
 - ・常設
- (6) フィルター
 - ・常設
 - a. 中央制御室換気系フィルタユニット

2.2 中央制御室待避室

- (1) 容器
 - ・可搬型
 - a. 中央制御室待避室空気ポンプ
- (3) 主配管

- ・ 常設

2.3 緊急時対策所換気系

(1) 容器

- ・ 可搬型
 - a. 緊急時対策所加圧設備

(3) 主配管

- ・ 常設

(4) 送風機

- ・ 常設
 - a. 緊急時対策所非常用送風機

(6) フィルター

- ・ 常設
 - a. 緊急時対策所非常用フィルタ装置

2.4 第二弁操作室

(1) 容器

- ・ 可搬型
 - a. 第二弁操作室空気ポンプ

(3) 主配管

- ・ 常設

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

表1 放射線管理施設の主要設備リスト

5 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

原子炉格納施設

1 原子炉格納容器

- (1) 原子炉格納容器本体
 - a. 原子炉格納容器

- (2) 機器搬出入口
 - a. 機器搬入用ハッチ
- (3) エアロック
 - a. 所員用エアロック
 - b. サプレッション・チェンバアクセスハッチ
- (4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部
 - a. 配管貫通部
 - (a) ベローズ付貫通部
 - (b) ベローズなし貫通部
 - (c) 二重管型
 - (d) 計装用
 - b. 電気配線貫通部

2 原子炉建屋

- (1) 原子炉建屋原子炉棟
 - a. 原子炉建屋原子炉棟
- (2) 機器搬出入口
 - a. 原子炉建屋大物搬入口
- (3) エアロック
 - a. 原子炉建屋エアロック
- (4) 原子炉建屋基礎スラブ
 - a. 原子炉建屋基礎盤

3 圧力低減設備その他の安全設備

- (1) 真空破壊装置
 - a. 真空破壊弁
- (2) ダイヤフラムフロア
- (4) ベント管
- (6) 原子炉格納容器安全設備
 - (6.1) 格納容器スプレイヘッダ
ヌ 主配管
 - ・常設
 - (6.2) 格納容器スプレイ冷却系
ロ 熱交換器
 - ・常設
 - a. 残留熱除去系熱交換器

ハ ポンプ

- ・常設

- a. 残留熱除去系ポンプ

ト ろ過装置

- ・常設

- a. 残留熱除去系ストレーナ

チ 安全弁及び逃がし弁

- ・常設

ヌ 主配管

- ・常設

(6.3) サプレッション・プール冷却系

ロ 熱交換器

- ・常設

- a. 残留熱除去系熱交換器

ハ ポンプ

- ・常設

- a. 残留熱除去系ポンプ

ト ろ過装置

- ・常設

- a. 残留熱除去系ストレーナ

チ 安全弁及び逃がし弁

- ・常設

ヌ 主配管

- ・常設

(6.4) 代替格納容器スプレイ冷却系

ハ ポンプ

- ・常設

- a. 常設低圧代替注水系ポンプ

- ・可搬型

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ

- b. 可搬型代替注水中型ポンプ

ヘ 貯蔵槽

- a. 代替淡水貯槽

- b. 西側淡水貯水設備

ヌ 主配管

- ・常設

- ・可搬型

(6.5) 代替循環冷却系

ロ 熱交換器

- ・常設

- a. 残留熱除去系熱交換器

ハ ポンプ

- ・常設

- a. 代替循環冷却系ポンプ

ト ろ過装置

- ・常設

- a. 残留熱除去系ストレーナ

チ 安全弁及び逃がし弁

- ・常設

ヌ 主配管

- ・常設

(6.6) 格納容器下部注水系

ハ ポンプ

- ・常設

- a. 常設低圧代替注水系ポンプ

- ・可搬型

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ

- b. 可搬型代替注水中型ポンプ

ヘ 貯蔵槽

- a. 代替淡水貯槽

- b. 西側淡水貯水設備

ヌ 主配管

- ・常設

- ・可搬型

(6.7) 原子炉隔離時冷却系

ハ ポンプ

- ・常設

- a. 原子炉隔離時冷却系ポンプ

ト ろ過装置

- ・常設

- a. 原子炉隔離時冷却系ストレーナ

チ 安全弁及び逃がし弁

- ・常設

ヌ 主配管

- ・常設

(6.8) 高圧代替注水系

ハ ポンプ

- ・常設

- a. 常設高圧代替注水系ポンプ

ト ろ過装置

- ・常設

- a. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ

ヌ 主配管

- ・常設

(6.9) 低圧代替注水系

ハ ポンプ

- ・常設

- a. 常設低圧代替注水系ポンプ

- ・可搬型

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ

- b. 可搬型代替注水中型ポンプ

ヘ 貯蔵槽

- a. 代替淡水貯槽

- b. 西側淡水貯水設備

チ 安全弁及び逃がし弁

- ・常設

ヌ 主配管

- ・常設

- ・可搬型

(6.10) ほう酸水注入系

ハ ポンプ

- ・常設

- a. ほう酸水注入ポンプ

ホ 容器

- ・常設

- a. ほう酸水貯蔵タンク

チ 安全弁及び逃がし弁

- ・常設

ヌ 主配管

- ・常設

(6.11) 原子炉建屋放水設備

ハ ポンプ

- ・可搬型
 - a. 可搬型代替注水大型ポンプ

ヌ 主配管

- ・可搬型

(6.12) 代替水源供給設備

ハ ポンプ

- ・可搬型
 - a. 可搬型代替注水大型ポンプ
 - b. 可搬型代替注水中型ポンプ

ヘ 貯蔵槽

- a. 代替淡水貯槽
- b. 西側淡水貯水設備

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

(7.1) 原子炉建屋ガス処理系

(7.1.1) 非常用ガス再循環系

ヌ 主要弁

- ・常設

ル 主配管

- ・常設

ヨ 排風機

- ・常設
 - a. 非常用ガス再循環系排風機

タ フィルター

- ・常設
 - a. 非常用ガス再循環系フィルタトレイン

(7.1.2) 非常用ガス処理系

ヌ 主要弁

- ・常設

ル 主配管

- ・常設

タ フィルター

- ・ 常設

- a. 非常用ガス処理系フィルタトレイン

(7.2) 可燃性ガス濃度制御系

ホ 加熱器

- ・ 常設

- a. 可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器

リ 安全弁及び逃がし弁

- ・ 常設

ル 主配管

- ・ 常設

ヲ ブロワ

- ・ 常設

- a. 可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ

ワ 再結合装置

- ・ 常設

- a. 可燃性ガス濃度制御系再結合装置

(7.3) 水素濃度抑制系

ワ 再結合装置

- ・ 常設

- a. 静的触媒式水素再結合器

(7.4) 主蒸気隔離弁漏えい抑制系

へ 容器

- ・ 常設

- a. 低圧マニホールド

ル 主配管

- ・ 常設

ヲ ブロワ

- ・ 常設

- a. 主蒸気隔離弁漏えい抑制系ブロワ

(8) 原子炉格納容器調気設備

(8.1) 不活性ガス系

ホ 主配管

- ・ 常設

(9) 圧力逃がし装置

(9.1) 格納容器圧力逃がし装置

- ハ 圧力開放板
 - ニ 主配管
 - ・ 常設
 - ・ 可搬型
 - ヘ フィルター
 - ・ 常設
 - a. フィルタ装置
- (9.2) 代替水源供給設備
- ニ 主配管
 - ・ 可搬型

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
 - 表1 原子炉格納施設の主要設備リスト
 - 表2 原子炉格納施設の兼用設備リスト

5 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

その他発電用原子炉の附属施設

1 非常用電源設備

1 常用電源設備との切替方法

- 1.1 非常用ディーゼル発電装置
 - a. 非常用ディーゼル発電機
- 1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置
 - a. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
- 1.3 常設代替高圧電源装置
 - a. 常設代替高圧電源装置
- 1.4 緊急時対策所用発電機
 - a. 緊急時対策所用発電機
- 1.5 可搬型代替低圧電源車

- a. 可搬型代替低圧電源車

2 非常用発電装置

2.1 非常用ディーゼル発電装置

(2) 内燃機関

イ 機関及び過給機

- ・常設

- a. 非常用ディーゼル発電機内燃機関

ロ 調速装置及び非常調速装置

- a. 非常用ディーゼル発電機調速装置

- b. 非常用ディーゼル発電機非常調速装置

ハ 内燃機関に附属する冷却水設備

- ・常設

- a. 非常用ディーゼル発電機冷却水ポンプ

ニ 内燃機関に附属する空気圧縮設備

1 空気だめ

- ・常設

- a. 非常用ディーゼル発電機空気だめ

2 空気だめの安全弁

- ・常設

ホ 燃料デイトンク又はサービスタンク

- ・常設

- a. 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク

(5) 発電機

イ 発電機

- ・常設

- a. 非常用ディーゼル発電機

ロ 励磁装置

- ・常設

- a. 非常用ディーゼル発電機励磁装置

ハ 保護継電装置

- a. 非常用ディーゼル発電機保護継電装置

ニ 原動機との連結方法

(6) 冷却設備

ロ ポンプ

- ・常設

- a. 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ

ハ ろ過装置

- ・常設

- a. 非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ

ホ 主配管

- ・常設

2.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置

(2) 内燃機関

イ 機関及び過給機

- ・常設

- a. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機内燃機関

ロ 調速装置及び非常調速装置

- a. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機調速装置
- b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機非常調速装置

ハ 内燃機関に附属する冷却水設備

- ・常設

- a. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機冷却水ポンプ

ニ 内燃機関に附属する空気圧縮設備

1 空気だめ

- ・常設

- a. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機空気だめ

2 空気だめの安全弁

- ・常設

ホ 燃料デイトンク又はサービスタンク

- ・常設

- a. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク

(5) 発電機

イ 発電機

- ・常設

- a. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

ロ 励磁装置

- ・常設

- a. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機励磁装置

ハ 保護継電装置

- a. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機保護継電装置

ニ 原動機との連結方法

(6) 冷却設備

ロ ポンプ

・常設

- a. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ

ハ ろ過装置

・常設

- a. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレーナ

ホ 主配管

・常設

2.4 緊急時対策所用発電機

(2) 内燃機関

イ 機関及び過給機

・常設

- a. 緊急時対策所用発電機内燃機関

ロ 調速装置及び非常調速装置

- a. 緊急時対策所用発電機調速装置

- b. 緊急時対策所用発電機非常調速装置

ハ 内燃機関に附属する冷却水設備

・常設

- a. 緊急時対策所用発電機冷却水ポンプ

(5) 発電機

イ 発電機

・常設

- a. 緊急時対策所用発電機

ロ 励磁装置

・常設

- a. 緊急時対策所用発電機励磁装置

ハ 保護継電装置

- a. 緊急時対策所用発電機保護継電装置

ニ 原動機との連結方法

2.5 可搬型代替低圧電源車

(2) 内燃機関

イ 機関及び過給機

・可搬型

- a. 可搬型代替低圧電源車内燃機関

ロ 調速装置及び非常調速装置

- a. 可搬型代替低圧電源車調速装置
 - b. 可搬型代替低圧電源車非常調速装置
- ハ 内燃機関に附属する冷却水設備
 - ・可搬型
 - a. 可搬型代替低圧電源車冷却水ポンプ
- ホ 燃料デイトンク又はサービスタンク
 - ・可搬型
 - a. 可搬型代替低圧電源車燃料タンク
- (4) 燃料設備
 - ロ 容器
 - ・常設
 - a. 可搬型設備用軽油タンク
 - ・可搬型
 - b. タンクローリ
 - 二 主配管
 - ・可搬型
- (5) 発電機
 - イ 発電機
 - ・可搬型
 - a. 可搬型代替低圧電源車
 - ロ 励磁装置
 - ・可搬型
 - a. 可搬型代替低圧電源車励磁装置
 - ハ 保護継電装置
 - a. 可搬型代替低圧電源車保護継電装置
 - 二 原動機との連結方法
- 2.6 可搬型窒素供給装置用電源車
 - (2) 内燃機関
 - イ 機関及び過給機
 - ・可搬型
 - a. 可搬型窒素供給装置用電源車内燃機関
 - ロ 調速装置及び非常調速装置
 - a. 可搬型窒素供給装置用電源車調速装置
 - b. 可搬型窒素供給装置用電源車非常調速装置
 - ハ 内燃機関に附属する冷却水設備
 - ・可搬型

- a. 可搬型窒素供給装置用電源車冷却水ポンプ
- ホ 燃料デイトンク又はサービスタンク
 - ・可搬型
 - a. 可搬型窒素供給装置用電源車燃料タンク
- (4) 燃料設備
 - ロ 容器
 - ・常設
 - a. 可搬型設備用軽油タンク
 - ・可搬型
 - a. タンクローリ
 - 二 主配管
 - ・可搬型
- (5) 発電機
 - イ 発電機
 - ・可搬型
 - a. 可搬型窒素供給装置用電源車
 - ロ 励磁装置
 - ・可搬型
 - a. 可搬型窒素供給装置用電源車励磁装置
 - ハ 保護継電装置
 - a. 可搬型窒素供給装置用電源車保護継電装置
 - ニ 原動機との連結方法

3 その他の電源装置

3.1 その他の電源装置

- (1) 無停電電源装置
 - ・常設
 - a. 非常用無停電電源装置
 - b. 緊急用無停電電源装置
 - ・可搬型
 - a. 可搬型整流器
- (2) 電力貯蔵装置
 - ・常設
 - a. 125V系蓄電池
 - b. 中性子モニタ用蓄電池
 - c. 緊急用125V系蓄電池

d. 緊急時対策所用125V系蓄電池

4 非常用電源設備の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

表1 非常用電源設備の主要設備リスト

5 設計及び工事に係る品質管理の方法等

(1) 品質保証の実施に係る組織

(2) 保安活動の計画

(3) 保安活動の実施

(4) 保安活動の評価

(5) 保安活動の改善

2 常用電源設備

1 発電機

(1) 発電機

a. 発電機

(2) 励磁装置

a. 主励磁置

b. 副励磁置

(3) 保護継電装置

a. 発電機

(4) 原動機との連結方法

3 遮断器

(1) 遮断器

a. 線路用275kVしゃ断器

(2) 保護継電装置

a. 線路用275kVしゃ断器

4 常用電源設備の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

表1 常用電源設備の主要設備リスト

5 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

3 補助ボイラー

15 ボイラーの基本設計方針，適用基準及び適用規格

- (1) 基本設計方針

16 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

4 火災防護設備

1 火災区域構造物及び火災区画構造物

- a. 原子炉建屋
- b. タービン建屋，廃棄物処理建屋
- c. 海水ポンプ室
- d. 固体廃棄物作業建屋，固体廃棄物貯蔵庫，使用済燃料乾式貯蔵建屋
- e. 常設代替高圧電源装置置場，軽油貯蔵タンクエリア
- f. 緊急時対策所建屋
- g. 常設低圧代替注水系格納槽，格納容器圧力逃がし装置格納槽，緊急用海水取水ピット

2 消火設備

2.1 消火系

- (1) ポンプ
 - ・ 常設
 - a. 電動機駆動消火ポンプ
 - c. ディーゼル駆動消火ポンプ
- (2) 容器

- ・ 常設
 - a. ハロンポンベ
 - b. 二酸化炭素ポンベ
 - c. ろ過水貯蔵タンク
 - d. 多目的タンク

(5) 主配管

- ・ 常設

3 火災防護設備の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

表1 火災防護設備の主要設備リスト

4 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

5 浸水防護施設

1 外郭浸水防護設備

- a. 防潮堤（鋼製防護壁）
- b. 防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁）
- c. 防潮堤（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）
- d. 防潮扉 1
- e. 防潮扉 2
- f. 放水路ゲート 1， 2， 3
- g. 構内排水路逆流防止設備 1， 2， 3， 4， 7， 8， 9
- h. 構内排水路逆流防止設備 5， 6
- i. 取水路点検用開口部浸水防止蓋 1， 10
- j. 取水路点検用開口部浸水防止蓋 2， 3， 4， 5， 6， 7， 8， 9
- k. 海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁 1， 2
- l. 取水ピット空気抜き配管逆止弁 1， 2， 3
- m. 放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋 1， 2， 3
- n. SA用海水ピット開口部浸水防止蓋 1， 2， 3， 4， 5， 6

- o. 緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋
- p. 緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋
- q. 緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋
- r. 緊急用海水ポンプグラントドレン排出口逆止弁
- s. 緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁
- t. 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ A
- u. 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ B
- v. 常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ
- w. 常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ A, B
- x. 常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉
- y. 原子炉建屋原子炉棟水密扉
- z. 原子炉建屋付属棟東側水密扉
- aa. 原子炉建屋付属棟西側水密扉
- ab. 原子炉建屋付属棟南側水密扉
- ac. 原子炉建屋付属棟北側水密扉 1
- ad. 原子炉建屋付属棟北側水密扉 2

2 内郭浸水防護設備

(1) 防水区画構造物

- a. 原子炉建屋原子炉棟水密扉
- b. 原子炉建屋付属棟東側水密扉
- c. 原子炉建屋付属棟西側水密扉
- d. 原子炉建屋付属棟南側水密扉
- e. 原子炉建屋付属棟北側水密扉 1
- f. 原子炉建屋付属棟北側水密扉 2
- g. 緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋
- h. 緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋
- i. 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ A
- j. 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ B
- k. 常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ
- l. 常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ A, B
- m. 常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉
- n. 原子炉建屋 (区画分離壁)
- o. 原子炉建屋残留熱除去系 A 系ポンプ室水密扉
- p. 原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室北側水密扉
- q. 原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室南側水密扉

- r. 原子炉建屋高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉
- s. 海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋 1, 2, 3

3 浸水防護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

表1 浸水防護施設の主要設備リスト

表2 浸水防護施設の兼用設備リスト

4 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

6 補機駆動用燃料設備

1 燃料設備

(2) 容器

- ・ 常設
 - a. 可搬型設備用軽油タンク
- ・ 可搬型
 - a. タンクローリ
 - b. 可搬型代替注水大型ポンプ車載燃料タンク
 - c. 可搬型代替注水中型ポンプ車載燃料タンク

(4) 主配管

- ・ 可搬型

2 補機駆動用燃料設備の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

表1 補機駆動用燃料設備の主要設備リスト

3 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施

- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

7 非常用取水設備

1 取水設備

- c. S A用海水ピット取水塔
- d. 海水引込み管
- e. S A用海水ピット
- f. 緊急用海水ポンプピット
- g. 緊急用海水取水管

2 非常用取水設備の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

表1 非常用取水設備の主要設備リスト

3 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

9 緊急時対策所

1 緊急時対策所機能

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

表1 緊急時対策所の主要設備リスト

3 設計及び工事に係る品質管理の方法等

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価

(5) 保安活動の改善

原子炉本体

2 炉心に係る次の事項

- (1) 炉心形状（チャンネルボックスの主要寸法及び材料を付記すること。）、格子形状、燃料集合体数、炉心有効高さ及び炉心等価直径

		変 更 前		変 更 後	
炉 心 形 状	—	円柱形（8×8型燃料 集合体形状、チャンネル ボックス（断面内寸法 × 板厚 ジルカロイ —4製）* ¹ 付き）* ²	円柱形（9×9型燃料 集合体形状、チャンネル ボックス（断面内寸法 × 板厚 ジルカロイ —4製）* ¹ 付き）* ²	—	変更 なし
格 子 形 状	—	C 格子			
燃 料 集 合 体 数	—	764			
炉 心 有 効 高 さ	mm				
炉 心 等 価 直 径	mm				

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円柱状（8×8 型及び 9×9 型燃料集合体形状、チャンネルボックス付き）」と記載。

- (2) 燃料材の種類，燃料集合体平均濃縮度又は富化度（初装荷及び取替の別に記載すること。），燃料集合体最高燃焼度（初装荷及び取替の別に記載すること。）及び核燃料物質の最大装荷量

		変 更 前		変 更 後	
種	類	—	二酸化ウラン焼結ペレット及び ガドリニア混合二酸化ウラン 焼結ペレット ジルカロイ-2（ジルコニウム内張） 管被覆		変更なし
燃 料 集 合 体 平 均 濃 縮 度 又 は 富 化 度 ^{*1}	取 替 燃 料	wt%	取替燃料集合体 タイプ 1 (高燃焼度 8×8 燃料)	約 3.4	—
			取替燃料集合体 タイプ 2 (9×9 燃料 (A 型))	約 3.7	取替燃料集合体 タイプ 1 (9×9 燃料 (A 型))
			取替燃料集合体 タイプ 3 (9×9 燃料 (B 型))	約 3.7	取替燃料集合体 タイプ 2 (9×9 燃料 (B 型))
燃 料 集 合 体 最 高 燃 焼 度 ^{*2}	取 替 燃 料	MWd/t	取替燃料集合体 タイプ 1 (高燃焼度 8×8 燃料)	50000	—
			取替燃料集合体 タイプ 2 (9×9 燃料 (A 型))	55000	取替燃料集合体 タイプ 1 (9×9 燃料 (A 型))
			取替燃料集合体 タイプ 3 (9×9 燃料 (B 型))	55000	取替燃料集合体 タイプ 2 (9×9 燃料 (B 型))
核 燃 料 物 質 の 最 大 装 荷 量 ^{*3}		MTU ^{*4}	高燃焼度 8×8 燃料炉心	約 131	—
			9×9 燃料 (A 型) 炉心	約 132	変更なし
			9×9 燃料 (B 型) 炉心	約 131	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「初期濃縮度」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃焼率（燃焼度）」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「装荷量」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「t」と記載。

(5) 炉心支持構造物に係る次の事項

イ 炉心シュラウド及びシュラウドサポートの名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

			変 更 前	変更後
名 称			炉心シュラウド*1	
種		—	円筒形*2	
最高使用圧力	上 部 胴	MPa	(差圧) *2	変更 なし
	中 間 胴	MPa	(差圧) *2	
	下 部 胴	MPa	(差圧) *2	
最 高 使 用 温 度		℃	302	
主 要 寸 法	胴 高 さ*3	mm		
	中間胴高さ（中間部 リングを含む）	mm		
	下部胴高さ（下部 リングを含む）	mm		
	上 部 胴 内 径	mm		
	中 間 胴 内 径	mm		
	下 部 胴 内 径	Mm		
	上 部 胴 板 厚 さ*6	mm		
	中 間 胴 板 厚 さ*6	mm		
	下 部 胴 板 厚 さ*6	mm		
	上 部 リング厚さ	mm		
	中間部リング厚さ	mm		
	下 部 リング厚さ	mm		
	上 部 リング高さ	mm		
	中間部リング高さ	mm		
法	下 部 リング高さ	mm		
材 料	上 部 胴*1	—	SUS304L 相当	
	中 間 胴*1	—	SUS304L 相当	
	下 部 胴*1	—	SUS304L 相当	
	上 部 リ ン グ	—	SUS304L 相当	
	中 間 部 リ ン グ	—	SUS304L 相当	
	下 部 リ ン グ	—	SUS304L 相当	
個 数		—	1	

- 注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「シュラウド胴部」と記載。
- *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全胴高さ」と記載。
- *4：公称値を示す。
- *5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和51年4月8日付け51資庁第468号にて認可された工事計画の添付書類「第2-2図 シュラウド構造図（その1）」による。
- *6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「厚さ」と記載。

			変 更 前	変更後
名 称			シュラウドサポート	
種	類	—	脚支持円筒形*1	
最 高 使 用 圧 力		MPa	(差圧) *2, *3	
最 高 使 用 温 度		℃	302*3	
主 要 寸 法	シ リ ン ダ 外 径	mm		
	高 さ	mm		
	シ リ ン ダ 厚 さ*6	mm		
	シュラウドサポートレグ厚さ*7	mm		
	シュラウドサポートプレート厚さ*8	mm		
材 料	シ リ ン ダ	—	NCF600 相当*9	
	シュラウドサポートレグ*10	—	NCF600 相当*9	
	シュラウドサポートプレート*11	—	NCF600 相当*9	
個 数		—	1	
変更なし				

- 注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *2：S I 単位に換算したもの。
- *3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成4年9月8日付け発管業発第145号にて届け出た工事計画の添付書類「2-1-1-2 シュラウドサポートプレート（穴周辺部）の応力計算書」による。
- *4：公称値を示す。
- *5：記載の適正化を行う。既工事計画書には、ベッセル"0"からの高さである と記載。記載内容は、昭和51年4月8日付け51資庁第468号にて認可された工事計画の添付書類「第2-21図 シュラウドサポート構造図」による。
- *6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「シュラウドサポートシリンダ肉厚」と記載。
- *7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「シュラウドサポートコラム肉厚」と記載。
- *8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「シュラウドサポートプレート肉厚」と記載。
- *9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子力発電用ニッケルクロム鉄合金板相当」と記載。
- *10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「レグ」と記載。
- *11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「プレート」と記載。

ロ 上部格子板の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

			変 更 前	変 更 後
名 称			上部格子板	変更なし
種 類	—	格子形*1		
最 高 使 用 圧 力	MPa	(差圧) *1		
最 高 使 用 温 度	℃	302*2		
主 要 寸 法	外 径	mm		
	高 さ	mm		
	リ ム 胴 板 厚 さ	mm		
	グリッドプレート厚さ*4	mm		
材 料	リ ム 胴 板	—	SUS304 相当 	
	グ リ ッ ド プ レ ー ト	—	SUS304 相当 	
個 数	—	1		

- 注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。
- *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和51年4月8日付け51資庁第468号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-3 炉心構造物の耐震性についての計算書」による。
- *3：公称値を示す。
- *4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「板厚」と記載。

ハ 炉心支持板の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

				変 更 前	変 更 後
名 称				炉心支持板	
種 類		—	円板形*1		
最 高 使 用 圧 力		MPa	(差圧) *1		
最 高 使 用 温 度		℃	302*2		
主 要 寸 法	外 径	mm			
	高 さ	mm			
	リ ム 胴 板 厚 さ	mm			
	支 持 板 厚 さ *6	mm			
材 料	リ ム 胴 板	—	SUS304 相当 		
	支 持 板	—	SUS304 相当 		
個 数		—	1		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和51年4月8日付け51資庁第468号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-3 炉心構造物の耐震性についての計算書」による。

*3：公称値を示す。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には，炉心支持板の最下端から支持板上部までの高さである「698.5」と記載。記載内容は，昭和51年4月8日付け51資庁第468号にて認可された工事計画の添付書類「第2-21図 シュラウドサポート構造図」による。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和51年4月8日付け51資庁第468号にて認可された工事計画の添付書類「第2-7図 炉心支持板構造図」による。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「板厚」と記載。

ニ 燃料支持金具の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

				変 更 前	変 更 後
名 称				中央燃料支持金具*1	
種 類		—		4 体支持形*2	
最 高 使 用 圧 力		MPa			差圧) *3
最 高 使 用 温 度		℃		302*3	
主 要 寸 法	外 径	mm			
	高 さ	mm			
	厚 さ	mm			
材 料		—		SCS13 相当	
個 数		—		185 個	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料支持金具」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「流量オリフィス付燃料支持方式」と記載。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*4：公称値を示す。

			変 更 前		変 更 後	
名 称			周辺燃料支持金具*1		変更なし	
種 類		—	1 体支持形*2			
最 高 使 用 圧 力		MPa	(差圧) *3			
最 高 使 用 温 度		℃	302*3			
主 要 寸 法	外 径	mm				
	高 さ	mm				
	厚 さ	mm				
材 料		—	SUS304 相当			
個 数		—	24 個			

- 注記
- *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料支持金具」と記載。
 - *2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「流量オリフイス付燃料支持方式」と記載。
 - *3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
 - *4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和51年4月8日付け51資庁第468号にて認可された工事計画の添付書類「第2-20図 燃料支持金具構造図（その2）構造図」による。
 - *5：公称値を示す。
 - *6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SCS13相当 (ASTM A-351 Gr. CF8)」と記載。

ホ 制御棒案内管の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

				変 更 前	変 更 後
名 称				制御棒案内管	
種 類		—		円筒形*1	
最 高 使 用 圧 力		MPa		(差圧) *1	
最 高 使 用 温 度		℃		302*1	
主 要 寸 法	外 径		mm		
	長 さ		mm		
	厚 さ		mm		
材 料	ボ デ イ		—	SUS304TP 相当 	
	ベ ー ス		—	SCS13A 相当*1 	
個 数		—		185	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

*3：記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-17 図 制御棒案内管構造図」による。

*4：最大値を示す。

4 原子炉压力容器に係る次の事項

- (1) 原子炉压力容器本体の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数並びに監視試験片の種類，初装荷個数及び取付箇所

				変 更 前	変更後
名 称				原子炉压力容器	変更なし
種	類	—		上下半球・たて置円筒形	
最	高	使	用	圧 力	
				MPa	
最	高	使	用	温 度	
				℃	
主 要 寸 法	胴 内 径		mm	(母材内径)	
	高 さ		mm		
	上 部 鏡 板 内 半 径		mm		
	下 部 鏡 板 内 半 径		mm	(母材内径)	
	*5 厚 さ	胴 板*6	mm		
		上 部 鏡 板	mm		
		下 部 鏡 板	mm	貫通孔のない部分： 貫通孔のある部分： 	
	管 台 ・ セ ー フ エ ン ド	再 循 環 水 出 口 ノ ズ ル (N 1) *8	管 台 内 径	mm	
			管 台 厚 さ	mm	
			セーフエンド内径*10	mm	
			セーフエンド厚さ*11	mm	
		再 循 環 水 入 口 ノ ズ ル (N 2) *12	管 台 内 径	mm	
			管 台 厚 さ	mm	
			セーフエンド内径*10	mm	
			セーフエンド厚さ*11	mm	
		主 蒸 気 ノ ズ ル (N 3) *14	管 台 内 径	mm	
			管 台 厚 さ	mm	
			セーフエンド内径*10	mm	
			セーフエンド厚さ*11	mm	
		給 水 ノ ズ ル (N 4) *16	管 台 内 径	mm	
			管 台 厚 さ	mm	
			セーフエンド内径*10	mm	
			セーフエンド厚さ*11	mm	

NT2 補① II R0

12

(続き)

					変 更 前	変更後
主 要 寸 法	管 セ ー フ エ ン ド ・ 台	ド レ ン ノ ズ ル (N15) *31	管 台 内 径	mm		
			管 台 厚 さ	mm		
			セーフエンド内径 *10	mm		
			セーフエンド厚さ *11	mm		
		低 圧 注 水 ノ ズ ル (N17) *33	管 台 内 径	mm		
			管 台 厚 さ	mm		
			セーフエンド内径 *10	mm		
			セーフエンド厚さ *11	mm		
	スタッドボルト	呼 び 径	ナ ッ ト 側	mm		
			埋 込 み 側	mm		
		本 数		—		
材 料	内 張 り 厚 さ		円 筒 部 *36	mm		
			下 部 鏡 板 部 *38	mm		
	胴 板			—	SQV2A 相当 *7	変 更 な し
	上 部 鏡 板			—	SQV2A 相当 *7	
	下 部 鏡 板			—	SQV2A 相当 *7	
	鏡 板 フ ラ ン ジ			—	SFVQ2A 相当 *7	
	胴 板 フ ラ ン ジ			—	SFVQ2A 相当 *7	
	管 台 *40			—	SFVQ2A 相当 *7	
					NCF600 相当 *7	
					SFVC2B 相当 *7	
	セ ー フ エ ン ド *41			—	SFVC2B 相当 *7	
					SUSF304 相当 *7	

(続き)

			変 更 前	変更後
材 料	閉 止 キ ャ ッ プ	—	SFVC2B 相当*42 []	変更なし
	スタッドボルト，ナット	—	SNB24-3 相当*7 []	
			SNB24-4 相当*7 []	
個	内 張 り 材	—	ステンレス鋼，高ニッケル合金 (下部鏡板のみ) *43	
	数	—	1	
監 視 試 験 片	種 類	—	[]	
	初 装 荷 個 数	—		
	取 付 箇 所	—		

注記 *1：公称値を示す。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には原子炉压力容器内のりの値である [] と記載。記載内容は，設計図書による。

*3：原子炉压力容器零レベルからベントノズル内面までの寸法を示す。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には原子炉压力容器内のりの値である [] と記載。記載内容は，設計図書による。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「板厚」と記載。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒部」と記載。

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N1 ノズル」と記載。

*9：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-6 再循環水出口ノズルの強度計算書」による。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ノズル内径」と記載。

*11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ノズル板厚」と記載。

*12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N2 ノズル」と記載。

*13：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-7 再循環系入口ノズルの強度計算書」による。

*14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N3 ノズル」と記載。

*15：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-8 蒸気出口ノ

ズルの強度計算書」による。

- *16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N4 ノズル」と記載。
- *17：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-9 給水ノズルの強度計算書」による。
- *18：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N5 ノズル」と記載。
- *19：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-10 炉心スプレイノズル (N5) の強度計算書」による。
- *20：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N6 ノズル」と記載。
- *21：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N7 ノズル」と記載。
- *22：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N8 ノズル」と記載。
- *23：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-17 ジェットポンプ計測ノズル (N8) の強度計算書」による。
- *24：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N9 ノズル」と記載。
- *25：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅳ-1-4 制御棒駆動水戻りノズルの強度計算書」による。
- *26：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N10 ノズル」と記載。
- *27：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N11 ノズル」,「N16 ノズル」と記載。
- *28：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-18 円筒胴計測ノズルの強度計算書」による。
- *29：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N12 ノズル」と記載。
- *30：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成 16 年 1 月 9 日付け発室発第 163 号にて届け出た工事計画の添付書類「Ⅳ-2-1-2 計測 (N12) ノズルの応力計算書」による。
- *31：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N15 ノズル」と記載。
- *32：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-19 ドレンノズルの強度計算書」による。
- *33：記載の適正化を行う。既工事計画書には「N17 ノズル」と記載。
- *34：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-13 低圧注水ノズルの強度計算書」による。
- *35：記載の適正化を行う。既工事計画書にはシャंक部の寸法である と記載。記載内容は、設計図書による。

- *36：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴板内面部分」と記載。
- *37：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-2 炉心回り円筒胴の強度計算書」による。
- *38：記載の適正化を行う。既工事計画書には「貫通孔のある部分」と記載。
- *39：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-4 下鏡板および支持スカートの強度計算書」による。
- *40：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ノズル」と記載。
- *41：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ノズルセーフエンド」と記載。
- *42：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子力発電用鍛鋼品 1 種 B 相当」と記載。記載内容は，設計図書による。
- *43：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SFA5.9 ER309，SFA5.9 ER308L，NC-38ULA，SFA5.14 ERNiCr-3」と記載。
- *44：記載の適正化を行う。既工事計画書には「引張試験片，衝撃試験片」と記載。
- *45：記載の適正化を行う。既工事計画書には「引張試験片 [] 衝撃試験片 []」と記載。
- *46：記載の適正化を行う。既工事計画書には [] と記載。

(2) 原子炉压力容器支持構造物に係る次の事項

イ 支持構造物の名称、種類、最高使用温度、主要寸法、材料及び個数

			変 更 前	変更後
名 称			原子炉压力容器スカート	変更 なし
種	類	—	円筒形 ^{*1}	
最	高	使	用	
温	度	℃	302	
主 要 寸 法	内	径	mm	
	厚	さ ^{*4}	mm	
	高	さ ^{*5}	mm	
材	料	—	SQV2A 相当 ^{*7}	変更 なし
個	数	—	1 ^{*1}	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-3 図 原子炉压力容器部分図（その 2）」による。

*3：公称値を示す。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「スカート板厚」と記載。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「スカート高さ」と記載。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には原子炉压力容器スカートの取付部を含む値である と記載。記載内容は、設計図書による。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子力発電用マンガンモリブデンニッケル鋼板 2 種」と記載。

ロ 基礎ボルトの名称，種類，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

			変 更 前	変 更 後
名 称			原子炉压力容器の 基礎ボルト	変更なし
種	類	—	埋込型* ¹	
最 高 使 用 温 度		℃	171* ¹	変更なし 200* ²
主 要 寸 法	呼 び 径	—		変更なし
	全 長	mm		
材 料		—	SNCM8	
個 数		—		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：重大事故等時における使用時の値を示す。

*3：公称値を示す。

(3) 原子炉压力容器附属構造物に係る次の事項

イ 原子炉压力容器スタビライザの名称，種類，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

			変 更 前	変更後
名 称			スタビライザ（原子炉压力容器～ しゃへい壁間）	変更 なし
種 類	—		皿ばね支持形*1	
最 高 使 用 温 度		℃	302	
主 要 寸 法	ロ ッ ド （ 呼 び 径 ） *2	—		
	ブ ラ ケ ッ ト 厚 さ	mm		
	ブ ラ ケ ッ ト 高 さ	mm		
材 料	ヨ ー ク	—	SM41A, SF45	
	ロ ッ ト*6	—	SNCM8	
	ブ ラ ケ ッ ト	—	SM41A*4	
個 数		—	8*7	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「皿バネ支持方式」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「引棒径」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書にはブラケット側の呼び径である  と記載。記載内容は，昭和50年10月6日付け50資庁第8314号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-22 スタビライザの強度計算書」による。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和50年10月6日付け50資庁第8314号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-22 スタビライザの強度計算書」による。

*5：公称値を示す。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「引棒」と記載。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には，スタビライザの組数及びロッドの本数を「8組（16本）」として記載。

ロ 原子炉格納容器スタビライザの名称，種類，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

			変 更 前	変 更 後
名 称			スタビライザ（しゃへい壁～ 格納容器間）	変更なし
種	類	—	鋼管式	
最 高 使 用 温 度		℃	171	変更なし 200* ¹
主 要 寸 法	管 外 径	mm	355.6* ²	変更なし
	管 厚 さ* ³	mm		
	ガ セ ッ ト プ レ ー ト 厚 さ	mm		
	内 側 メ イ ル シ ア ラ グ 厚 さ	mm		
	材 料	管		
	ガ セ ッ ト プ レ ー ト	—	SM41B* ⁵	
	内 側 メ イ ル シ ア ラ グ	—	SGV480 相当 	
個 数		—	16	

注記 *1：重大事故等時における使用時の値を示す。

*2：公称値を示す。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「肉厚」と記載。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和50年10月6日付け50資庁第8314号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-22 スタビライザの強度計算書」による。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

ハ 中性子束計測ハウジングの名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

				変 更 前		変更後	
名 称				中性子計測ハウジング			
種 類		—		円筒形			
最 高 使 用 圧 力		MPa		8.62			
最 高 使 用 温 度		℃		302			
主 要 寸 法	全 長*1		mm				
	外 径 （ 貫 通 部 ）		mm				
	厚 さ		mm				
材 料		—	SUS304TB 相当		SUS316TP SUSF316		
			SUS304 相当				
個 数		—		54		1	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「長さ」と記載。

*2：公称値を示す。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には公差上の最小値である [] と記載。記載内容は，設計図書による。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，平成13年4月9日付け平成13・01・23原第18号にて認可された工事計画の添付書類「IV-2-2-2 中性子計測ハウジング貫通部の応力計算書」による。

ニ 制御棒駆動機構ハウジングの名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

			変 更 前		変更後
名 称			制御棒駆動機構ハウジング		変更 なし
種 類		—	円筒形*1		
最 高 使 用 圧 力		MPa	8.62*2		
最 高 使 用 温 度		℃	302		
主要寸法	全 長*3		mm		
	外 径 （ 貫 通 部 ）		mm		
	厚 さ*6		mm		
材 料		—	SUS304TP 相当		
			SUS304 相当		
個 数		—	185		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：S I 単位に換算したもの。

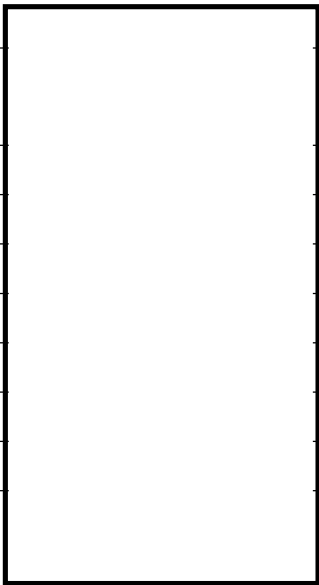
*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「長さ」と記載。

*4：公称値を示す。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には公差上の最小値である と記載。記載内容は，設計図書による。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「肉厚（貫通部）」と記載。

ホ 制御棒駆動機構ハウジング支持金具の名称，種類，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

			変 更 前		変 更 後	
名 称			制御棒駆動機構ハウジング 支持金具			変更なし
種	類	—	皿ばね支持形*1			
最 高 使 用 温 度			℃	171*2		変更なし 200*3
主 要 寸 法	サ ポ ー ト ビ ー ム 幅		mm			変更なし
	サ ポ ー ト ビ ー ム 厚 さ		mm			
	吊 り 棒 外 径		mm			
	グ リ ッ ド プ レ ー ト 幅		mm			
	グ リ ッ ド プ レ ー ト 厚 さ		mm			
	サ ポ ー ト バ ー 1 幅		mm			
	サ ポ ー ト バ ー 2 幅		mm			
	レ ス ト レ ン ト ビ ー ム 幅		mm			
	レ ス ト レ ン ト ビ ー ム 高 さ		mm			
レ ス ト レ ン ト ビ ー ム 厚 さ		mm				
材 料	サ ポ ー ト ビ ー ム *6		—	SM41B		
	吊 り 棒		—	S30CH		
	グ リ ッ ド プ レ ー ト		—			
	サ ポ ー ト バ ー		—	SM50B*2, STS49*5		
	レ ス ト レ ン ト ビ ー ム *6		—	SM41B		
個 数			—	1 式		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「吊り下げ式支持金具」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和51年1月28日付け50資庁第13182号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-4 制御棒駆動機構ハウジング支持金具の強度計算書」による。

*3：重大事故等時における使用時の値を示す。

*4：公称値を示す。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ビーム類」と記載。

ト ジェットポンプ計測管貫通部シールの名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

			変 更 前	変更後
名 称			ジェットポンプ計測管貫通部シール*1	変更 なし
種 類	—		円筒形*2	
最 高 使 用 圧 力	MPa		8.62*3	
最 高 使 用 温 度	℃		302	
主 要 寸 法	全 長*4	mm		
	外 径	mm		
	厚 さ	mm	(11.35*5, *6)	
材 料	—		SUS304L 相当	
個 数	—		2*6	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ジェットポンプ計測配管貫通部シール」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒形シール」と記載。

*3：S I 単位に換算したもの。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「長さ」と記載。

*5：公称値を示す。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和50年10月6日付け50資庁第8314号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-23 ジェットポンプ計測配管貫通部シールの規格計算書」による。

チ 差圧検出・ほう酸水注入配管の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

			変 更 前	変 更 後
名 称			差圧検出・ほう酸水注入管 (ティーより N10 ノズル までの外管) *1	変更なし
種 類	—	管形*2		
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62*2		
最 高 使 用 温 度	℃	302*3		
主 要 寸 法	外 径*4	mm		
	厚 さ	mm		
材 料		—	SUS304LTP 相当 (差圧検出管)	
個 数	—	1		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「差圧検出・ほう酸水注入管」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 11 月 12 日付け 51 資庁第 12241 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-2-1 炉内配管およびスパージャの耐震性についての計算書」による。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「管外径」と記載。

*5：公称値を示す。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-1 差圧検出・ほう酸水注入配管の規格計算書」による。

(4) 原子炉圧力容器内部構造物に係る次の事項

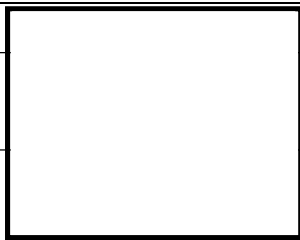
イ 蒸気乾燥器の蒸気乾燥器ユニット及び蒸気乾燥器ハウジングの名称，種類，主要寸法，材料及び個数

				変 更 前	変 更 後
名 称				蒸気乾燥器ユニット	変更なし
種	類	—		平行波板形*1	
主 要 寸 法	高	さ	mm		
材	料	—		SUS304 相当 	
個	数	—		22	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「平行波板」と記載。

*2：公称値を示す。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「高さ 約 1943 mm，巾×長さ 約 228 mm×1510 mm（最大エレメント）」と記載。

			変 更 前		変 更 後	
名 称			蒸気乾燥器ハウジング		変更なし	
種 類		—	円筒形*1			
主 要 寸 法	外 径	mm				
	高 さ	mm				
	サ ポ ー ト リ ン グ 厚 さ					
材 料		—	SUS304 相当  SUS304L			
個 数		—	1			

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

*3：乾燥機本体部を示す。

*4：スカート部高さ（サポートリングを含む。）を示す。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和53年10月21日付け53資庁第13142号にて認可された工事計画の添付書類「第1図 蒸気乾燥器ハウジング構造図（その1）」による。

ロ 気水分離器及びスタンドパイプの名称、種類、主要寸法、材料及び個数

				変 更 前	変 更 後
名 称				気水分離器	変更なし
種	類	—		たて形軸流遠心式*1	
主要寸法	外 径	mm			
	厚 さ	mm			
材	料	—		SUS304TP 相当	
個	数	—		225	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「軸流遠心型」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和51年4月8日付け51資庁第468号にて認可された工事計画の添付書類「第2-13図 気水分離器構造図」による。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*4：公称値を示す。

				変 更 前		変 更 後		
名 称				スタンドパイプ		変更なし		
種 類		—		円筒形*1				
主要寸法	外 径		mm					
	厚 さ		mm					
材 料			—		SUS304TP 相当			
個 数		—		225				

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 4 月 8 日
付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-3 炉心構造物の耐震
性についての計算書」による。

ハ シュラウドヘッドの名称，種類，主要寸法，材料及び個数

			変 更 前	変 更 後
名 称			シュラウドヘッド	変更なし
種 類	—	さら形*1		
主 要 寸 法	フ ラ ン ジ 外 径	mm		
	高 さ	mm		
	鏡 板 内 半 径 *4	mm		
	鏡 板 厚 さ *5	mm		
	フ ラ ン ジ 厚 さ *6	mm		
材 料	—	SUS304 相当 		
個 数	—	1		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和51年8月30日付け建建発第98号にて届け出た工事計画の添付書類「第1-2図 シュラウドヘッド構造図」による。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「球殻部内半径」と記載。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「球殻部厚さ」と記載。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和51年4月8日付け51資庁第468号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-3 炉心構造物の耐震性についての計算書」による。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒部厚さ」と記載。

ニ ジェットポンプの名称、種類、主要寸法、材料及び個数

			変 更 前	変 更 後
名 称			ジェットポンプ	変更なし
種 類		—	流体噴射駆動式	
主 要 寸 法	ノ ズ ル 内 径	mm		
	混 合 室 内 径 *3	mm		
	混 合 室 全 長 *4	mm		
	デ ィ フ ユ ー ザ 全 長	mm		
	ラ イ ザ 外 径	mm		
	ラ イ ザ 厚 さ	mm		
	デ ィ フ ユ ー ザ 外 径	mm		
	法	デ ィ フ ユ ー ザ 厚 さ		
材 料		—	SCS13 相当	
			SUS304 相当	
			SUS304TP 相当	
個 数		—	20	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：公称値を示す。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「スロート部外径」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ライザ部全長」と記載。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和51年4月8日付け51資庁第468号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-6 ジェットポンプの耐震性についての計算書」による。

ホ スパージャ及び内部配管の名称，種類，主要寸法，材料及び個数

			変 更 前		変 更 後	
名 称			給水スパージャ*1		変更なし	
種 類	—		ヘッダ形*2			
主 要 寸 法	ヘ ッ ダ 外 径 *3	mm				
	ヘ ッ ダ 厚 さ *5	mm				
	テ イ ー 外 径	mm				
	テ イ ー 厚 さ	mm				
材 料	ヘ ッ ダ	—	SUS304TP 相当 			
	テ イ ー	—	SUSF304 相当 			
個 数		—	6			

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「給水スパージャ（フローノズルタイプ）」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「管外径」と記載。

*4：公称値を示す。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「厚さ」と記載。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和51年11月12日付け51資庁第12241号にて認可された工事計画の添付書類「IV-2-1 炉内配管およびスパージャの耐震性についての計算書」による。

			変 更 前		変 更 後
名 称			高圧炉心スプレイ スパージャ*1	低圧炉心スプレイ スパージャ*1	変更なし
種 類		—	ヘッダ形*2		
主 要 寸 法	ヘッダ 外 径*3	mm			
	ヘッダ 厚 さ*5	mm			
	パ イ プ 外 径	mm			
	パ イ プ 厚 さ	mm			
材 料	ヘ ッ ダ	—	SUS304LTP 相当 		
	パ イ プ	—	SUS304LTP 相当 		
個 数		—	2*7	2*7	

- 注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「炉心スプレイスパージャ」と記載。
- *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。
- *3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「管外径」と記載。
- *4：公称値を示す。
- *5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「厚さ」と記載。
- *6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 11 月 12 日付け 51 資庁第 12241 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-2-1 炉内配管およびスパージャの耐震性についての計算書」による。
- *7：記載の適正化を行う。既工事計画書には高圧炉心スプレイスパージャおよび低圧炉心スプレイスパージャの合計の個数である「4」と記載。記載内容は，設計図書による。

			変 更 前	変 更 後
名 称			残留熱除去系配管 (原子炉压力容器内部) *1	変更なし
種 類		—	管形 (伸縮継手) *2	
主 要 寸 法	ス リ ー ブ 外 径	mm		
	ス リ ー ブ 厚 さ	mm		
	フ ラ ン ジ ネ ッ ク 外 径	mm		
	フ ラ ン ジ ネ ッ ク 厚 さ	mm		
材 料	ス リ ー ブ	—	SUS304TP 相当 	
	ベ ロ ー ズ	—	SUS304	
	フ ラ ン ジ ネ ッ ク	—	SUSF304 相当 	
個 数		—	3	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系（低圧注水系）配管（压力容器内部）」と記載。

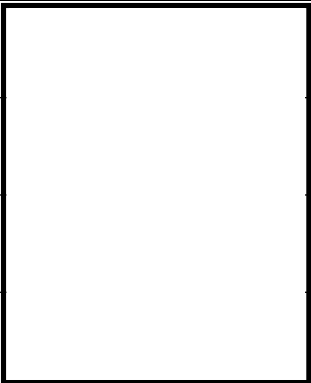
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「伸縮継手」と記載。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*4：公称値を示す。

			変 更 前		変更後
名 称			高压炉心スプレイ配管 (原子炉压力容器内部) *1	低压炉心スプレイ配管 (原子炉压力容器内部) *1	変更 なし
種 類	—	管形*2			
主 要 寸 法	配 管 外 径*3	mm			
	配 管 厚 さ*5	mm			
	ヘ ッ ダ 外 径	mm			
	ヘ ッ ダ 厚 さ	mm			
材 料	配 管	—	SUS304LTP 相当		
	ヘ ッ ダ	—	SUS304LTP 相当		
個 数	—	1*7		1*7	

- 注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「炉心スプレイ配管」と記載。
- *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。
- *3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「管外径」と記載。
- *4：公称値を示す。
- *5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「厚さ」と記載。
- *6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 11 月 12 日付け 51 資庁第 12241 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-2-1 炉内配管およびスパージャの耐震性についての計算書」による。
- *7：記載の適正化を行う。既工事計画書には高压炉心スプレイ配管（原子炉压力容器内部）および低压炉心スプレイ配管（原子炉压力容器内部）の合計の個数である「2」と記載。記載内容は，設計図書による。

			変 更 前	変 更 後
名 称			差圧検出・ほう酸水注入管 (原子炉压力容器内部) *1	変更なし
種 類	—	管形*2		
主 要 寸 法	ほう酸水注入管上部*3 外 径*4	mm		
	差 圧 検 出 管 外 径	mm		
	ほう酸水注入管上部*3 厚 さ	mm		
	差 圧 検 出 管 厚 さ	mm		
材 料	ほう酸水注入管上部	—	SUS304TP 相当 	
	差 圧 検 出 管	—	SUS304TP 相当 	
個 数	—	1		

- 注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「差圧検出・ほう酸水注入管」と記載。
- *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。
- *3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ほう酸水注入および炉心差圧併用」と記載。
- *4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「管外径」と記載。
- *5：公称値を示す。
- *6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-12 図 差圧検出・ほう酸水注入配管構造図」による。
- *7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 11 月 12 日付け 51 資庁第 12241 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-2-1 炉内配管およびスパージャの耐震性についての計算書」による。

へ 中性子束計測案内管の名称, 種類, 主要寸法, 材料及び個数

				変 更 前		変更後
名 称				中性子計測案内管		変更 なし
種 類		—	円筒形			
主要寸法	全 長*1	mm				
	外 径	mm				
	厚 さ	mm				
材 料		—	SUS304TP 相当			
個 数		—	54	1		

注記 *1: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「長さ」と記載。

*2: 公称値を示す。

*3: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 昭和 51 年 4 月 8 日
付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-2-8 中性子計測案内管
の耐震性についての計算書」による。

*4: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 昭和 51 年 4 月 8 日
付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-18 図 中性子計測案
内管構造図」による。

5 原子炉本体の基本設計方針，適用基準及び適用規格
(1) 基本設計方針

変 更 前	変 更 後
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「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。	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。
第1章 共通項目 原子炉本体の共通項目である「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 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，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。	第1章 共通項目 原子炉本体の共通項目である「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 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，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。
第2章 個別項目 1. 炉心等 燃料体（燃料材，燃料要素及びその他の部品を含む）は，設置（変更）許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。 燃料体，減速材及び炉心支持構造物の材料は，通常運転時における原子炉運転状態に対応した圧力，温度条件，燃料使用期間中の燃焼度，中性子照射量及び水質の組み合わせのうち想定される最も厳しい条件において，耐放射線性，寸法安定性，耐熱性，核性質及び強度のうち必要な物理的性質並びに，耐食性，水素吸収特性及び化学的安定性のうち必要な化学的性質を保持し得る材料を使用する。 燃料体は炉心支持構造物で支持され，その荷重は原子炉圧力容器に伝えられる設計とする。 燃料体は，通常運転時における発電用原子炉内の最高使用圧力，自重，附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとし，輸送中又は取扱中において，著しい変形を生じない設計とする。 炉心支持構造物は，最高使用圧力，自重，附加荷重及び地震力に加え，熱応力の荷重に耐える設計とする。 炉心は，通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において，原子炉冷却系統，原子炉停止系統，反応度制御系統，計測制御系統及び安全保護回路（安全保護系）の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。 燃料体，減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は，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，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。	第2章 個別項目 1. 炉心等 変更なし
2. 原子炉容器 2.1 原子炉圧力容器本体 原子炉容器の原子炉冷却材圧力バウンダリに係る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2章 個別項目 2. 原子炉冷却材の循環設備 2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ」に基づく設計とする。 原子炉圧力容器は，円筒形の胴部に半球形の下鏡を付した鋼製容器に，半球形の鋼製上部ふたをボルト締めする構造であり，再循環水出口ノズル，再循環水入口ノズル，蒸気出口ノズル，給水ノズル等を取り	2. 原子炉容器 2.1 原子炉圧力容器本体 変更なし

変 更 前	変 更 後
付ける設計とする。 原子炉圧力容器本体内の原子炉冷却材の流路は、ジェットポンプにより、再循環水入口ノズルから原子炉圧力容器内に導かれ、炉心内へ送り込まれ、蒸気出口ノズルから出る設計とする。 原子炉圧力容器の支持方法として、円筒スカートで下端固定、スタビライザで上部ピン支持する設計とする。 原子炉圧力容器は最低使用温度を 21℃に設定し、関連温度（初期）を-12℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。 中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器にあっては、日本電気協会「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）に基づき、適切な破壊靱性を有する設計とする。 2.2 監視試験片 1メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受ける原子炉圧力容器は、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、施設時に適用された告示「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 45 年通商産業省告示第 501 号）」を満足し、機械的強度及び破壊靱性の变化を確認できる個数の監視試験片を内部に挿入することにより、照射の影響を確認できる設計とする。 監視試験片は、適用可能な日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」（J E A C 4 2 0 1）により、取り出し及び監視試験を実施する。 また、保安規定に、監視試験片の評価結果に基づき原子炉冷却材温度の制限範囲を設定することを定めて、原子炉圧力容器の非延性破壊を防止するよう管理する。	2.2 監視試験片 変更なし
—	3. 流路に係る設備 3.1 原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む） 原子炉圧力容器及び炉心支持構造物は、設計基準事故対処設備の一部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。
4. 流体振動等による損傷の防止 燃料体及び炉心支持構造物並びに原子炉冷却系統に係る容器、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。	4. 流体振動等による損傷の防止 変更なし
5. 主要対象設備 原子炉本体の対象となる主要な設備について、「表 1 原子炉本体の主要設備リスト」に示す。	5. 主要対象設備 原子炉本体の対象となる主要な設備について、「表 1 原子炉本体の主要設備リスト」に示す。

表1 原子炉本体の主要設備リスト (1/3)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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
炉心	—	炉心形状，格子形状，燃料集合体数，炉心有効高さ及び炉心等価直径		炉心形状，格子形状等	S	—	—	変更なし		—	—	
		燃料材の種類，燃料集合体平均濃縮度又は富化度 ， 燃料集合体最高燃焼度及び核燃料物質の最大装荷量		燃料材	—	—	—	変更なし		—	—	
		炉心支持構造物	炉心シュラウド及びシュラウドサポート	炉心シュラウド	S	炉心支持構造物	—	変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		—
				シュラウドサポート	S	炉心支持構造物	—	変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		—
			上部格子板	上部格子板	S	炉心支持構造物	—	変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		—
			炉心支持板	炉心支持板	S	炉心支持構造物	—	変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		—
			燃料支持金具	中央燃料支持金具	S	炉心支持構造物	—	変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		—
				周辺燃料支持金具	S	炉心支持構造物	—	変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		—
			制御棒案内管	制御棒案内管	S	炉心支持構造物	—	変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		—
原子炉圧力容器	—	原子炉圧力容器本体並びに監視試験片		原子炉圧力容器	S	クラス 1	—	変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
		原子炉圧力容器支持構造物	支持構造物	原子炉圧力容器スカート	S	クラス 1	—	変更なし		—	—	
			基礎ボルト	原子炉圧力容器の基礎ボルト	S	クラス 1	—	変更なし		—	—	

表1 原子炉本体の主要設備リスト (2/3)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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
原子炉圧力容器	ー	原子炉圧力容器付属構造物	原子炉圧力容器スタビライザ	スタビライザ（原子炉圧力容器～しゃへい壁間）	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
			原子炉格納容器スタビライザ	スタビライザ（しゃへい壁～格納容器間）	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
			中性子束計測ハウジング	中性子計測ハウジング	S	クラス 1	ー	ー	変更なし	ー	ー		
			制御棒駆動機構ハウジング	制御棒駆動機構ハウジング	S	クラス 1	ー	ー	変更なし	ー	ー		
			制御棒駆動機構ハウジング支持金具	制御棒駆動機構ハウジング支持金具	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
			ジェットポンプ計測管貫通部シール	ジェットポンプ計測管貫通部シール	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
			差圧検出・ほう酸水注入配管	差圧検出・ほう酸水注入管（ティーよりN10ノズルまでの外管）	S	クラス 1	ー	ー	変更なし	ー	ー		
		原子炉圧力容器内部構造物	蒸気乾燥器の蒸気乾燥器ユニット及び蒸気乾燥器ハウジング	蒸気乾燥器ユニット	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
				蒸気乾燥器ハウジング	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
			気水分離器及びスタンドパイプ	気水分離器	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
				スタンドパイプ	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
			シュラウドヘッド	シュラウドヘッド	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
			ジェットポンプ	ジェットポンプ	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
			スパージャ及び内部配管	給水スパージャ	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
				高圧炉心スプレイスパージャ	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
				低圧炉心スプレイスパージャ	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
				残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		
				高圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）	S	ー	ー	ー	変更なし	ー	ー		

表1 原子炉本体の主要設備リスト (3／3)													
				変 更 前				変 更 後					
設備 区分	系統 名	機器区分		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 炉圧 力容 器	－	原子 炉圧 力容 器 内 部 構 造 物	スパージャ及び内部配管	低圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）	S	－	－		変更なし			－	－
				差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部）	S	－	－		変更なし			－	－
			中性子束計測案内管	中性子計測案内管	S	－	－		変更なし			－	－

注記 *1：表1に用いる略語の定義は「付表1」による。

付表1 略語の定義 (1/3)

		略語	定義
設計基準対象施設	耐震重要度分類	S	耐震重要度分類におけるSクラス（津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を除く）
		S＊	Sクラス施設のうち，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備 なお，基準地震動による地震力に対して，それぞれの施設及び設備に要求される機能（津波防護機能，浸水防止機能及び津波監視機能をいう）を保持するものとする。
		B	耐震重要度分類におけるBクラス（B－1及びB－2を除く）
		B－1	Bクラスの設備のうち，共振のおそれがあるため，弾性設計用地震動 S_d に2分の1を乗じたものによる地震力に対して耐震性を保持できる設計とするもの
		B－2	Bクラスの設備のうち，波及的影響によって，耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの
		C	耐震重要度分類におけるCクラス（C－1，C－2及びC－3を除く）
		C－1	Cクラスの設備のうち，波及的影響によって，耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの
		C－2	Cクラスの設備のうち，基準地震動による地震力に対して火災感知及び消火の機能並びに溢水伝播を防止する機能を保持できる設計とするもの
		C－3	Cクラスの設備のうち，基準地震動による地震力に対して非常時における海水の取水機能を保持できる設計とするもの
		－	当該施設において設計基準対象施設として使用しないもの

付表1 略語の定義 (2/3)

		略語	定義
設計基準対象施設	機器クラス	クラス 1	技術基準規則第二条第二項第三十二号に規定する「クラス 1 容器」, 「クラス 1 管」, 「クラス 1 ポンプ」, 「クラス 1 弁」又はこれらを支持する構造物
		クラス 2	技術基準規則第二条第二項第三十三号に規定する「クラス 2 容器」, 「クラス 2 管」, 「クラス 2 ポンプ」, 「クラス 2 弁」又はこれらを支持する構造物
		クラス 3	技術基準規則第二条第二項第三十四号に規定する「クラス 3 容器」又は「クラス 3 管」
		クラス 4	技術基準規則第二条第二項第三十五号に規定する「クラス 4 管」
		格納容器 *1	技術基準規則第二条第二項第二十八号に規定する「原子炉格納容器」
		炉心支持構造物	原子炉圧力容器の内部において燃料集合体を直接に支持するか又は拘束する部材
		火力技術基準	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の規定を準用するもの
		Non	上記以外の容器, 管, ポンプ, 弁又は支持構造物
		—	当該施設において設計基準対象施設として使用しないもの又は上記以外のもの

付表1 略語の定義 (3/3)

		略語	定義
重大事故等対処設備	設備分類	常設／防止	技術基準規則第四十九条第一号に規定する「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」
		常設耐震／防止	技術基準規則第四十九条第一号に規定する「常設耐震重要重大事故防止設備」
		常設／緩和	技術基準規則第四十九条第三号に規定する「常設重大事故緩和設備」
		常設／その他	常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備以外の常設重大事故等対処設備
		可搬／防止	重大事故防止設備のうち可搬型のもの
		可搬／緩和	重大事故緩和設備のうち可搬型のもの
		可搬／その他	可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備以外の可搬型重大事故等対処設備
		—	当該施設において重大事故等対処設備として使用しないもの
	重大事故等機器クラス	S Aクラス2	技術基準規則第二条第二項第三十八号に規定する「重大事故等クラス2容器」, 「重大事故等クラス2管」, 「重大事故等クラス2ポンプ」, 「重大事故等クラス2弁」又はこれらを支持する構造物
		S Aクラス3	技術基準規則第二条第二項第三十九号に規定する「重大事故等クラス3容器」, 「重大事故等クラス3管」, 「重大事故等クラス3ポンプ」又は「重大事故等クラス3弁」
		火力技術基準	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の規定を準用するもの。又は, 使用条件を踏まえ, 十分な強度を有していることを確認できる一般産業品規格を準用するもの
		—	当該施設において重大事故等対処設備として使用しないもの又は上記以外のもの

注記 *1: 「発電用原子力設備規格(設計・建設規格(2005年版(2007年追補版含む。))<第I編 軽水炉規格> J S M E S N C 1-2005/2007」(日本機械学会 2007年)における「クラスMC」である。

6 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

6(1)～6(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	6 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

1 燃料取扱設備に係る次の事項

- (1) 新燃料又は使用済燃料を取り扱う機器の名称、種類、容量、主要寸法、材料、個数及び取付箇所

			変 更 前		変更後
名 称			燃料取替機		
種 類		—	燃料把握機付移床式*1		
容 量	燃 料 把 握 機	kg	450×1 台*2		
	回 転 ジ ブ ク レ ー ン	kg	450×1 台*2		
	ト ロ リ ー ホ イ ス ト	kg	450×1 台*2		
主 要 寸 法	走 行 レ ー ル 間 距 離*3	mm			
	構 造 物 フ レ ー ム (ブ リ ッ ジ) 幅	mm			
	高 さ	mm			
	構 造 物 フ レ ー ム (ブ リ ッ ジ) 高 さ	mm			
材 料	ブ リ ッ ジ	—	SS400*2		
個 数		—	1		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—		
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 46.50 m*2		
	溢水防護上の区画番号	—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「遠隔自動制御型電動ホイスト及び掴み装置付移床式」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「レールスパン」と記載。

*4：公称値を示す。

			変 更 前	変更後
名 称			原子炉建屋クレーン	
種	類	—	天井走行式	
容 量	主 巻	t	125	
	補 巻	t	5	
		t	1	
	モノレールホイスト		t	10
主 要 寸 法	走行レール間距離*1	mm		
	クレーン本体ガード距離	mm		
	高 さ	mm		
	クレーン本体ガード幅	mm		
	クレーン本体ガード高さ	mm		
材 料	クレーン本体ガード	—	SM50A*5	
個	数	—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—	
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 54.50 m*5	
	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

変更なし

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「スパン」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には と記載。

*3：公称値を示す。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成元年4月26日付け発管業発第37号にて届け出された工事計画の添付書類「1-2-1 原子炉建屋クレーンの耐震性についての計算書」による。

			変 更 前		変 更 後	
名 称			使用済燃料乾式貯蔵建屋 天井クレーン			変更なし
種 類		—	天井走行式			
容 量		t	(吊荷重) 主巻 130 補巻 10			
主 要 寸 法	走 行 レ ー ル 間 距 離		mm			
	クレーン本体ガード距離		mm			
	高 さ		mm			
	クレーン本体ガード幅		mm			
	クレーン本体ガード高さ		mm			
材 料	ガ ー ダ		—	SS400*2		
個 数		—	1*1			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	—		
	設 置 床		—	使用済燃料乾式貯蔵建屋 EL. 17.90 m*3		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—			

注記 *1：公称値を示す。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，平成 11 年 9 月 2 日
付け平成 11・06・25 資第 1 号にて認可された工事計画の添付図面第 7 図「使用済燃料
乾式貯蔵建屋天井クレーン構造図」による。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

3 使用済燃料貯蔵設備に係る次の事項

(1) 使用済燃料貯蔵槽の名称、種類、容量、主要寸法、材料及び個数

				変 更 前		変 更 後	
名 称				使用済燃料プール*1			
種 類		—		ステンレス鋼内張りプール形 (ラック貯蔵方式)			
容 量	燃 料 集 合 体		体		2250		
	制 御 棒		本		186		
主 要 寸 法	た て		mm		10363*2, *3, *4		
	横		mm		12192*2, *3, *5		
	深 さ		mm		11913*2, *6		
	ライニング材厚さ*7		mm		(6.0*2, *9), (12.0*2, *9)		
	壁 厚 寸 法	壁	東		mm		2154*2, *9, *10
西			mm		2154*2, *9, *10		
南			mm		1570*2, *9, *10		
北			mm		2000*2, *9, *10		
法 さ		底			mm		1599*2, *9, *10
材 料	ラ イ ニ ン グ 材*11			—		SUS304	
	壁			—		鉄筋コンクリート*12	
個 数			—		1		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「使用済燃料貯蔵プール」と記載。

*2：公称値を示す。

*3：使用済燃料プール内のりを示す。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「10.4 m」と記載。記載内容は設計図書による。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「12.2 m」と記載。記載内容は設計図書による。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「11.9 m」と記載。記載内容は設計図書による。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「内張り材厚さ（最小）」と記載。

*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「4」と記載。

*9：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*10：内張り材を含む厚さを示す。

*11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「内張り材」と記載。

*12：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-5 原子炉建屋の強度計算書」による。

(2) 使用済燃料運搬用容器ピットの名称, 種類, 容量, 主要寸法, 材料及び個数

			変 更 前 ^{*1}	変更後
名 称			キャスクピット	変更 なし
種 類	—		ステンレス鋼内張りプール形	
容 量	個		1 (使用済燃料輸送容器)	
主 要 寸 法	た て	mm	2743 ^{*2, *3}	
	横	mm	2643 ^{*2, *3}	
	深 さ	mm	11913 ^{*2}	
	ライニング材厚さ	mm	(6.0 ^{*2}), (25.0 ^{*2})	
	壁 厚 さ	東	2154 ^{*2, *4}	
		西	400 ^{*2, *4}	
		南	776 ^{*2, *4}	
		北	500 ^{*2, *4}	
		底	1599 ^{*2, *4}	
材 料	ライニング材	—	SUS304	
	壁	—	鉄筋コンクリート	
個 数	—		1	

注記 *1: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2: 公称値を示す。

*3: キャスクピット内のりを示す。

*4: ライニング材を含む厚さを示す。

(3) 使用済燃料貯蔵ラックの名称, 種類, 容量, 主要寸法, 材料及び個数

			変 更 前		変更後
名 称			使用済燃料貯蔵ラック		変更 なし
種 類		—	たて置ラック式		
容 量		体	70	110	
主 要 寸 法	高	さ	mm		
	中 心 間 距 離		mm		
	内 の り		mm		
	厚	さ	mm		
材 料		—			
個 数		—			
			7		16

注記 *1: 公称値を示す。

*2: 記載の適正化を行う。既工事計画書にはベースを含む高さである と記載。記載内容は, 設計図書による。

*3: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 平成6年4月19日付け6資庁第2531号にて認可された工事計画の添付書類「2-2-1-1 使用済燃料貯蔵ラックの耐震性についての計算書」による。

(参考) 規格表

材料名	機械的性質			化学成分 (wt%)								備 考
	引張 強さ (MPa)	降伏点 (耐力) (MPa)	伸び (%)	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	B	

注記 * : S I 単位に換算したもの。

(5) 制御棒貯蔵ラックの名称、種類、容量、主要寸法、材料及び個数

			変 更 前		変更後
名 称			制御棒貯蔵ラック		変更 なし
種 類	—		たて置ラック式* ¹		
容 量	体 (又は本)		8* ²	2* ²	
主 要 寸 法	高 さ	mm			
	中 心 間 距 離	mm			
	内 の り	mm			
	厚 さ	mm			
材 料		—	A6061TE-T6		
個 数		—	3		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「縦形貯蔵方式」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「30体（うち6体は制御棒案内管兼用）」と記載。記載内容は、昭和52年3月3日付け52資庁第50号にて認可された工事計画の添付書類「第2-5図 制御棒貯蔵ラック構造図」による。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書にはベースを含む高さである と記載。記載内容は、昭和52年3月3日付け52資庁第50号にて認可された工事計画の添付書類「第2-5図 制御棒貯蔵ラック構造図」による。

*4：公称値を示す。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

(6) 制御棒貯蔵ハンガの名称, 種類, 容量, 主要寸法, 材料及び個数

			変 更 前	変更後
名 称			制御棒貯蔵ハンガ	変更 なし
種 類	—		吊り下げ式*1	
容 量	体		156	
主 要 寸 法	た て	mm		
	全 長	mm		
	高 さ	mm		
	サ ポ ー ト 外 径	mm	—	
	サ ポ ー ト 厚 さ	mm	—	
材 料	—		SUS304	
個 数	—		52	

注記 *1: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「吊下形貯蔵方式」と記載。

*2: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「ハンガ部腕の幅」を記載。

*3: 公称値を示す。

*4: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「ハンガ部腕の水平方向」を記載。

*5: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「ハンガ部腕の高さ」を記載。

- (7) 使用済燃料貯蔵用容器の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数並びに放射線遮蔽材の種類，主要寸法，冷却方法及び材料

				変 更 前	変更後
名 称			使用済燃料乾式貯蔵容器 ^{*1}		
種	類	—	密封監視機能付 縦置円筒形 ^{*2}		
容	量	体	61		
最	高	使	用	圧	力
			MPa	1.0	
最 高 使 用 温 度	キ ャ ス ク 容 器		℃	160	
	バ ス ケ ッ ト		℃	210	
主 要 寸 法	全 長 ^{*2}		mm		
	外 径		mm		
	キ ャ ス ク 容 器	内 胴 内 径	mm		
		内 胴 厚 さ ^{*5}	mm		
		一 次 蓋 厚 さ	mm		
		一 次 蓋 外 径	mm		
		底 板 厚 さ	mm		
		高 さ ^{*7}	mm		
	バスケット	外 径	mm		
		高 さ	mm		
		チャンネル内幅	mm		
		チャンネル肉厚	mm		
材 料	内 胴		—		
	上 部 フ ラ ン ジ		—		
	一 次 蓋		—		
	底 板		—		
	バ ス ケ ッ ト		—		
個	数		—	15 ^{*9}	

		変 更 前				変 更 後			
放射 性 遮 蔽 材	種 類	主要寸法 (最小厚さ mm)			冷却 方法	材料	主要寸法 (最小厚さ mm)	冷却 方法	材料
	使用済燃料乾式貯蔵容器 (密封監視機能付縦置円筒形) *10	円筒部	内 胴*11		自然冷却		変更なし		
			中間胴*11						
			バスケット*11						
			ガンマ線遮蔽体			鉛			
			中性子遮蔽体			レジン (密度 g/cm ³ 以上) *14			
			外 筒						
		底部	底 板*11		自然冷却				
			中性子遮蔽体			レジン (密度 g/cm ³ 以上) *4			
			中性子遮蔽カバー						
		蓋部	一次蓋*11		自然冷却				
			中性子遮蔽体			レジン (密度 g/cm ³ 以上) *4			
			中性子遮蔽カバー						
			二 次 蓋						
			二 次 蓋 カ バ ー						

注記 *1：以下の燃料を貯蔵する。

・ 8×8 燃料

貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が 33000 MWd/t 以下であり，かつ 9 年以上冷却したもの

・ 新型 8×8 燃料

貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が 35000 MWd/t 以下であり，かつ 7 年以上冷却したもの

・ 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料

貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が 36000 MWd/t 以下であり，かつ 7 年以上冷却したもの

・ 高燃焼度 8×8 燃料

貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が 39500 MWd/t 以下であり，かつ 7 年以上冷却したもの

貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が 41000 MWd/t 以下であり，かつ 8 年 3 ヶ月以上冷却したもの

*2：密封監視機能として，金属ガasketを用いた一次蓋及び二次蓋間の圧力監視を行う。また，全長はこの二次蓋（厚さ：□ mm（□ + □ mm），材料：□）を含む。

*3：公称値を示す。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「内胴板厚」と記載。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，平成 14 年 9 月 27 日付け平成 14・09・19 原第 12 号にて認可された工事計画書の添付資料「IV-3-2 使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算書」による。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全長」と記載。

*8：アルミニウム合金は次頁に示す材料特性を有するものとする。

*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「7」（平成 11 年 9 月 2 日付け平成 11・06・25 資第 1 号にて認可された工事計画書）及び「8」（平成 14 年 9 月 27 日付け平成 14・09・19 原第 12 号にて認可された工事計画書）と記載。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「使用済燃料乾式貯蔵容器」と記載。

*11：構造強度部材であり，遮蔽機能も有する部材である。

*12：記載の適正化を行う。既工事計画書には□と記載。

*13：記載の適正化を行う。既工事計画書には□と記載。

*14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「レジン」と記載。

*15：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，平成 14 年 9 月 27 日付け平成 14・09・19 原第 12 号にて認可された工事計画書の添付資料「IV-4-1 生体遮へい装置の放射線の遮へい及び熱除去についての計算書」による。

る。

- * 16 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には中性子遮蔽体カバーも含めた厚さである と記載。記載内容は、平成 14 年 9 月 27 日付け平成 14・09・19 原第 12 号にて認可された工事計画書の添付資料「Ⅳ-4-1 生体遮へい装置の放射線の遮へい及び熱除去についての計算書」による。
- * 17 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には二次蓋カバーも含めた厚さである と記載。記載内容は、平成 14 年 9 月 27 日付け平成 14・09・19 原第 12 号にて認可された工事計画書の添付資料「Ⅳ-4-1 生体遮へい装置の放射線の遮へい及び熱除去についての計算書」による。

の材料特性

種 類	種別	記 号	機械的性質			化学成分 (wt%)							
			引張 強さ (MPa)	降伏点 (MPa)	伸び (%)	Si	Fe	Cu	Mn	Mg	Cr	Zn	Ti

				変 更 前		変更後			
名 称				使用済燃料乾式貯蔵容器 (タイプⅡ) *1					
種 類		—		密封監視機能付 縦置円筒形*2					
容 量		体		61					
最 高 使 用 圧 力		MPa		1.0					
最高使用温度		キャスク容器		℃		170			
		バスケット		℃		260			
主 要 寸 法	全 長*2		mm						
	外 径		mm						
	キャスク 容 器	胴 内 径		mm					
		胴 厚 さ*4		mm					
		一 次 蓋 厚 さ		mm					
		一 次 蓋 外 径		mm					
		底 板 厚 さ		mm					
		高 さ		mm					
	バスケット	外 径		mm					
		高 さ		mm					
		内 幅		mm					
		肉 厚*6		mm					
	材 料	胴		—					
		一 次 蓋		—					
		底 板*7		—					
		バスケット		—					
個 数		基		2					

注記 *1：9年以上冷却期間をおいた8×8燃料，7年以上冷却期間をおいた新型8×8燃料，新型8×8ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度8×8燃料（貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が39500 MWd/t以下の場合7年以上，平均燃焼度が41000 MWd/t以下の場合8年3ヶ月以上冷却）を貯蔵する。

*2：密封監視機能として，金属ガスケットを用いた一次蓋及び二次蓋間の圧力監視を行う。また，全長はこの二次蓋（厚さ： mm，材料：GLF1）を含む。

*3：公称値を示す。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴板厚さ」と記載。

- *5：記載の適正化を行う。既工事計画書には と記載。記載内容は，平成17年12月28日付け平成17・11・09原第44号にて認可された工事計画の添付書類「第2図 使用済燃料乾式貯蔵容器構造図（タイプⅡ）（全体）」による。
- *6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「プレート厚さ」と記載。
- *7：胴と一体構造である。

		変 更 前				変 更 後		
	種類	主要寸法 (最小厚さ mm)		冷却 方法	材料	主要 寸法 (最小 厚さ mm)	冷却 方法	材料
放射線遮蔽材	使用済燃料 乾式貯蔵容器 (タイプⅡ) * ¹ (密封監視機能 付縦置円筒形)	円筒部	胴* ²		自然 冷却		変更なし	
			バスケット* ³					
			中性子遮蔽体* ⁴			レジン		
			外筒					
		底部	底板* ² , ⁶		自然 冷却			
			底部仕切板					
			中性子遮蔽体* ⁴			レジン		
			中性子遮蔽体カバー* ⁷					
		蓋部	一次蓋* ²		自然 冷却			
			中性子遮蔽体* ⁴			レジン		
			中性子遮蔽体カバー* ⁸					
			二次蓋					

注記 *1：9年以上冷却期間をおいた8×8燃料，7年以上冷却期間をおいた新型8×8燃料，新型8×8ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度8×8燃料（貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が39500 MWd/t以下の場合7 年以上，平均燃焼度が41000 MWd/t以下の場合8年3ヶ月以上冷却）を貯蔵する。

*2：構造強度部材であり，遮蔽機能も有する部材である。

*3：サポートシリンダを示す。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「中性子遮へい体」と記載。

*5：トリニオン周辺部の最小厚さは mmとなる。

*6：胴と一体構造である。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「底部中性子遮へい体カバー」と記載。

*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「一次蓋中性子遮へい体カバー」と記載。

の材料特性について（タイプ II）

構造強度部材として使用される の化学成分を表 1-1 に，機械的性質を表 1-2 に示す。

表 1-1 の化学成分

(wt%)

材 料	化 学 成 分

表 1-2 の機械的性質

材 料	機 械 的 性 質	
	引張強さ (MPa)	耐力 (MPa)

(8) 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の名称、種類、計測範囲、取付箇所及び個数

				変 更 前	変 更 後
名 称				使用済燃料プール温度*1	変更なし
種 類		—	熱電対		
計 測 範 囲		℃	0～100		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	使用済燃料プール温度 燃料プール冷却浄化系	
	設 置 床		—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		
個 数		—	1		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

			変 更 前		変 更 後
名 称			使用済燃料プール水位*1		変更なし
種 類	—		浮力式水位検出器	フロート式検出器	
計 測 範 囲		mm			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系		
	設 置 床	—			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			
個 数		—	2		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	使用済燃料プール温度（S A）*1
種 類		—		熱電対
計 測 範 囲		℃		0～120
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—		使用済燃料プール温度（S A） 燃料プール冷却浄化系
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—
個 数		—		1（検出点8）

注記 *1：本設備は既存の設備である。

			変 更 前	変 更 後	
名 称			—	使用済燃料プール水位・温度（S A広域）	
種 類	—	ガイドパルス式水位検出器		測温抵抗体	
計 測 範 囲	—	－4300～7200 mm		0～120 ℃	
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—		使用済燃料プール水位・温度（S A広域） 燃料プール冷却浄化系	
	設 置 床	—			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—	
個 数		—		1*1	

69 注記 *1：温度検出点 2 箇所。

4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備に係る次の事項

4.1 燃料プール冷却浄化系

(5) スキマサージ槽の名称、種類、容量、主要寸法、材料及び個数

			変 更 前 ^{*1}	変 更 後
名 称			スキマサージタンク	スキマサージ タンク ^{*2}
種 類	—		たて置円筒形（埋込式）	変更なし
容 量	m ³ /個		14 ^{*3}	
主 要 寸 法	内 径	mm	1600 ^{*3}	
	深 さ	mm	7572 ^{*3}	
	ラ イ ニ ン グ 材 厚 さ	mm	(6.0 ^{*3})	
	底 板 厚 さ	mm	(6.0 ^{*3})	
	管台口径（タンク出口）		267.4 ^{*3}	
	壁 厚 さ	使用済燃料 プ ー ル 側	776 ^{*3, *4}	
		原子炉ウェル側	1204 ^{*3, *4}	
材 料	ラ イ ニ ン グ 材	—	SUS304	
	底 板	—	SUS304	
	壁	—	鉄筋コンクリート	
個 数	—		2	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール冷却系）と兼用。

*3：公称値を示す。

*4：ライニング材を含む厚さ。

(8) 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

変		更		前		変		更		後					
名 称		最高使用圧力 (MPa) *1	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
燃 料 プ ー ル 冷 却 浄 化 系	スキマサージタンクから代替燃料プール冷却系配管分岐点*3	1.38	66	267.4	9.3	STPT42	燃 料 プ ー ル 冷 却 系 配 管 分 岐 点*4	スキマサージタンクから代替燃料プール冷却系配管分岐点*4	変更なし	変更なし 80*5	変更なし*6				
		—							1.38	66, 80*5	267.4*7 /267.4*7 /267.4*7	9.3*2, *7 /9.3*2, *7 /9.3*2, *7	STPT42*7		
		—							1.38	66, 80*5	267.4 /— /216.3	9.3*2 /— /8.2*2	STPT410		
	代替燃料プール冷却系配管分岐点から弁 G41-F004 及び弁 G41-F016*3	1.38	66	267.4	9.3	STPT410*8	燃 料 プ ー ル 冷 却 浄 化 系	燃 料 プ ー ル 冷 却 系 配 管 分 岐 点*4	変更なし						
				STPT42											
				216.3	8.2	STPT42									
	弁 G41-F004 からポンプ吸込口*3	1.38	66	267.4	9.3	STPT42			変更なし						
				216.3	8.2	STPT42									
				165.2	7.1	STPT42									
	フィルタ脱塩装置出口から弁 G41-F011*9	1.38	66	165.2	3.4	SUS304TP			変更なし						
				165.2	7.1	SUS304TP									
				216.3	4.0	SUS304TP									
	フィルタ脱塩装置出口配管から原子炉ウエル*9	1.38	66	216.3	4.0	SUS304TP			— *10						
				114.3	3.0	SUS304TP									
	弁 G41-F011 から代替燃料プール冷却系配管合流点*9	1.38	66	216.3	4.0	SUS304TP			燃 料 プ ー ル 冷 却 系 配 管 合 流 点*9	弁 G41-F011 から代替燃料プール冷却系配管合流点*9	変更なし	変更なし			
		—										1.38	66	216.3	8.2*2
	代替燃料プール冷却系配管合流点から残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点*9	—							燃 料 プ ー ル 冷 却 系 配 管 合 流 点*9	代替燃料プール冷却系配管合流点から残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点*9	1.38	66, 80*5	216.3 / — /165.2	8.2*2 / — /7.1*2	SUS304TP
		1.38	66	216.3	4.0	SUS304TP					変更なし	変更なし 80*5	変更なし		

(続き)

変		更		前		変		更		後			
名 称		最高使用圧力 (MPa) *1	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
燃料 プール 冷却 浄 化 系	弁 G41-F036 から残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点*9	1.38	66	267.4	9.3	SUS304TP	燃料 プール 冷却 浄 化 系	変更なし					
				267.4	4.0	SUS304TP							
	残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点から使用済燃料プール*9	—					燃料 プール 冷却 浄 化 系	残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点から使用済燃料プール*4	1.38	66, 80*5	267.4*7 / —*7 /216.3*7	9.3*2, 7 / —*7 /8.2*2, 7	SUS304TP*7
		1.38	66	267.4	4.0	SUS304TP			変更なし	変更なし 80*5	変更なし		
		—							1.38	66, 80*5	267.4*7, 11	9.3*2, 7, 11	SUS304TP*7, 11
									1.38	66, 80*5	267.4*7 /267.4*7 /165.2*7	9.3*2, 7 /9.3*2, 7 /7.1*2, 7	SUS304TP*7
									1.38	66, 80*5	267.4*7 /165.2*7	4.0*2)*7 (3.4*2)*7	SUS304*7
		1.38	66	165.2	3.4	SUS304TP			変更なし	変更なし 80*5	変更なし		
		—							1.38	66, 80*5	165.2*7, 11	7.1*2, 7, 11	SUS304TP*7, 11
					1.38	66, 80*5	165.2*7	(3.4*2)*7	SUS304*7				

注記 *1：S I 単位に換算したもの。
*2：公称値を示す。
*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「スキーマサージタンクよりポンプ吸込口および残留熱除去系へ」と記載。
*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（代替燃料プール冷却系）と兼用する。
*5：重大事故等時における使用時の値を示す。
*6：エルボにあっては、管と同等以上の厚さのものを選定。
*7：本設備は既存の設備である。
*8：STPT42 同等材（STPT410）への取り替えを実施する。
*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「フィルタ脱塩装置出口より原子炉ウェル及び燃料貯蔵プールまで及び残留熱除去系より燃料貯蔵プールへ」と記載。
*10：当該配管については、主配管に該当しないため記載の適正化を行う。
*11：エルボを示す。

4.2 代替燃料プール注水系

- (2) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，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）であり，使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

常設低圧代替注水系ポンプ

- ・ 可搬型

可搬型代替注水大型ポンプ

可搬型代替注水中型ポンプ

(4) 貯蔵槽の名称，種類，容量，主要寸法，材料及び個数

以下の設備は，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）であり，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（代替燃料プール注水系）として本工事計画で兼用とする。

代替淡水貯槽

西側淡水貯水設備

(8) 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径* ¹ (mm)	厚 さ* ¹ (mm)	材 料		
代 替 燃 料 プ ール 注 水 系	—						代 替 燃 料 プ ール 注 水 系	代替燃料プール注 水系及び低圧代替 注水系配管分岐点 から使用済燃料プ ール注水口 B 及び 代替燃料プール注 水系スプレイヘッ ダ分岐点	3. 14* ²	66* ²	216. 3 /114. 3	8. 2 /6. 0	STPT410		
											114. 3* ³	6. 0* ³	STPT410* ³		
											114. 3 /114. 3 /89. 1	6. 0 /6. 0 /5. 5	STPT410		
											89. 1* ³	5. 5* ³	STPT410* ³		
								1. 00* ²	66* ²	89. 1* ³	5. 5* ³	STPT410* ³			
										89. 1 /89. 1 /89. 1	5. 5 /5. 5 /5. 5	STPT410			
										代替燃料プール注 水系スプレイヘッ ダ分岐点からスプ レイヘッダ	1. 00* ²	66* ²	89. 1* ³	5. 5* ³	STPT410* ³
													スプレイヘッダ	1. 00* ²	66* ²
							139. 8 /89. 1	6. 6 /5. 5	SUS304TP						
							139. 8* ³	6. 6* ³	SUS304TP* ³						
							139. 8	6. 6	SUS304						
							低圧代替注水系低 圧炉心スプレイ系 配管分岐点から代 替格納容器スプレ イ冷却系配管 A 系 分岐点* ⁴ , * ⁵	1. 40* ²	66* ²	216. 3* ³	8. 2* ³	STPT410* ³			
216. 3 /216. 3 /216. 3	8. 2 /8. 2 /8. 2	STPT410													

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径* ¹ (mm)	厚 さ* ¹ (mm)	材 料
代 替 燃 料 プ ール 注 水 系	—						代 替 燃 料 プ ール 注 水 系	代替格納容器スプレ イ冷却系配管 A 系分岐点から代替 燃料プール注水系 及び格納容器下部 注水系配管分岐点 * ⁵	1.40* ²	66* ²	216.3	8.2	STPT410
											216.3 /216.3 /—	8.2 /8.2 /—	STPT410
											216.3 /216.3 /216.3	8.2 /8.2 /8.2	STPT410
							代 替 燃 料 プ ール 注 水 系	代替燃料プール注 水系及び格納容器 下部注水系配管分 岐点から使用済燃 料プール注水口 A 及び代替燃料プー ル注水系スプレイ ヘッダ分岐点	1.40* ²	66* ²	216.3* ³	8.2* ³	STPT410* ³
											216.3 /114.3	8.2 /6.0	STPT410
											114.3* ³	6.0* ³	STPT410* ³
											114.3 /89.1	6.0 /5.5	STPT410
											89.1* ³	5.5* ³	STPT410* ³
											89.1 /89.1 /89.1	5.5 /5.5 /5.5	STPT410
									1.00* ²	66* ²	89.1* ³	5.5* ³	STPT410* ³

注記 *1：公称値を示す。
 *2：重大事故等時における使用時の値を示す。
 *3：エルボにあっては、管と同等以上の厚さのものを選定。
 *4：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（代替格納容器スプレイ冷却系）と兼用。
 *5：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（格納容器下部注水系）と兼用。

下記の設備は、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）であり、使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉建屋東側接続口から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点

原子炉建屋西側接続口から高所接続口合流点

高所接続口合流点から低圧代替注水系配管合流点

低圧代替注水系配管合流点から代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点

代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点から格納容器下部注水系配管分岐点

格納容器下部注水系配管分岐点から代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点

高所西側接続口及び高所東側接続口から高所接続口合流点

代替淡水貯槽から常設低圧代替注水系ポンプ

常設低圧代替注水系ポンプから低圧代替注水系配管合流点

・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	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	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所
代替燃料 プール注水系	—							代替燃料 プール注水系 可搬型スプレイノズル用 20m ホース	1.6 ^{*1}	60 ^{*1}	65 A ^{*2}	— ^{*3}	ポリエステル，ポリウレタン	63 ^{*4} (予備 2)	保管場所： ・原子炉建屋原子炉棟 EL. 8.2 m 及び EL. 38.8 m ・原子炉建屋付属棟 EL. 8.2 m 上記の保管場所のうち，原子炉建屋原子炉棟の EL. 8.2 m の西側に 18 本，EL. 38.8 m の西側に 9 本と予備 1 本，EL. 38.8 m の東側に 27 本と予備 1 本並びに原子炉建屋付属棟 EL. 8.2 m に 9 本を保管する。 取付箇所： ・EL. 8.2 m 送水用ホース接続金具～EL. 46.5 m 可搬型スプレイノズル (36 本 ^{*5})
								可搬型スプレイノズル	1.0 ^{*1}	60 ^{*1}	65 A ^{*2}	— ^{*3}	AC4CH	6 ^{*6} (予備 1)	保管場所： 原子炉建屋原子炉棟 EL. 38.8 m 上記保管場所の東西にそれぞれ 3 個，予備を東西どちらかに 1 台以上保管する。 取付箇所： ・原子炉建屋原子炉棟 EL. 46.5 m (3 個 ^{*7})

注記 *1：重大事故等時における使用時の値を示す。
 *2：メーカーにて規定する呼び径を示す。
 *3：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。
 *4：東側ルートに必要な本数 36 本及び予備 1 本並びに西側ルートに必要な本数 27 本及び予備 1 本を合計した本数を示す。
 *5：最長ルートである「送水用ホース接続金具（原子炉建屋東側手動片開き強化扉付近）から可搬型スプレイノズル」に敷設した場合の本数を示す。
 *6：東側ルートに必要な個数 3 個及び西側ルートに必要な個数 3 個に予備 1 個を合計した個数を示す。
 *7：使用済燃料プール周囲に 3 個設置する。

以下の設備は、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）であり、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（代替燃料プール注水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・可搬型

- 取水用 5m ホース

- 送水用 5m, 10m, 50m ホース

4.3 代替燃料プール冷却系

(5) スキマサージ槽の名称、種類、容量、主要寸法、材料及び個数

以下の設備は、既存の使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール冷却浄化系）であり、使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール冷却系）として本工事計画で兼用とする。

スキマサージタンク

4.4 原子炉建屋放水設備

- (2) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，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）であり，使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建屋放水設備）として本工事計画で兼用とする。

- ・可搬型

可搬型代替注水大型ポンプ

- (8) 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，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）であり，使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建屋放水設備）として本工事計画で兼用とする。

- ・可搬型

取水用 5m ホース

以下の設備は、原子炉格納施設のうち圧力低減その他の安全設備の原子炉格納容器（原子炉建屋放水設備）であり、使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建屋放水設備）として本工事計画で兼用とする。

- ・可搬型

放水砲用 5m, 50m ホース

放水砲

4.5 代替水源供給設備

- (2) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，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）であり，使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備）として本工事計画で兼用とする。

- ・可搬型

可搬型代替注水大型ポンプ

可搬型代替注水中型ポンプ

(4) 貯蔵槽の名称，種類，容量，主要寸法，材料及び個数

以下の設備は，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）であり，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（代替水源供給設備）として本工事計画で兼用とする。

代替淡水貯槽

西側淡水貯水設備

- (8) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，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）であり，使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備）として本工事計画で兼用とする。

- ・可搬型

取水用 5m ホース

送水用 5m, 10m, 50m ホース

5 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の基本設計方針，規格基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変 更 前	変 更 後
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「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。	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。
第1章 共通項目 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(5.6 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，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。	第1章 共通項目 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(5.6 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，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。
第2章 個別項目 1. 燃料取扱設備 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は，新燃料貯蔵庫，使用済燃料プール，使用済燃料乾式貯蔵設備，燃料取替機，原子炉建屋クレーン，除染装置等で構成し，新燃料を原子炉建屋原子炉棟に搬入してから炉心に装荷するまで，及び使用済燃料を炉心から取り出し事業所外へ搬出するまで，燃料体等を安全に取り扱うことができる設計とする。 なお，使用済燃料の事業所外への搬出には，使用済燃料輸送容器を使用する。 新燃料は，原子炉建屋原子炉棟内に設ける新燃料貯蔵施設から原子炉建屋クレーン等で使用済燃料プールに移し，燃料取替機により炉心に挿入する。 燃料の取替えは，原子炉上部のウェルに水を張り，水中で燃料取替機を用いて行う。 使用済燃料は，遮蔽に必要な水深を確保した状態で，水中で燃料取替機により移送し，原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料プールの水中に貯蔵する。 使用済燃料を事業所外へ搬出する場合には，使用済燃料プールへ使用済燃料を収容した使用済燃料乾式貯蔵容器を運搬し，キャスクピットで使用済燃料輸送容器に使用済燃料の詰め替えを行った後，キャスク除染ピットで使用済燃料輸送容器の除染を行い事業所外へ搬出する。 燃料体等の取扱設備は，燃料体等を直接取り扱う場合には，一体ずつ取り扱う構造とし，臨界を防止する設計とする。 燃料体等の取扱設備は，使用済燃料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，使用済燃料輸送容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器への収容操作等が，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，適切な遮蔽に必要な水深を確保した状態で，水中で行うことができる設計とする。 原子炉建屋クレーンは，定格荷重を保持でき，ワイヤロープの二重化，フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能を有し，主要要素は，種々の二重化を行うとともに重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設けることにより，落下防止対策を講じた設計とする。	第2章 個別項目 1. 燃料取扱設備 変更なし

変 更 前	変 更 後
燃料取替機は、定格荷重を保持でき、ワイヤロープの二重化、フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能を有し、燃料取替機の燃料つかみ具は二重のワイヤや燃料集合体を確実につかんでいない場合には、吊上げができない等のインターロックを設け、圧縮空気が喪失した場合にも、燃料集合体が外れない設計とする。 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、燃料体等の取扱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て、過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。 燃料取替機は、地震時にも転倒することがないように走行レール頭部を抱き込む構造をしたクレーンの脱線防止ラグを設ける。 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装置を設ける。 使用済燃料を収容する使用済燃料乾式貯蔵容器は、取扱中における衝撃、熱その他の容器に加わる負荷に耐え、容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、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、破損等が生じるおそれがない設計とする。 また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、理論的若しくは適切な試験又は実験により所定の機能が満足される設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵容器は、内部に使用済燃料を収容した場合に、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 2 mSv/h 以下及び容器表面から 1 m の点における線量当量率 100 μSv/h 以下となるよう、装填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。 燃料体等の取扱設備は、動力源である電源又は空気が喪失した場合でも燃料体等を保持できる設計とする。 燃料取替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。 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、動力電源喪失時の保持機能により、燃料体等の落下防止対策を講じた設計とする。	
2. 燃料貯蔵設備 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 30 %を収納できる設計とする。 使用済燃料プールは、使用済燃料を計画どおりに貯蔵した後でも、炉心内の全燃料を使用済燃料プールに移すことができるような貯蔵能力を有し、約 290 %炉心分の燃料の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器等の貯蔵及び取扱いができるスペースをもたせる設計とする。なお、通常運転中、全炉心の燃料体を貯蔵できる容量を確保する。 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質等が放出されることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合には、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、原子炉建屋原子炉棟で、その放散を防ぎ、原子炉建屋ガス処理系で処理する設計とする。 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、フェンス等による立入制限区域を設け、施錠できる設計とする。	2. 燃料貯蔵設備 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 30 %を収納できる設計とする。 使用済燃料プールは、使用済燃料を計画どおりに貯蔵した後でも、炉心内の全燃料を使用済燃料プールに移すことができるような貯蔵能力を有し、約 290 %炉心分の燃料の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器等の貯蔵及び取扱いができるスペースをもたせる設計とする。なお、通常運転中、全炉心の燃料体を貯蔵できる容量を確保する。 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質等が放出されることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合には、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、原子炉建屋原子炉棟で、その放散を防ぎ、原子炉建屋ガス処理系で処理する設計とする。 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、フェンス等による立入制限区域を設け、施錠できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
新燃料貯蔵庫は、新燃料を新燃料貯蔵ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造の設備であり、原子炉建屋原子炉棟内の独立した区画に設置し、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。燃料は、乾燥状態で保管し、堅固な構造のラックに垂直に入れ、新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける。 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。反応度が最も高くなるというような水分雰囲気で満たされる場合を仮定しても臨界未満とする設計とする。 使用済燃料プールは、使用済燃料及び新燃料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し、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する設計とする。 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、又は漏れない設計とする。 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、使用済燃料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合理的に達成できる限り低減する設計とする。 万一、使用済燃料プールから漏えいが発生し、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ブプレッション・プールの水を補給できる設計とする。 使用済燃料プールの内面はステンレス鋼でライニングし、ライニングは、燃料集合体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時においても著しい使用済燃料プール水の減少を引き起こすような損傷を避けることができ、その機能が損なわれない設計とする。 燃料体等の落下に関しては、模擬燃料集合体の気中落下試験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でライニングを施設する設計とする。	新燃料貯蔵庫は、新燃料を新燃料貯蔵ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造の設備であり、原子炉建屋原子炉棟内の独立した区画に設置し、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。燃料は、乾燥状態で保管し、堅固な構造のラックに垂直に入れ、新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける。 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。反応度が最も高くなるというような水分雰囲気で満たされる場合を仮定しても臨界未満とする設計とする。 使用済燃料プールは、使用済燃料及び新燃料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し、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する設計とする。 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、又は漏れない設計とする。 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、使用済燃料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合理的に達成できる限り低減する設計とする。 万一、使用済燃料プールから漏えいが発生し、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ブプレッション・プールの水を補給できる設計とする。 使用済燃料プールの内面はステンレス鋼でライニングし、ライニングは、燃料集合体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても著しい使用済燃料プール水の減少を引き起こすような損傷を避けることができ、その機能が損なわれない設計とする。 燃料体等の落下に関しては、模擬燃料集合体の気中落下試験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でライニングを施設する設計とする。 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、気中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。 - 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。 - 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する。また、運転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、運転床面より下部の耐震壁と合わせて基準地震動に対して使用済燃料プール内へ落下しない設計とする。

変 更 前	変 更 後
使用済燃料乾式貯蔵設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器を保管する使用済燃料乾式貯蔵建屋等からなり、想定されるいかなる状態においても使用済燃料が臨界に達することのない設計とし、使用済燃料からの崩壊熱を適切に除去する設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料をヘリウムガス雰囲気中に貯蔵する適切な遮蔽機能及び密封機能を有した鋼製の容器であり、使用済燃料を装填した貯蔵容器は、車両衝突等の事故を防止するための措置を行い、原子炉建屋原子炉棟から使用済燃料乾式貯蔵建屋へ運搬し、使用済燃料乾式貯蔵建屋内の支持構造物により支持され、そこで貯蔵される。 また、使用済燃料乾式貯蔵設備は、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料の放射線を適切に遮蔽する設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵容器は、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とし、二重の蓋を設け、一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより、密閉性を監視できる設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、蓋部、バスケット等で構成され、これらの部材は、設計貯蔵期間における放射線照射影響、腐食、クリープ、疲労、応力腐食割れ等の経年劣化に対して十分な信頼性を有する材料を選択し、その必要とされる強度、性能を維持し、必要な安全機能を失うことのないようにする。 使用済燃料乾式貯蔵容器には燃料の種別に応じた適切な期間使用済燃料プールで冷却され、かつ運転中のデータ、 SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料を使用済燃料プール内で装填し、排水後、内部には冷却媒体であるとともに燃料被覆管の腐食を防止するヘリウムガスを封入する。 使用済燃料乾式貯蔵容器は、61 体の使用済燃料の貯蔵が可能であり、24 基を設ける。	・燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、基準地震動による地震荷重に対し、燃料取替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よう、以下を満足する設計とする。 ・燃料取替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、保守的に想定される使用条件において、地震時の各部発生応力が許容応力以下であること。 ・燃料取替機の転倒落下防止評価においては、走行レール頭部を抱き込む構造をした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、地震時の各部発生応力が許容応力以下であること。 ・燃料取替機の走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であること。 ・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装置について、想定される使用条件において、地震時の各部発生応力が許容応力以下であること。 使用済燃料乾式貯蔵設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器を保管する使用済燃料乾式貯蔵建屋等からなり、想定されるいかなる状態においても使用済燃料が臨界に達することのない設計とし、使用済燃料からの崩壊熱を適切に除去する設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料をヘリウムガス雰囲気中に貯蔵する適切な遮蔽機能及び密封機能を有した鋼製の容器であり、使用済燃料を装填した貯蔵容器は、車両衝突等の事故を防止するための措置を行い、原子炉建屋原子炉棟から使用済燃料乾式貯蔵建屋へ運搬し、使用済燃料乾式貯蔵建屋内の支持構造物により支持され、そこで貯蔵される。 また、使用済燃料乾式貯蔵設備は、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料の放射線を適切に遮蔽する設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵容器は、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とし、二重の蓋を設け、一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより、密閉性を監視できる設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、蓋部、バスケット等で構成され、これらの部材は、設計貯蔵期間における放射線照射影響、腐食、クリープ、疲労、応力腐食割れ等の経年劣化に対して十分な信頼性を有する材料を選択し、その必要とされる強度、性能を維持し、必要な安全機能を失うことのないようにする。 使用済燃料乾式貯蔵容器には燃料の種別に応じた適切な期間使用済燃料プールで冷却され、かつ運転中のデータ、 SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料を使用済燃料プール内で装填し、排水後、内部には冷却媒体であるとともに燃料被覆管の腐食を防止するヘリウムガスを封入する。 使用済燃料乾式貯蔵容器は、61 体の使用済燃料の貯蔵が可能であり、24 基を設ける。
3. 計測装置等 使用済燃料プールの水温及び水位を計測する装置を設置し、計測結果を中央制御室に表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 また、外部電源が使用できない場合においても非常用電源からの電源供給により、使用済燃料プールの水	3. 計測装置等 使用済燃料プールの水温及び水位を計測する装置を設置し、計測結果を中央制御室に表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 また、外部電源が使用できない場合においても非常用電源からの電源供給により、使用済燃料プールの水

変 更 前	変 更 後
温及び水位を計測することができる設計とする。 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）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯及びブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。	温及び水位を計測することができる設計とする。 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）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯及びブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。 使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料プールに係る監視に必要な設備として計装設備（使用済燃料プールの状態監視）を設ける。 計装設備（使用済燃料プールの状態監視）として使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）を使用できる設計とする。 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測装置は、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し、中央制御室にて使用済燃料プールの水位、水温及び放射線量を監視可能な設計とする。 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は、使用済燃料プールに係る重大事故等時の使用済燃料プールの状態を中央制御室にて監視が可能な設計とする。 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）のうち、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、耐環境性向上のため、使用済燃料プール監視カメラに空気の供給が可能な設計とする。 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラを含む）のうち使用済燃料プール監視カメラは、常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電が可能な設計とする。 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）のうち、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。
4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 4.1 燃料プール冷却浄化系 燃料プール冷却浄化系は、ポンプ、熱交換器、ろ過脱塩装置等で構成し、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。さらに、全炉心燃料を取り出した場合においても、残留熱除去系を併用して、使用済燃料プール水の十分な冷却が可能な設計とする。また、補給水ラインを設け、使用済燃料プール水の補給も可能な設計とする。 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系等を経て、最終ヒートシンクである海へ輸送する設計とする。	4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 4.1 燃料プール冷却浄化系 変更なし

変 更 前	変 更 後
	4.2 代替燃料プール注水系 4.2.1 使用済燃料プール注水 (1) 代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、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（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水）として、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を保管する。 代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプにより、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の維持が可能な設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、使用済燃料プール水戻り配管上部の水平管下端の高さから蒸散により遮蔽に必要な水位に到達するまでの時間余裕を考慮し、使用済燃料プールの蒸散量を上回る補給量を有する設計とする。 使用済燃料プール出口配管は、配管からの漏えい時に、遮蔽に必要な水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。 使用済燃料プール水戻り配管は、遮蔽に必要な水位以下に水位が低下することを防止するため、戻り配管上部にサイフォンブレイカを設ける設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。 (2) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プール注水 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプは、使用済燃料プール水戻り配管上部の水平管下端の高さから蒸散により遮蔽に必要な水位に到達するまでの時間余裕を考慮し、使用済燃料プールの蒸散量を上回る補給量を有する設計とする。 使用済燃料プール出口配管は、配管からの漏えい時に、遮蔽に必要な水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。 使用済燃料プール水戻り配管は、遮蔽に必要な水位以下に水位が低下することを防止するため、戻り配管上部にサイフォンブレイカを設ける設計とする。 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、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（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水）として可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを保管する。 西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、

変 更 前	変 更 後
	原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、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の維持が可能な設計とする。 代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、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の維持が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。 (3) 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプは、使用済燃料プール水戻り配管上部の水平管下端の高さから蒸散により遮蔽に必要な水位に到達するまでの時間余裕を考慮し、使用済燃料プールの蒸散量を上回る補給量を有する設計とする。 使用済燃料プール出口配管は、配管からの漏えい時に、遮蔽に必要な水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。 使用済燃料プール水戻り配管は、遮蔽に必要な水位以下に水位が低下することを防止するため、戻り配管上部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、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（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水）として可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを保管する。 西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、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の維持が可能な設計とする。 代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、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の維持が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。 4.2.2 使用済燃料プールのスプレイ (1) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ 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燃料集合体等の上部全面にス

変 更 前	変 更 後
	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（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ）を保管する。 代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、代替燃料プール注水系の常設スプレイヘッドより使用済燃料プールへ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が可能な設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。 (2) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ 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、燃料損傷の進行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燃料集合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（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ）を保管する。 代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側設続口にホースを接続し、代替燃料プール注水系の常設スプレイヘッドより使用済燃料プールへ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可能な設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。 (3) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ 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、燃料損傷の進行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燃料集合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（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ）を保管する。 可搬型スプレイノズルをホースにより代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続し、使用済燃料プールへ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可能な設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。 4.3 代替燃料プール冷却系 使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料プールの冷却に必要な重大事故等対処設備（代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却）として代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水系の緊急用海水ポンプを保管する。

変 更 前	変 更 後
	代替燃料プール冷却系は，燃料プール浄化冷却系から使用済燃料プールの水を代替燃料プール冷却系ポンプにより代替燃料プール冷却系熱交換器で冷却し使用済燃料プールの冷却が可能な設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。 4.4 原子炉建屋放水設備 4.4.1 大気への拡散抑制及び航空機燃料火災対応 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ける発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）を設ける。 放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）として，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を使用し，放水砲を，ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と接続し，原子炉建屋原子炉棟屋上へ放水が可能な設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は，設置場所を任意に設定でき，複数の方向から原子炉建屋原子炉棟屋上に向けて放水が可能な設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の燃料は，可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち，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ける発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として放水設備（大気への拡散抑制）を保管する。 放水設備（大気への拡散抑制）として，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用し，放水砲を，ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と接続し，原子炉建屋原子炉棟屋上へ放水が可能な設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は，設置場所を任意に設定でき，複数の方向から原子炉建屋原子炉棟屋上に向けて放水が可能な設計とする。 4.4.2 海洋への拡散抑制 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち，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，海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として重大事故等対処設備（海洋への放射性物質の拡散抑制）を設ける。 放水砲による放水を実施した場合の重大事故等対処設備（海洋への放射性物質の拡散抑制）として，汚濁防止膜は，汚染水が発電所から海洋に流出するまでに通る排水路に設置された雨水排水路集水枥 9 箇所及び放水路 3 箇所の計 12 箇所に設置が可能な設計とする。 汚濁防止膜は，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汚濁防止膜を二重に計 2 本設置することとし，雨水排水路集水枥 9 箇所の設置場所に計 18 本及び放水路 3 箇所の設置場所に計 6 本の合計 24 本使用する設計とする。また，予備については，保守点検は目視点検であり，保守点検中でも使用可能であ

変 更 前	変 更 後
4.5 使用済燃料プールの水質維持 使用済燃料プールは、使用済燃料からの崩壊熱を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を設け、ろ過脱塩装置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、原子炉ウェル及び気水分離器等貯蔵プール水の純度、透明度を維持する。 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入る配管には真空破壊弁を設け、サイフォン効果により、使用済燃料プール水が流出しないようにする。	るため、保守点検用は考慮せずに、破れ等の破損時の予備用として各設置場所に対して2本の計24本を保管することとし、予備を含めた保有数として設置場所12箇所分の合計48本を保管する。 汚濁防止膜を使用した海洋への放射性物質の拡散抑制を行う系統は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用が可能な設計とし、汚濁防止膜は、車両により運搬が可能な設計とし、容易かつ確実に設置が可能な設計とする。 4.5 使用済燃料プールの水質維持 使用済燃料プールは、使用済燃料からの崩壊熱を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を設け、ろ過脱塩装置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、原子炉ウェル及び気水分離器等貯蔵プール水の純度、透明度を維持する。 4.6 使用済燃料プール接続配管 変更なし 4.7 水源 4.7.1 重大事故等の収束に必要となる水源 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備として重大事故等対処設備（代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水、西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水、海を水源とした使用済燃料プールへの注水、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）及び可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水））を設ける。 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生し、常設及び可搬型代替注水設備による注水操作を実施しても使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水戻り配管上部の水平管下端未満かつ水位低下が継続する場合に十分な量の水を供給するための設備としてスプレイ設備（代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ、西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ及び海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ）及び放水設備（海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制）を設ける。 さらに、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ける発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、十分な量の水を供給するための設備として放水設備（海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制）を設ける。 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、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設備として重大事故等対処設備（海を水源とした航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

変 更 前	変 更 後
	代替水源からの移送ルートを確認し、ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。 使用済燃料プールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水中型ポンプの水源である西側淡水貯水設備は、設計基準事故対処設備の水源であるサプレッション・プールに対して異なる系統の水源として設計する。 西側淡水貯水設備は、原子炉建屋原子炉棟外に設置することにより、原子炉格納容器内のサプレッション・プールと位置的分散を図る設計とする。 使用済燃料プールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源である代替淡水貯槽は、設計基準事故対処設備の水源であるサプレッション・プールに対して異なる系統の水源として設計する。 代替淡水貯槽は、原子炉建屋原子炉棟外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することにより、原子炉格納容器内のサプレッション・プールと位置的分散を図る設計とする。 使用済燃料プールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは、屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計基準事故対処設備のポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと、位置的分散を図る設計とする。 4.7.2 代替水源供給設備 重大事故等時の代替淡水源としては、西側淡水貯水設備に対しては代替淡水貯槽及び淡水タンクを確認し、代替淡水貯槽に対しては西側淡水貯水設備及び淡水タンクを確認する。また、海を水源として使用可能な設計とする。 代替水源からの移送ルートを確認し、ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。 重大事故等により、使用済燃料プールへの注水の水源となる代替淡水貯槽の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水））として可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び代替淡水源である西側淡水貯水設備又は淡水タンクを使用する。また、海水を代替淡水貯槽へ補給する場合は、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを使用する。 西側淡水貯水設備、淡水タンク又はS A用海水ピットを水源とする可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプは、ホースを介して代替淡水貯槽へ淡水又は海水の補給が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。 重大事故等により、使用済燃料プールへの注水の水源となる西側淡水貯水設備の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水））として可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び代替淡水源である代替淡水貯槽又は淡水タンクを使用する。また、海水を西側淡水貯水設備へ補給する場合は、S A

変 更 前	変 更 後
	用海水ピット取水塔，海水引込み管及びS A用海水ピットを使用する。 代替淡水貯槽，淡水タンク又はS A用海水ピットを水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，ホースを介して西側淡水貯水設備へ淡水又は海水を補給可能な設計とする。
5. 主要対象設備 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。	5. 主要対象設備 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。 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。

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 (1/5)

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
燃料取扱設備	—	新燃料又は使用済燃料を取り扱う機器	燃料取替機	B－1 B－2	—	—		変更なし			—	—
			原子炉建屋クレーン	B－1 B－2	—	—		変更なし			—	—
			使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン	B－1 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	S	クラス3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
		使用済燃料運搬用容器ピット	キャスクピット	S	—	—		変更なし			—	—
		使用済燃料貯蔵ラック	使用済燃料貯蔵ラック	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—
		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			—	—
		使用済燃料貯蔵用容器	使用済燃料乾式貯蔵容器	S	クラス3	—		変更なし			—	—
			使用済燃料乾式貯蔵容器（タイプⅡ）	S	クラス3	—		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	使用済燃料プール温度	C	—	—		変更なし			—	—
			使用済燃料プール水位	C	—	—		変更なし			—	—
			—					使用済燃料プール温度（S A）	—	—	常設／防止 常設／緩和	—
								使用済燃料プール水位・温度（S A広域）	C	—	常設／防止 常設／緩和	—
使用済燃料貯蔵槽	燃料プール浄化系冷却	容器	燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器逆洗水受タンク	B－1	クラス3	—		変更なし			—	—
		スキマサージ槽	スキマサージタンク	B	クラス3	—		変更なし			—	—

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 (2/5)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	ろ過装置	燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
		主配管	スキマサージタンクから代替燃料プール冷却系配管分岐点	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			代替燃料プール冷却系配管分岐点から弁G41-F004及び弁G41-F016	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			弁G41-F004からポンプ吸込口	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			ポンプ吐出口より熱交換器入口まで	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			熱交換器出口よりフィルタ脱塩装置まで	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			フィルタ脱塩装置出口から弁G41-F011	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			弁G41-F011から代替燃料プール冷却系配管合流点	S	クラス3	－		変更なし			－	－
			フィルタ脱塩装置出口配管から原子炉ウェル	B	クラス3	－		－ *2				
			代替燃料プール冷却系配管合流点から残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点	S	クラス3	－		変更なし			－	－
			弁G41-F036から残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点	S	クラス3	－		変更なし			－	－
			残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点から使用済燃料プール	S	クラス3	－		変更なし			－	－
			燃料プール熱交換器よりフィルタ脱塩器まで	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			フィルタ脱塩器から使用済燃料プールへ	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
	代替燃料プール注水系	ポンプ	－					常設低圧代替注水系ポンプ	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			－					可搬型代替注水大型ポンプ	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
			－					可搬型代替注水中型ポンプ	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3

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 (3/5)

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	代替燃料プール注水系	貯蔵槽	—					代替淡水貯槽	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					西側淡水貯水設備	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
		主配管	—					原子炉建屋東側接続口から低压代替注水系低压炉心スプレイ系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					低压代替注水系低压炉心スプレイ系配管分岐点から代替格納容器スプレイ冷却系配管A系分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					代替格納容器スプレイ冷却系配管A系分岐点から代替燃料プール注水系及び格納容器下部注水系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					代替燃料プール注水系及び格納容器下部注水系配管分岐点から使用済燃料プール注水口A及び代替燃料プール注水系スプレイヘッダ分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					代替燃料プール注水系スプレイヘッダ分岐点からスプレイヘッダ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					スプレイヘッダ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					原子炉建屋西側接続口から高所接続口合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					高所接続口合流点から低压代替注水系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					低压代替注水系配管合流点から代替格納容器スプレイ冷却系配管B系分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					代替格納容器スプレイ冷却系配管B系分岐点から格納容器下部注水系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					格納容器下部注水系配管分岐点から代替燃料プール注水系及び低压代替注水系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2

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 (4/5)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	代替燃料プール注水系	主配管	—	—	—	—	—	代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点から使用済燃料プール注水口 B 及び代替燃料プール注水系スプレイヘッダ分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S A クラス 2
			—	—	—	—	—	高所西側接続口及び高所東側接続口から高所接続口合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S A クラス 2
			—	—	—	—	—	代替淡水貯槽から常設低圧代替注水系ポンプ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S A クラス 2
			—	—	—	—	—	常設低圧代替注水系ポンプから低圧代替注水系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S A クラス 2
			—	—	—	—	—	取水用5mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S A クラス 3
			—	—	—	—	—	送水用5m, 10m, 50mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S A クラス 3
			—	—	—	—	—	可搬型スプレイノズル用20mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S A クラス 3
			—	—	—	—	—	可搬型スプレイノズル	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S A クラス 3
	代替燃料プール冷却系	熱交換器	—	—	—	—	—	代替燃料プール冷却系熱交換器	—	—	常設／防止 常設／緩和	S A クラス 2
		ポンプ	—	—	—	—	—	代替燃料プール冷却系ポンプ	—	—	常設／防止 常設／緩和	S A クラス 2
		スキマサージ槽	—	—	—	—	—	スキマサージタンク	—	—	常設／防止 常設／緩和	S A クラス 2
		主配管	—	—	—	—	—	スキマサージタンクから代替燃料プール冷却系配管分岐点	—	—	常設／防止 常設／緩和	S A クラス 2
			—	—	—	—	—	代替燃料プール冷却系配管分岐点から代替燃料プール冷却系ポンプ	—	—	常設／防止 常設／緩和	S A クラス 2
			—	—	—	—	—	代替燃料プール冷却系ポンプから代替燃料プール冷却系熱交換器	—	—	常設／防止 常設／緩和	S A クラス 2
			—	—	—	—	—	代替燃料プール冷却系熱交換器から代替燃料プール冷却系配管合流点	—	—	常設／防止 常設／緩和	S A クラス 2

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 (5／5)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	プール冷却系 代替燃料	主配管	—					代替燃料プール冷却系配管合流点から残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点	—	—	常設／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点から使用済燃料プール	—	—	常設／防止 常設／緩和	S Aクラス2
	原子炉建屋放水設備	ポンプ	—					可搬型代替注水大型ポンプ	—	—	可搬／緩和	S Aクラス3
		主配管	—					取水用5mホース	—	—	可搬／緩和	S Aクラス3
			—					放水砲用5m, 50mホース	—	—	可搬／緩和	S Aクラス3
			—					放水砲	—	—	可搬／緩和	S Aクラス3
	代替水源供給設備	ポンプ	—					可搬型代替注水大型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
			—					可搬型代替注水中型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
		貯蔵槽	—					代替淡水貯槽	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			—					西側淡水貯水設備	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
		主配管	—					取水用5mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
			—					送水用5m, 10m, 50mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3

注記 *1：表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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：当該ラインについては，主配管に該当しないため記載の適正化を行う。

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

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	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	代替燃料プール注水系	—	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	—				使用済燃料プール	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S A クラス 2	
	代替燃料プール冷却系		使用済燃料貯蔵設備	—				使用済燃料プール	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S A クラス 2	

注記 *1：表2に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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。

6 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

6(1)～6(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	6 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

原子炉冷却系統施設

3 原子炉冷却材再循環設備に係る次の事項

3.1 原子炉冷却材再循環系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，慣性定数又は回転速度半減時間，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数並びに原動機の種類，出力及び個数（インターナルポンプにあっては，原動機の冷却方法及び定格回転速度を付記すること。）

				変 更 前	変更後
名 称				再循環系ポンプ	変更なし
ポンプ	種 類	—		うず巻形* ¹	
	容 量	m ³ /h/個* ²		8100 以上 (8100* ³)	
	揚 程* ⁴	m		245.4 以上 (245.4* ³)	
	慣 性 定 数	s		4.7 以上* ⁵ (5* ³ , * ⁵)	
	最 高 使 用 圧 力	MPa		11.38* ⁶	
	最 高 使 用 温 度	℃		302* ⁶	
	主 要 寸 法	吸 込 口 径	mm	552.45* ³ , * ⁶	
		吐 出 口 径	mm	552.45* ³ , * ⁶	
		ケーシング厚さ	mm		
		ケーシングカバー厚さ	mm		
		横	mm	1168.4* ³ , * ⁶	
		ケーシング高さ	mm	965.2* ³ , * ⁶	
	材 料	ケーシング* ⁷	—	SCS14 相当	
		ケーシングカバー* ⁶	—	SCS14 相当	
		スタッドボルト* ⁶	—	SNB23-4 相当	
	個 数	—		2	
原動機	種 類	—		誘導電動機	
	出 力	kW/個		6711* ⁸	
	個 数	—		2	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「たて軸単段うず巻型」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「T/hr」と記載。

*3：公称値を示す。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全揚程」と記載。

*5：原子炉設置許可申請書添付書類十（58 資庁第 5196 号 昭和 58 年 9 月 9 日許可）を確認し，記載。

*6：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書

による。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

*8：S I 単位に換算したもの。

変							更										
名		称		最高使用圧力 (MPa) *1	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
原 子 炉 冷 却 材 再 循 環 系	原子炉圧力容器出口から原子炉冷却材再循環ポンプ吸込管分岐点*3	8.62	302	609.6	(31.0*2)	SUS304HP 相当	原子炉圧力容器出口から原子炉冷却材再循環ポンプ吸込管分岐点*5	変更なし									
				609.6*6	(39.0*2, *6)	SUS304HP 相当											
				609.6*6	(31.8*2, *6)	SUS304 相当											
				508.0*6	(33.4*2, *6)	SUS304 相当											
	原子炉冷却材再循環ポンプ吸込管分岐点から弁 B35-F023A*5	8.62	302	609.6	31.0*2)	SUS304HP 相当	変更なし										
				609.6*6	(39.0*2, *6)	SUS304HP 相当											
	原子炉圧力容器出口から弁 B35-F023B*5	8.62	302	609.6	(31.0*2)	SUS304HP 相当	変更なし										
				609.6*6	(39.0*2, *6)	SUS304HP 相当											
	弁 B35-F023A, B から再循環系ポンプ A, B 入口*7	8.62	302	630.0	40.0*2)	SUS304HP 相当	変更なし										
				630.0*6	(40.0*2, *6)	SUS304 相当											
				119.4*6	(14.5*2, *6)	SUS304 相当											
				630.0*6	(42.0*2, *6)	SUS304HP 相当											
	再循環系ポンプ A, B 出口から弁 B35-F067A, B*8	11.38	302	630.0	(40.0*2, *4)	SUS304HP 相当	変更なし										
				630.0*6	(40.0*2, *6)	SUS304 相当											

(続き)

変		更		前		変		更		後			
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
原 子 炉 冷 却 材 再 循 環 系	弁 B35-F067A, B から原子炉冷却材再循環ポンプ A, B 吐出管合流点*10	10.69	302	609.6	 (39.0*2, *4)	SUS304HP 相当 	原 子 炉 冷 却 材 再 循 環 系	変更なし					
	原子炉冷却材再循環ポンプ A, B 吐出管合流点からマニホールド管*10	10.69	302	609.6*6	 (39.0*2, *6)	SUS304 相当 		原子炉冷却材再循環ポンプ A, B 吐出管合流点からマニホールド管*5		302	609.6	421.6	SUS304 相当
				323.9*6	 (28.5*2, *6)	SUS304 相当 							
				609.6	 (39.0*2, *9)	SUS304HP 相当 							
				609.6*6	 (39.7*2, *6)	SUS304 相当 							
				421.6*6	 (34.6*2, *10)	SUS304 相当 							
				609.6*6	 (41.3*2, *6)	SUS304 相当 							
				330.2*6	 (25.4*2, *6)	SUS304 相当 							
	マニホールド管	10.69	302	420.0	 (33.8*2)	SUS304TP 相当 		マニホールド管*5		302	420.0	420.0	SUS304 相当
				420.0*6	 (33.8*2, *6)	SUS304 相当 							
				323.9*6	 (23.2*2, *6)	SUS304 相当 							
				420.0*4	 (33.8*2, *4)	SUS304HP 相当 							
	マニホールド管からジェットポンプへの供給管	10.69	302	323.9	 (21.4*2)	SUS304TP 相当 		マニホールド管からジェットポンプへの供給管*5		302	323.9	323.9	SUS304 相当
				323.9*6	 (21.4*2, *6)	SUS304 相当 							

- 注記 *1：S I 単位に換算したもの。
- *2：公称値を示す。
- *3：既工事計画書には「原子炉圧力容器出口より再循環ポンプ吸込弁まで」と記載。
- *4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8313 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-1 原子炉再循環系配管の規格計算書」による。
- *5：原子炉冷却施設のうち残留熱除去設備(残留熱除去系)と兼用。
- *6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。
- *7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプ吸込弁より再循環ポンプ入口まで」と記載。
- *8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「再循環ポンプ出口よりポンプ吐出弁まで」と記載。
- *9：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8313 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-1 原子炉再循環系配管の規格計算書」による。
- *10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「再循環ポンプ吐出弁よりマニホールド管まで」と記載。

4 原子炉冷却材の循環設備に係る次の事項

4.1 主蒸気系

(3) 容器の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料及び個数

			変 更 前	変 更 後
名 称			自動減圧機能用 アキュムレータ*1	自動減圧機能用 アキュムレータ*11
種 類	—		たて置円筒形*2	変更なし
容 量	m ³ /個		0.25 以上*3 (0.25*4)	
最 高 使 用 圧 力	MPa		2.28*5	
最 高 使 用 温 度	℃		171	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	550*4	
	胴 板 厚 さ*6	mm	(12.0*4)	
	鏡 板 厚 さ*8	mm	(12.0*4)	
	鏡板の形状に係る寸法	mm	550*4, *7 (鏡板の内面における 長径)	
			137.5*4, *7 (鏡板の内面における 短径の2分の1)	
	管台外径 (空気入口)	mm	80.0*3, *4	
	管台厚さ (空気入口)	mm	(9.45*3, *4)	
高 さ*9	mm	1270*4		
材 料	胴 板*10	—	SUS304	
	鏡 板	—	SUS304	
個 数	—		7	
*3 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	自動減圧機能用 アキュムレータ 主蒸気系	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 23.0 m	
	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「逃し安全弁制御用アキュムレータ
自動減圧機能用」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒型」と記載。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書

による。

- *4：公称値を示す。
- *5：S I 単位に換算したもの。
- *6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴肉厚」と記載。
- *7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 12 月 24 日付け 51 資庁第 11374 号にて認可された工事計画の添付書類 「IV -1-2 逃がし安全弁制御用アキュムレータの規格計算書」による。
- *8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板肉厚」と記載。
- *9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全長」と記載。
- *10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。
- *11：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（非常用窒素供給系）と兼用。

			変 更 前	変 更 後
名 称			逃がし安全弁制御用 アキュムレータ*10	変更なし
種 類	—		たて置円筒形*1	
容 量	m ³ /個		0.085 以上*2 (0.085*3)	
最 高 使 用 圧 力	MPa		1.45*4	
最 高 使 用 温 度	℃		171	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	400*3	
	胴 板 厚 さ*5	mm	(12.0*3)	
	鏡 板 厚 さ*7	mm	(12.0*3)	
	鏡板の形状に係る寸法	mm	400*3, *6 (鏡板の内面における長 径)	
			100*3, *6 (鏡板の内面における短 径の2分の1)	
高 さ*8	mm	800*3		
材 料	胴 板*9	—	SUS304	
	鏡 板	—	SUS304	
個 数		—	18	
*2 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	逃がし安全弁制御用 アキュムレータ 主蒸気系	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 23.0 m	
	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒型」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*3：公称値を示す。

*4：S I 単位に換算したもの。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴肉厚」と記載。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 12 月 24 日付け 51 資庁第 11374 号にて認可された工事計画の添付書類

「IV-1-2 逃がし安全弁制御用アキュムレータの規格計算書」による。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板肉厚」と記載。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全長」と記載。

＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「逃がし安全弁制御用アキュムレータ逃がし弁機能用」と記載。

			変 更 前	変更後
名 称			主蒸気隔離弁制御用アキュムレータ	
種 類	—		たて置円筒形 ^{*1}	
容 量	m ³ /個		0.133 以上 ^{*2} (0.133 ^{*3} , ^{*4})	
最 高 使 用 圧 力	MPa		1.45 ^{*5} (格納容器内) 1.11 ^{*5} (格納容器外)	
最 高 使 用 温 度	℃		171 (格納容器内) 66 (格納容器外)	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	500 ^{*3}	
	胴 板 厚 さ ^{*6}	mm	(12.0 ^{*3})	
	鏡 板 厚 さ ^{*8}	mm	(12.0 ^{*3})	
	鏡板の形状に係る寸法	mm	500 ^{*3, *7} (鏡板の内面における長径)	
			125 ^{*3, *7} (鏡板の内面における短径の2分の1)	
	高 さ ^{*9}	mm	1024 ^{*3}	
材 料	胴 板 ^{*10}	—	SUS304	
	鏡 板	—	SUS304	
個 数	—		8	
*2 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	主蒸気隔離弁制御用アキュムレータ 主蒸気系	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 14.00 m	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 14.00 m
	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

- 注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒式」と記載。
- *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *3：公称値を示す。
- *4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「1330」と記載。
- *5：S I 単位に換算したもの。
- *6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「肉厚」と記載。
- *7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 51 年 12 月 24 日付け 51 資庁第 11374 号にて認可された工事計画の添付書類

「IV-1-1 主蒸気隔離弁制御用アキュムレータの規格計算書」による。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板肉厚」と記載。

＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全長」と記載。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

- (5) 主蒸気流量制限器（改良型沸騰水型発電用原子炉施設に係るものを除く。）の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，制限流量，主要寸法，材料，個数及び取付箇所

			変 更 前	変更後
名 称			流出制限器	変更なし
種	類	—	ベンチュリー管形	
最	高	使	用	
圧	力	MPa	8.62 ^{*1}	
最	高	使	用	
温	度	℃	302	
制	限	流	量	
—			定格流量の 200 % ^{*2}	
主要寸法	管	外	径	
	mm		660.4 ^{*2, *3}	
管	厚	さ	mm	
			33.6 (33.6 ^{*2, *3})	
材	料	管	—	
			STPT49	
個	数	—	4	
取付箇所	系	統	名	
	(	ラ	イ	
	ン	名	)	
	—			
設	置	床	—	
	原子炉格納容器			
	EL. 14.00 m ^{*2}			
溢水防護上の区画番号	—			
溢水防護上の配慮が必要な高さ	—			
			—	

注記 *1：S I 単位に換算したもの。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*3：公称値を示す。

- (6) 安全弁及び逃がし弁の名称、種類、吹出圧力、吹出量、主要寸法、材料、駆動方法、個数（自動減圧機能を有する場合はその個数を付記すること。）、取付箇所及び吹出場所

				変 更 前		変更後		
名 称				逃がし安全弁		逃がし安全弁 ^{*1}		
種 類		—		平衡型		変更なし		
吹出圧力及び吹出量	逃 が し 弁 機 能		吹出圧力 (MPa)		吹出量 (t/h/個)			
	第 1 段	B22-F013D, N	—		7.37 ^{*2}			354.6 ^{*2}
	第 2 段	B22-F013E, G, P, U	—		7.44 ^{*2}			357.8 ^{*2}
	第 3 段	B22-F013H, J, M, V	—		7.51 ^{*2}			361.1 ^{*2}
	第 4 段	B22-F013A, C, F, S	—		7.58 ^{*2}			364.3 ^{*2}
	第 5 段	B22-F013B, K, L, R	—		7.64 ^{*2}			367.6 ^{*2}
	安 全 弁 機 能		吹出圧力 (MPa)		吹出量 (t/h/個)			
	第 1 段	B22-F013D, N	—		7.78 ^{*2}			385.2 ^{*2}
	第 2 段	B22-F013E, G, P, U	—		8.10 ^{*2}			400.5 ^{*2}
	第 3 段	B22-F013H, J, M, V	—		8.16 ^{*2}			403.9 ^{*2}
	第 4 段	B22-F013A, C, F, S	—		8.23 ^{*2}			407.2 ^{*2}
	第 5 段	B22-F013B, K, L, R	—		8.30 ^{*2}			410.6 ^{*2}
主要寸法	呼 び 径		—		150 A			
	の ど 部 の 径		mm					
	弁 座 口 の 径		mm					
	リ フ ト		mm					
材 料 (弁 箱)			—		SCPH2			
駆 動 方 法			—		窒素及びばね作動 ^{*2}			
個 数			—		18 (7 ^{*4})			

(続き)

			変 更 前	変更後
取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	逃がし安全弁 主蒸気系*2	変更なし
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 20.30 m*2	
	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—		
吹 出 場 所		—	サプレッション・プール水 面下*2	

注記 *1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，ほう酸水注入系，高压代替注水系）と兼用する。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*3：公称値を示す。

*4：（ ）内は 18 個のうち自動減圧機能を有する弁の個数を示す。

(7) 主要弁の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（主蒸気隔離弁にあつては，閉止時間及び漏えい率を付記すること。）

			変 更 前				変更後				
名 称			B22-F022A, B, C, D								
種 類			止 め 弁								
最 高 使 用 圧 力			MPa 8.62								
最 高 使 用 温 度			℃ 302								
主 要 寸 法	呼 び 径		650 A								
	弁 箱 厚 さ										
	弁 ふ た 厚 さ										
材 料	弁 箱										
	弁 ふ た										
	弁 体										
駆 動 方 法			空 気 お よ び 窒 素 作 動								
閉 止 時 間			s								
漏 え い 率			% (逃がし安全弁最低設定圧力において原子炉圧力容器蒸気相の体積に対し，飽和蒸気で)								
個 数			4								
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		B22-F022A 主 蒸 気 系 *		B22-F022B 主 蒸 気 系 *		B22-F022C 主 蒸 気 系 *		B22-F022D 主 蒸 気 系 *		
	設 置 床		原子炉格納容器*		原子炉格納容器*		原子炉格納容器*		原子炉格納容器*		
	溢水防護上の区 画 番 号		—								
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ										

変更なし

注記 *：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

			変 更 前				変更後			
名 称			B22-F028A, B, C, D				変更なし			
種 類		—	止め弁							
最 高 使 用 圧 力		MPa	8.62							
最 高 使 用 温 度		℃	302							
主要寸法	呼 び 径	—	650 A							
	弁 箱 厚 さ	mm								
	弁 ふ た 厚 さ	mm								
材 料	弁 箱	—								
	弁 ふ た	—								
	弁 体	—								
駆 動 方 法		—	空気作動							
閉 止 時 間		s								
漏 え い 率		% /d/ 個	 (逃がし安全弁最低設定圧力において原子炉圧力容器蒸気相の体積に対し，飽和蒸気で)							
個 数		—	4							
取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	B22-F022A 主蒸気系*	B22-F022B 主蒸気系*	B22-F022C 主蒸気系*	B22-F022D 主蒸気系*				
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 14.00 m*	原子炉建屋原子炉棟 EL. 14.00 m*	原子炉建屋原子炉棟 EL. 14.00 m*	原子炉建屋原子炉棟 EL. 14.00 m*				
	溢水防護上の区 画 番 号	—	—				RB-2-1	RB-2-1	RB-2-1	RB-2-1
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ	—					EL. 15.30 m 以上	EL. 15.30 m 以上	EL. 15.30 m 以上	EL. 15.30 m 以上

注記 *：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

(8) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料

変								更								後							
名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料								
主 蒸 気 系	主 蒸 気 管	原子炉圧力容器から 逃がし安全弁分岐点 *10	8. 62*1	302	660. 4	(33. 6*2)	STPT49	主 蒸 気 系	主 蒸 気 管	原子炉圧力容器から 逃がし安全弁分岐 点*3	変更なし												
					660. 4*5	(33. 6*2, *5)	SB49*5																
							SF45A 相当*6																
							SF45A 相当*6																
							SGV49 相当*6																
		原子炉圧力容器から 原子炉隔離時冷却系 主蒸気管分岐点*10	8. 62*1	302	660. 4	(33. 6*2)	STPT49			原子炉圧力容器から 原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐 点*4	変更なし												
					660. 4*5	(33. 6*2, *5)	SB49*5																
							SF45A 相当*6																
							SF45A 相当*6																
		原子炉隔離時冷却系 主蒸気管分岐点から 逃がし安全弁分岐点 *10	8. 62*1	302	660. 4	(33. 6*2)	STPT49			原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点 から逃がし安全弁 分岐点*3	変更なし												
					660. 4*5	(33. 6*2, *5)	SB49*5																
							SGV49 相当*6																
							SF45A 相当*6																
							SF45A 相当*6																

変							更						後					
名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料			
主 <																		

変							更							後				
名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料			
主 蒸 気 系	逃 が し 安 全 弁 排 気 管	逃がし安全弁からクエンチャ*13	3.45*1	302	267.4*6	15.1*2, *6	STPT410*6	主 蒸 気 系	逃 が し 安 全 弁 排 気 管	逃がし安全弁からクエンチャ*3	変更なし							
					267.4	15.1*2	STPT42				3.45*14	302*14	267.4*9	15.1*2, *9	STPT42*9			
			—			267.4*9 /267.4*9 / —	15.1*2, *9 /15.1*2, *9 / —						STPT42*9					
			—			318.5*9 /267.4*9	17.4*2, *9 /15.1*2, *9						STPT42*9					
			3.45*1	302	318.5	17.4*2, *8	STPT42				変更なし							
		—			3.45*14	302*14	318.5*9			17.4*2, *9	STPT42*9							
		逃がし安全弁(自動減圧機能付)からクエンチャ*13	3.45*1	302	267.4	15.1*2	STPT42			逃がし安全弁(自動減圧機能付)からクエンチャ*3	変更なし							
			—			3.45*14	302*14				267.4*9	15.1*2, *9	STPT42*9					
			—								267.4*9 /267.4*9 / —	15.1*2, *9 /15.1*2, *9 / —	STPT42*9					
			—								318.5*9 /267.4*9	17.4*2, *9 /15.1*2, *9	STPT42*9					
	3.45*1		302	318.5	17.4*2, *8	STPT42	変更なし											
	—			3.45*14	302*14	318.5*9	17.4*2, *9	STPT42*9										
	逃がし安全弁(操作対象弁)からクエンチャ*13	3.45*1	302	267.4	15.1*2	STPT42	逃がし安全弁(操作対象弁)からクエンチャ*3	変更なし										
		—			3.45*14	302*14		267.4*9	15.1*2, *9	STPT42*9								
		—						267.4*9 /267.4*9 / —	15.1*2, *9 /15.1*2, *9 / —	STPT42*9								
		—						318.5*9 /267.4*9	17.4*2, *9 /15.1*2, *9	STPT42*9								
		3.45*1	302	318.5	17.4*2, *8	STPT42		変更なし										
	—			3.45*14	302*14	318.5*9	17.4*2, *9	STPT42*9										

変							更							後		
名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
主 蒸 気 系	逃がし安全弁排気管	クエンチャ*13	—				3.45*1	302			SGV49 相当	3.45*14	302*14			SGV49 相当
					SFL2 相当	変更なし										
					SFL2 相当											
					SUS304TP 相当											
			弁 B22-F036 及び逃がし安全弁制御用アキュムレータから逃がし安全弁, 逃がし安全弁(自動減圧機能付) 及び逃がし安全弁(操作対象弁) *6		1.45					171	21.7			2.8*2	SUS304TP	蒸
	60.5		3.9*2	SUS304TP												
	弁 B22-F040 からアキュムレータ窒素供給配管分岐点*6		2.28	171	21.7	2.8*2	SUS304TP	気	弁 B22-F040 からアキュムレータ窒素供給配管分岐点*17	変更なし	変更なし	変更なし				
					—		22.2*15					4.1*2, *16	SUS304			
					60.5	3.9*2	SUS304TP					変更なし				
					—		61.1*15					6.1*2, *16	SUS304			
	自動減圧機能用アキュムレータからアキュムレータ窒素供給配管分岐点*6		2.28	171	60.5	3.9*2	SUS304TP	系	逃がし安全弁制御用アキュムレータ自動減圧機能用からアキュムレータ窒素供給配管分岐点*17	変更なし	変更なし	変更なし				
					—							61.1*15	6.1*2, *16	SUS304		
	アキュムレータ窒素供給配管分岐点から逃がし安全弁(自動減圧機能付) *6		2.28	171	—			蒸	アキュムレータ窒素供給配管分岐点から逃がし安全弁(自動減圧機能付) *17	変更なし	変更なし	61.1*15	6.1*2, *16	SUS304		
					—							61.1*15 ／61.1*15 ／61.1*15	6.1*16 ／6.1*16 ／6.1*16	SUS304		
					60.5	3.9*2	SUS304TP					変更なし				
					—							61.5	(0.4*2)	SUS304		

変 更 前						変 更 後							
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
主 蒸 気 系	弁 B22-F028 から弁 B22-F098*12	8. 62*1	302	660. 4	33. 3*2)	STS49	主 蒸 気 系	変更なし					
				91. 0*6	15. 0*2, *6)	S25C*6							
	弁 B22-F098 から主蒸気ヘ ッダ*12	8. 62*1	302	660. 4	33. 3*2	STS49		変更なし					
				660. 4	33. 3*2	STPT49							

注記 * 1：S I 単位に換算したもの。

* 2：公称値を示す。

* 3：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，原子炉隔離時冷却系，ほう酸水注入系，高圧代替注水系）と兼用。

* 4：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，原子炉隔離時冷却系，ほう酸水注入系，高圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備（原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系）と兼用。

* 5：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 52 年 8 月 26 日付け 52 資庁第 7633 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-2 主蒸気系配管の規格計算書」による。

* 6：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。

* 7：当該配管については，主配管に該当しないため記載の適正化を行う。

* 8：エルボについては取り合う配管と同等以上の厚さである。

* 9：本設備は既存の設備である。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉圧力容器より原子炉格納容器内側隔離弁まで」と記載。

*11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「主蒸気管より逃し安全弁まで」と記載。

*12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器外側隔離弁より主蒸気ヘッダーまで」と記載。

*13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「逃し安全弁よりサプレッションチェンバまで」と記載。

*14：重大事故等時における使用時の値。

*15：差込み継手の差込み部内径を示す。

*16：差込み継手の最小厚さを示す。

*17：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（非常用窒素供給系）と兼用。

4.2 復水給水系

- (7) 主要弁の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（主蒸気隔離弁にあっては，閉止時間及び漏えい率を付記すること。）

			変 更 前*		変 更 後	
名 称			B22-F010		変更なし	
種 類		—	逆止め弁			
最 高 使 用 圧 力		MPa	8.62			
最 高 使 用 温 度		℃	302			
主 要 寸 法	呼 び 径		—	500 A		
	弁 箱 厚 さ		mm			
	弁 ふ た 厚 さ		mm			
材 料	弁 箱		—	SCPL1		
	弁 ふ た		—	SCPL1		
	弁 体		—	SCPL1		
駆 動 方 法		—	—			
個 数		—	2			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	B22-F010A 復水給水系		B22-F010B 復水給水系
	設 置 床		—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 14.00 m		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—			

注記 *：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

			変 更 前*		変 更 後
名 称			B22-F032		変更なし
種 類		—	逆止め弁		
最 高 使 用 圧 力		MPa	8.62		
最 高 使 用 温 度		℃	302		
主 要 寸 法	呼 び 径	—	500 A		
	弁 箱 厚 さ	mm			
	弁 ふ た 厚 さ	mm			
材 料	弁 箱	—	SCPL1		
	弁 ふ た	—			
	弁 体	—			
駆 動 方 法		—	空気駆動		
個 数		—	2		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	B22-F032A 復水給水系	B22-F032B 復水給水系	
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 14.00 m		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			

注記 *：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

(8) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料

変		更		前		変		更		後				
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
復 水 給 水 系	第 1 給水加熱器から弁 B22-F065A, B*11	12.93*1	233	457.2	(34.9*2)	SB42	復 水 給 水 系	変更なし	変更なし					
				457.2	(34.9*2)	STPT42								
				546.1*5	(79.4*2, *5)	STPT49*5								
				762.0*5	(47.8*2, *5)	SF50*5								
				762.0	(47.8*2)	STPT49								
				762.0	(47.8*2)	SB49			— *7					
				722.2*5	 (102.3*2, *5)	STPT49*5			変更なし	変更なし				
				609.6	(46.0*2)	SB42				— *7				
				609.6	52.4*2	STS49				変更なし				
				609.6	(52.4*2)	SUSF316								
				609.6	(42.3*2, *12)	STS49								
						SCS19A 相当 								
				609.6	(46.0*2)	STPT42								

(続き)

変		更		前		変		更		後			
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
復 水 給 水 系	弁 B22-F065A, B から弁 B22-F032A, B*11	8. 62*1	302	609. 6	(46. 0*2)	SB42	復 水 給 水 系						
						STPA23 相当							
				609. 6	(46. 0*2)	STPA23							
						STPA23 相当*6							
						STPA23 相当							
				609. 6	(46. 0*2)	STPT42							
				609. 6*5 /508. 0*5	 (46. 0*2, *5) / (38. 1*2, *5)	SB42*5							
変更なし													

(続き)

変						更						前						変						更						後					
名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料							
復 水 給 水 系	弁 B22-F032A, B から弁 B22-F010A, B*3			8.62*1	302			GSTPL 相当*6		復	変更なし			変更なし																					
							— *9																												
	弁 B22-F010A, B から原子 炉圧力容器*4			8.62*1	302			GSTPL 相当*6		水	変更なし																								
						508.0*5	(26.2*2, *5)	SB49*5	給																										
						508.0*5	(26.2*2, *5)	SB49*5															水												
								GLF 相当*6																系											
								GLF 相当*6																											
						318.5	17.4*2, *10	STS49																											

注記 * 1：S I 単位に換算したもの。
* 2：公称値を示す。
* 3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器外側逆止弁から原子炉格納容器内側逆止弁まで」と記載。
* 4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器内側逆止弁から原子炉圧力容器まで」と記載。
* 5：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 51 年 8 月 30 日付け 建建発第 98 号にて軽微変更を届け出た工事計画の添付書類「Ⅲ-1-3-8 給水系配管（Ⅲ-1-5-2）」による。
* 6：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。
* 7：当該継手については、主配管に該当しないため、記載の適正化を行う。
* 8：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 57 年 7 月 17 日付け 発発発第 375 号にて届け出た工事計画の添付書類「Ⅳ-1-1-1 給水系配管の強度計算書」による。
* 9：当該配管については、主配管に該当しないため記載の適正化を行う。
*10：エルボについては管と同等以上の厚さのものを選定する。
*11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「第 1 給水加熱器より原子炉格納容器外側隔離弁（逆止弁）まで」と記載。
*12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「42.25」と記載。

4.6 主蒸気隔離弁漏えい抑制系

(8) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料

変			更		前			変							更		後		
名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料					
主 蒸 気 隔 離 弁 漏 え い 抑 制 系	外 側 主 蒸 気 隔 離 弁 漏 え い 水 処 理 配 管	弁 B22-F028 からサプレ ッション・チェンバ*8	8.62*1	302	60.5*3	8.7*2, *3	STPT49*3	主 蒸 気 隔 離 弁 漏 え い 抑 制 系	変更なし										
					61.1*3, *4 /61.1*3, *4 /－	10.9*3, *5 /10.9*3, *5 /－	S25C*3												
					60.5	8.7*2	STPT42												
					61.1*3, *4	10.9*3, *5	S25C*3												
					61.1*3, *4 /61.1*3, *4 /61.1*3, *4	10.9*3, *5 /10.9*3, *5 /10.9*3, *5	S25C*3												
					114.3	8.6*2, *6	STPT42												
					91.0*3	(15.0*2, *3)	S30C*3												
					114.3*3 /114.3*3 /－	8.6*2, *3 /8.6*2, *3 /－	STPT42*3												
	89.1	7.6*2	STPT42	— *9															
	低 圧 マ ニ ホ ー ル ド 入 口 配 管 B	外側主蒸気隔離弁漏 えい水処理配管から 弁 E32-F002 (E, F, G, H) *10	8.62*1	302	60.5	8.7*2	STPT42		変更なし										
					61.1*3, *4 /34.5*3, *4	10.9*3, *5 /8.0*3, *5	S25C*3												
					34.0	6.4*2	STPT42												
					34.5*3, *4 /34.5*3, *4 /－	8.0*3, *5 /8.0*3, *5 /－	S25C*3												
					34.5*3, *4	8.0*3, *5	S25C*3												

(続き)

変							更							後						
名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料						
主 蒸 気 隔 離 弁 漏 え	主 蒸 気 隔 離 弁 外 側 漏 え い 水 処 理 配 管	弁 B22-F028 と弁 B22-F098 間の主蒸気管か らサプレッション・チェ ンバ*12	8.62*1	302	60.5	8.7*2,	STPT42	主 蒸 気 隔 離 弁 漏 え	変更なし											
					61.1*3, *4 /61.1*3, *4 /－	10.9*3, *5 /10.9*3, *5 /－	S25C*3													
					61.1*3, *4	10.9*3, *5	S25C*3													
					61.1*3, *4 /61.1*3, *4 /61.1*3, *4	10.9*3, *5 /10.9*3, *5 /10.9*3, *5	S25C*3													
					114.3	8.6*2, *6	STPT42													
					91.0*3	(15.0*2, *3)	S30C*3													
					114.3*3 /114.3*3 /－	8.6*2, *3 /8.6*2, *3 /－	STPT42*3													
					89.1	7.6*2,	STPT42													
え い 抑 制 系	低 圧 マ ニ ホ ー ル ド 入 口 配 管 A	主蒸気隔離弁外側漏え い水処理配管から 弁 E32-F002 (A, B, C, D) * 10	8.62*1	302	60.5	8.7*2,	STPT42	え い 抑 制 系	変更なし											
					61.1*3, *4 /34.5*3, *4	10.9*3, *5 /8.0*3, *5	S25C*3													
					34.0	6.4*2,	STPT42													
					34.5*3, *4	8.0*3, *5	S25C*3													
					34.5*3, *4 /34.5*3, *4 /－	8.0*3, *5 /8.0*3, *5 /－	S25C*3													
									— *9											

注記 *1：S I 単位に換算したもの。

 *2：公称値を示す。

 *3：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。

 *4：差込み継手の差込み部内径を示す。

 *5：差込み継手の最小厚さを示す。

 *6：エルボにあつては，管と同等以上の厚さのものを選定。

 *7：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 8 月 16 日付け 51 資庁第 8565 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-2 主蒸気隔離弁漏えい抑制配管の規格計算書」による。

 *8：記載の適正化を行う。既工事計画には「原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁よりサプレッションチェンバまで」と記載。

 *9：当該ラインについては，主配管に該当しないため，記載の適正化を行う。

 *10：記載の適正化を行う。既工事計画には「上記配管より低圧マニホールド及びベントスタックまで」と記載。

 *11：記載の適正化を行う。既工事計画には「3.6/760 mm Hg 真空」と記載。

 *12：記載の適正化を行う。既工事計画には「主蒸気隔離弁と主蒸気隔離弁漏洩抑制系止め弁間の主蒸気管よりサプレッションチェンバまで」と記載。

5 残留熱除去設備に係る次の事項

5.1 残留熱除去系

- (2) 熱交換器の名称，種類，容量，最高使用圧力（管側及び胴側の別に記載すること。），最高使用温度（管側及び胴側の別に記載すること。），伝熱面積，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			残留熱除去系 熱交換器	残留熱除去系 熱交換器 *16
種	類	—	たて置U字管式*1	変更なし
容 量（設 計 熱 交 換 量）		MW/個	53.0*2, *3, *15	
管側	最 高 使 用 圧 力	MPa	3.45*2	
	最 高 使 用 温 度	℃	249	
胴側	最 高 使 用 圧 力	MPa	3.45*2	
	最 高 使 用 温 度	℃	249	
伝 熱 面 積		m ² /個		
主 要 寸 法	管 側	胴 内 径*5	mm	2000*4
		鏡 板 厚 さ*6	mm	(40.0*4)
		鏡板の形状に係る寸法	mm	1000*4, *7 (鏡板の内半径)
		管台外径（管側入口）	mm	520.0*4, *7
		管台厚さ（管側入口）	mm	(40.0*4, *7)
		管台外径（管側出口）	mm	520.0*4, *7
		管台厚さ（管側出口）	mm	(40.0*4, *7)
		胴 フ ラ ン ジ 厚 さ	mm	150.0*3 (150.0*4, *7)
	胴 側	胴 内 径	mm	2000*4
		胴 板 厚 さ*8	mm	(38.0*4) (55.0*4)
		鏡 板 厚 さ*8	mm	(65.0*4)
		鏡板の形状に係る寸法	mm	2000*4, *7 (鏡板の内面における長 径) 500*4, *7 (鏡板の内面における短径 の2分の1)
		管台外径（胴側入口）	mm	558.8*4, *7
		管台厚さ（胴側入口）	mm	(14.55*4, *7)
		管台外径（胴側出口）	mm	558.8*4, *7
		管台厚さ（胴側出口）	mm	(14.55*4, *7)
		胴 フ ラ ン ジ 厚 さ	mm	150.0*3 (150.0*4, *7)

(続き)

				変 更 前	変更後
主 要 寸 法	管 板 厚 さ		mm	(230.0 ^{*4})	変 更 な し
	伝 熱 管 外 径		mm		
	伝 熱 管 厚 さ		mm		
	高 さ ^{*9}		mm	7503 ^{*4, *10}	
材 料	管 側	鏡 板 ^{*11}	—	SB42 ^{*12}	
		胴 フ ラ ン ジ	—	SF50 ^{*7}	
	胴 側	胴 板 ^{*13}	—	SB42	
		鏡 板 ^{*13}	—	SB42	
		胴 フ ラ ン ジ	—	SF50 ^{*7}	
	管 板		—	SFV1 Mod. ^{*14}	
個	伝 熱 管		—	CNTF3-0	
	数		—	2	
	^{*3} 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	残留熱除去系 熱交換器 A 残留熱除去系 A ^{*3}	残留熱除去系 熱交換器 B 残留熱除去系 B ^{*3}
		設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 2.00 m	
		溢水防護上の区画番号	—	—	
		溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「縦形U字管式」と記載。

*2：S I 単位に換算したもの。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*4：公称値を示す。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室胴内径」と記載。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室胴板厚」と記載。

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 49 年 10 月 30 日付け 49 資庁第 18032 号にて認可された工事計画の添付書類 「Ⅲ-1-2 残留熱除去系熱交換器の規格計算書」による。

*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴板厚」と記載。

*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全長」と記載。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「7926 mm」と記載。

*11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室胴」と記載。

*12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SB42+モネルクラッド」と記載。

*13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

*14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SFV-1 mod.+モネルクラッド」と

記載。

- *15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「 $16.66 \times 10^6 \text{ kcal/hr}$ （停止時冷却モード）」と記載。
- *16：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，代替循環冷却系）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（格納容器スプレイ冷却系，サプレッション・プール冷却系，代替循環冷却系）と兼用。
- *17：記載の適正化を行う。既工事計画には「810」と記載。記載内容は設計図書による。

(3) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前			変 更 後		
名 称			残留熱除去系ポンプ			残留熱除去系ポンプ A* ⁵	残留熱除去系ポンプ B* ⁵	残留熱除去系ポンプ C* ⁶
ポンプ	種 類	—	ターボ形* ¹			変更なし		
	容 量	m ³ /h/個	1691.9 以上* ² (1691.9* ³)					
	揚 程* ⁴	m	85.3 以上* ² (85.3* ³)					
	最 高 使 用 圧 力		MPa	吸込側 1.52* ² 吐出側 3.50* ²				
	最 高 使 用 温 度		℃	182* ²				
	主 要 寸 法	吸 込 口 径	mm	600* ² , * ³				
		吐 出 口 径	mm	350* ² , * ³				
		ケーシング 外 径	mm	1100* ² , * ³				
		ケーシング 厚 さ	mm	(14.0* ² , * ³)				
		高 さ	mm	9490* ² , * ³				
	材 料	ケーシング	—					
		ケーシング カ バ ー	—					
	個 数		—	3				
	取 付 箇 所	系 統 名 (ライン名)	—	残留熱除去系ポンプ A 残留熱除去系 A* ²	残留熱除去系ポンプ B 残留熱除去系 B* ²	残留熱除去系ポンプ C 残留熱除去系 C* ²		
		設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m* ²				
溢水防護上の 区 画 番 号		—	—			RB-B2-15	RB-B2-14	RB-B2-5

(続き)

				変 更 前	変 更 後			
ポ ン プ	取 付 箇 所	溢水防護上の 配慮が必要な 高 さ	—	—	想定破損	— *7	—	—
	—		地震		EL. -1.58 m 以上	EL. -1.58 m 以上	EL. -1.58 m 以上	
	—		消火水					
原 動 機	種 類	—	誘導電動機		変更なし			
	出 力	kW/個	680 *3					
	個 数	—	3					
	取 付 箇 所	—	ポンプと同じ					

- 注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「立軸多段斜流型」と記載。
- *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *3：公称値を示す。
- *4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全揚程」と記載。
- *5：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）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（格納容器スプレイ冷却系，サプレッション・プール冷却系）と兼用。
- *6：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）と兼用。
- *7：安全区分の区画分離等により，多重性又は多様性を有する系統は機能喪失しない。

(5) ろ過装置の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前			変 更 後		
名 称			残留熱除去系ストレーナ			残留熱除去系ストレーナ A*1	残留熱除去系ストレーナ B*1	残留熱除去系ストレーナ C*2
種 類		—	円錐支持ディスク形			変更なし		
容 量		m³/h/組						変更なし
最 高 使 用 圧 力*9		MPa*10	— (0.310*11)			変更なし — (0.493) *6		
最 高 使 用 温 度		℃	104.5			変更なし 148*6		
主 要 寸 法	外 径	mm				変更なし		
	長 さ*12	mm						
	最小ディスクセット幅*13	mm						
	ディスク間ギャップ	mm						
	トップフランジ外径	mm						
	ボトムスペーサ外径	mm						
	ディスクセット枚数	mm						
材 料	多孔プレート	—	SUS304L					
	リ ブ	—	SUS304					
個 数		—	6 (3組) *14					
*3 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	残留熱除去系 ストレーナ A 残留熱除去系 A*3	残留熱除去系 ストレーナ B 残留熱除去系 B*3	残留熱除去系 ストレーナ C 残留熱除去系 C*3			
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. -4.00 m*3	原子炉格納容器 EL. -4.00 m*3	原子炉格納容器 EL. -4.00 m*3			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—					
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—						

注記 *1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系及び代替循環冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減装置その他の安全設備（格納容器スプレイ冷却系，サプレッション・プール冷却系，代替循環冷却系）と兼用する。

*2：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）と兼用する。

*3：既工認に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*4：ストレーナ 2 個（1 組）の容量であり，残留熱除去系ポンプの容量を示す。

- *5：公称値を示す。
- *6：重大事故等時の値を示す。
- *7：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）及び原子炉格納施設のうち圧力低減装置その他の安全設備（代替循環冷却系）として使用する場合の値を示す。
- *8：ストレーナ 2 個（1 組）の容量であり，代替循環冷却系ポンプの容量を示す。
- *9：残留熱除去系ストレーナは，その機能及び構造上の耐圧機能を必要としないため，最高使用圧力を設定しないが，ここでは，原子炉格納容器の最高使用圧力を（ ）内に示す。
- *10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「kPa」と記載。
- *11：kPa から MPa に換算した値である。
- *12：圧損評価長さを示す。
- *13：ボトムスペーサに接続するディスクセット幅を示す。
- *14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「6」と記載。

(6) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前*1		変 更 後		
名 称				E12-F005		変更なし		
種 類		—		非平衡型				
吹 出 圧 力		MPa		1.52				
吹 出 量		kg/h/個		10190				
主 要 寸 法	呼 び 径		—		25 A			
	の ど 部 の 径		mm					
	弁 座 口 の 径		mm					
	リ フ ト		mm					
材 料 （ 弁 箱 ）			—		SCPH2			
駆 動 方 法			—		—			
個 数			—		1			
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）		—		E12-F005 残留熱除去系			
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 2.00 m			
	溢水防護上の区画番号		—		—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—					

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

				変 更 前* ¹			変 更 後			
名 称				E12-F025A, B, C			E12-F025A* ³	E12-F025B* ³	E12-F025C* ⁴	
種 類		—		非平衡型			変更なし			
吹 出 圧 力		MPa		3.45						
吹 出 量		kg/h/個		15360						
主 要 寸 法	呼 び 径		—		25 A					
	の ど 部 の 径		mm							
	弁 座 口 の 径		mm							
	リ フ ト		mm							
材 料 (弁 箱)		—		SCPH2						
駆 動 方 法		—		—						
個 数		—		3						
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		E12-F025A 残留熱除去系 A	E12-F025B 残留熱除去系 B				E12-F025C 残留熱除去系 C
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 8.20 m	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m				原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m
	溢水防護上の区画番号		—		—					
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—							

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

*3：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系，代替循環冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備（格納容器スプレイ冷却系，代替循環冷却系）と兼用。

*4：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系，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安全設備（低圧代替注水系）と兼用。

			変 更 前 ^{*1}		変 更 後	
名 称			E12-F088A, B		E12-F088A, B ^{*2}	
種 類		—	非平衡型		変更なし	
吹 出 圧 力		MPa	1.52			
吹 出 量		kg/h/個	10190			
主 要 寸 法	呼 び 径	—	25 A			
	の ど 部 の 径	mm				
	弁 座 口 の 径	mm				
	リ フ ト	mm				
材 料 (弁 箱)		—	SCPH2			
駆 動 方 法		—	—			
個 数		—	2			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F088A 残留熱除 去系 A	E12-F088B 残留熱除 去系 B		
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m			
	溢水防護上の区画番号		—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—			

注記 *1: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備（格納容器スプレイ冷却系、サブプレッション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用。

*3: 公称値を示す。

			変 更 前 ^{*1}	変 更 後
名 称			E12-F088C	E12-F088C ^{*2}
種 類	—		非平衡型	変更なし
吹 出 圧 力	MPa		0.86	
吹 出 量	kg/h/個		11680	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	40 A	
	の ど 部 の 径	mm		
	弁 座 口 の 径	mm		
	リ フ ト	mm		
材 料 (弁 箱)		—	SCPH2	
駆 動 方 法		—	—	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F088C 残留熱除去系 C	
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m	
	溢水防護上の区画番号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	—	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）と兼用。

*3：公称値を示す。

				変 更 前*1	変更後	
名 称				E12-FF028		
種 類		—		平衡型		
吹 出 圧 力		MPa		8.62		
吹 出 量		kg/h/個		18170		
主要寸法	呼 び 径		—		25 A	
	の ど 部 の 径		mm			
	弁 座 口 の 径		mm			
	リ フ ト		mm			
材 料 (弁 箱)			—		SCS14A	
駆 動 方 法			—		—	
個 数			—		1	
取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		E12-FF028 残留熱除去系	
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 14.00 m	
	溢水防護上の区画番号		—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—			

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

- (7) 主要弁の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			E12-F008 ^{*1}	変更なし
種 類	—		止め弁 ^{*2}	
最 高 使 用 圧 力	MPa		8.62 ^{*1}	
最 高 使 用 温 度	℃		302 ^{*1}	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	500 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ	mm		
材 料	弁 箱	—	SCS14	
	弁 ふ た	—	SCS14 ^{*1}	
	弁 体	—	SCS14 ^{*1}	
駆 動 方 法		—	電気作動 ^{*3}	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F008 残留熱除去系 A ^{*1}	
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 14.00 m ^{*1}	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	RB-2-3
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		EL. 16.60 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動式(DC)」と記載。

			変 更 前	変 更 後
名 称			E12-F009* ¹	変更なし
種 類	—		止め弁* ²	
最 高 使 用 圧 力	MPa		8.62* ¹	
最 高 使 用 温 度	℃		302* ¹	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	500 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ	mm		
材 料	弁 箱	—	SCS14	
	弁 ふ た	—	SCS14* ¹	
	弁 体	—	SCS14* ¹	
駆 動 方 法		—	電気作動* ³	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F009 残留熱除去系 A* ¹	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 14.00 m* ¹	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動式(AC)」と記載。

			変 更 前	変 更 後
名 称			E12-F050A	変更なし
種 類	—		逆止め弁	
最 高 使 用 圧 力	MPa		10.69* ¹	
最 高 使 用 温 度	℃		302* ¹	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	300 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ	mm		
材 料	弁 箱	—	SCS16A	
	弁 ふ た	—	SUSF316L	
	弁 体	—	SUSF316L* ¹	
駆 動 方 法		—	窒素作動* ²	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F050A 残留熱除去系 A* ³	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 14.00 m* ³	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成 11 年 3 月 3 日付け平成 11・02・24 資第 52 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-1-2 残留熱除去系主要弁 E12-F050A の強度計算書」による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「窒素作動(テストブル)」と記載。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

			変 更 前	変 更 後
名 称			E12-F050B	変更なし
種 類		—	逆止め弁	
最 高 使 用 圧 力		MPa	10.69* ¹	
最 高 使 用 温 度		℃	302* ¹	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	300 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ	mm		
材 料	弁 箱	—	SCS14	
	弁 ふ た	—	SUS316	
	弁 体	—	SUS316L* ¹	
駆 動 方 法		—	窒素作動* ²	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F050B 残留熱除去系 B* ¹	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 14.00 m* ¹	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「窒素作動(テストブル)」と記載。

			変 更 前		変 更 後	
名 称			E12-F053A, B* ¹		変更なし	
種 類	—	止め弁* ²				
最 高 使 用 圧 力	MPa	10.69* ¹				
最 高 使 用 温 度	℃	302* ¹				
主 要 寸 法	呼 び 径	—	300 A			
	弁 箱 厚 さ	mm				
	弁 ふ た 厚 さ	mm				
材 料	弁 箱	—	SCS14		変更なし	
	弁 ふ た	—	SCS14* ¹			
	弁 体	—	SUS316* ¹		SUSF316	
駆 動 方 法		—	電気作動* ³		変更なし	
個 数		—	2			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F053A 残留熱除去 系 A* ¹	E12-F053B 残留熱除去 系 B* ¹		
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 14.00 m* ¹			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		RB-2-2	RB-2-4
	溢水防護上の配慮 が 必 要 な 高 さ	—			EL. 15.78 m 以上	EL. 15.50 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「玉形弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動式(AC)」と記載。

			変 更 前		変 更 後
名 称			E12-F041A, C ^{*1}		変更なし
種 類		—	逆止め弁 ^{*2}		
最 高 使 用 圧 力		MPa	8.62 ^{*1}		
最 高 使 用 温 度		℃	302 ^{*1}		
主 要 寸 法	呼 び 径	—	300 A		
	弁 箱 厚 さ	mm			
	弁 ふ た 厚 さ	mm			
材 料	弁 箱	—	SCPL1		
	弁 ふ た	—	SB480 相当 		
	弁 体	—	SF440A 相当 		
駆 動 方 法		—	窒素作動 ^{*3}		
個 数		—	2		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F041A 残留熱除去系 A ^{*1}	E12-F041C 残留熱除去系 C ^{*1}	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 20.30 m ^{*1}	原子炉格納容器 EL. 29.00 m ^{*1}	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「逆止弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「窒素作動(テストブル)」と記載。

			変 更 前	変 更 後
名 称			E12-F041B* ¹	変更なし
種 類	—		逆止め弁* ²	
最 高 使 用 圧 力		MPa	8.62* ¹	
最 高 使 用 温 度		℃	302* ¹	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	300 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ	mm		
材 料	弁 箱	—	SCPL1	
	弁 ふ た	—	SB480 相当	
	弁 体	—	SF440A 相当	
駆 動 方 法		—	窒素作動* ³	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F041B 残留熱除去系 B* ¹	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 20.30 m* ¹	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「逆止弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「窒素作動(テストブル)」と記載。

			変 更 前			変 更 後					
名 称			E12-F042A, B, C* ¹			変更なし					
種 類	—	止め弁* ²									
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62* ¹									
最 高 使 用 温 度	℃	302* ¹									
主 要 寸 法	呼 び 径	—	300 A								
	弁 箱 厚 さ	mm									
	弁 ふ た 厚 さ	mm									
材 料	弁 箱	—	SCPL1								
	弁 ふ た	—	SCPL1* ¹								
	弁 体	—	SCPL1* ¹								
駆 動 方 法		—	電気作動* ³								
個 数		—	3								
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F042A 残留熱除去系 A* ¹	E12-F042B 残留熱除去系 B* ¹	E12-F042C 残留熱除去系 C* ¹						
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20. 30 m* ¹								
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—			RB-3-1	RB-3-8	RB-3-8			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—				EL. 20. 50 m 以上	EL. 24. 56 m 以上	EL. 24. 56 m 以上			

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切弁」と記載。
*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動式(AC)」と記載。

			変 更 前*	変 更 後
名 称			E12-F023	変更なし
種 類	—		止め弁	
最 高 使 用 圧 力		MPa	8.62	
最 高 使 用 温 度		℃	302	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	150 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ	mm		
材 料	弁 箱	—	SCS14	
	弁 ふ た	—	SCS14	
	弁 体	—	SUS431	
駆 動 方 法		—	電気作動	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F023 残留熱除去系	
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 29.00 m	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

			変 更 前		変更後			
名 称			E12-F027A, B* ¹		変更なし			
種 類	—	止 め 弁* ²						
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.45* ¹						
最 高 使 用 温 度	℃	174* ¹						
主 要 寸 法	呼 び 径	—	100 A					
	弁 箱 厚 さ	mm						
	弁 ふ た 厚 さ	mm						
材 料	弁 箱	—	SCPH2					
	弁 ふ た	—	SCPH2* ¹					
	弁 体	—	SUS431* ¹					
駆 動 方 法		—	電 気 作 動* ³					
個 数		—	2					
取 付 箇 所	系 統 名 (ライン名)	—	E12-F027A 残留熱除去系 A* ¹	E12-F027B 残留熱除去系 B* ¹				
	設 置 床	—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 8.20 m* ¹	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 8.20 m* ¹				
	溢水防護上の 区 画 番 号	—			RB-1- 1	RB-1- 2		
	溢水防護上の 配慮が必要な 高 さ	—	—		EL. 8. 40 m 以上	EL. 9. 60 m 以上		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：記載の記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動式(AC)」と記載。

			変 更 前*		変更後			
名 称			E12-F024A, B		変更なし			
種 類		—	止め弁					
最 高 使 用 圧 力		MPa	3.45					
最 高 使 用 温 度		℃	174					
主 要 寸 法	呼 び 径	—	400 A					
	弁 箱 厚 さ	mm						
	弁 ふ た 厚 さ	mm						
材 料	弁 箱	—	SCPL1					
	弁 ふ た	—	SCPL1					
	弁 体	—	SUS431					
駆 動 方 法		—	電気作動					
個 数		—	2					
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F024A 残留熱除去系 A	E12-F024B 残留熱除去系 B			RB-1-1	RB-3-2
	設 置 床	—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 8.20 m	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 8.20 m				
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		EL. 8.40 m 以上	EL. 20.50 m 以上		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—						

注記 *：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

			変 更 前*		変更後			
名 称			E12-F048A, B		変更なし			
種 類		—	止 め 弁					
最 高 使 用 圧 力		MPa	3. 45					
最 高 使 用 温 度		℃	174					
主 要 寸 法	呼 び 径	—	450 A					
	弁 箱 厚 さ	mm						
	弁 ふ た 厚 さ	mm						
材 料	弁 箱	—	SCPH2					
	弁 ふ た	—	SCPH2					
	弁 体	—	S25C					
駆 動 方 法		—	電 気 作 動					
個 数		—	2					
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E12-F027A 残留熱除去系 A	E12-F027B 残留熱除去系 B				
	設 置 床	—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. -4.00 m	原子炉建屋 原子炉棟 EL. -4.00 m				
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—			RB-B1-4	RB-B1-3		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	—		EL. 2. 59 m 以上	EL. 2. 38 m 以上		

注記 *：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

(8) 主配管（使用済燃料貯蔵槽の補給及び冷却に用いるものを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し、可搬型の場合は、個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

変 更 前						変 更 後								
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
残 留 熱 除 去 系	残留熱除去系ストレーナ A から サブプレッション・チェンバ*10	－ [0.310]	104.5			GSTPL 相当 	残 留 熱 除 去 系	残留熱除去系ストレーナ A から サブプレッション・チェンバ*29	変更なし －[0.493]*3	変更なし 148*3	変更なし			
	残留熱除去系ストレーナ B から サブプレッション・チェンバ*10	－ [0.310]	104.5			GSTPL 相当 		残留熱除去系ストレーナ B から サブプレッション・チェンバ*29	変更なし －[0.493]*3	変更なし 148*3	変更なし			
	残留熱除去系ストレーナ C から サブプレッション・チェンバ*10	－ [0.310]	104.5			GSTPL 相当 		残留熱除去系ストレーナ C から サブプレッション・チェンバ*30	変更なし －[0.493]*3	変更なし 148*3	変更なし			
	サブプレッション・チェンバから 弁 E12-F004A*11	0.86*1	100	609.6	 (9.5*2)	SM41B		サブプレッション・チェンバから 弁 E12-F004A*29	変更なし	変更なし 148*3	変更なし			
	弁 E12-F004A から残留熱除去系 ポンプ A 吸込管合流点*11	1.52*1	174	609.6	 (9.5*2,*5)	SM50B		弁 E12-F004A から残留熱除去系 ポンプ A 吸込管合流点*29	変更なし					
	残留熱除去系ポンプ A 吸込管合 流点から残留熱除去系ポンプ A *11	1.52*1	174	609.6	 (9.5*2,*5)	SM50B		残留熱除去系ポンプ A 吸込管合 流点から残留熱除去系ポンプ A *29	変更なし					
	サブプレッション・チェンバから 弁 E12-F004B*11	0.86*1	100	609.6	 (9.5*2,*5)	SM41B		サブプレッション・チェンバから 弁 E12-F004B*29	変更なし	変更なし 148*3	変更なし			
	弁 E12-F004B から残留熱除去系 ポンプ B 吸込管合流点*11	1.52*1	174	609.6	 (9.5*2,*5)	SM50B		弁 E12-F004B から残留熱除去系 ポンプ B 吸込管合流点*29	変更なし					
	残留熱除去系ポンプ B 吸込管合 流点から残留熱除去系ポンプ B *11	1.52*1	174	609.6	 (9.5*2,*5)	SM50B		残留熱除去系ポンプ B 吸込管合 流点から残留熱除去系ポンプ B *29	変更なし					
原子炉冷却材再循環ポンプ吸 込管分岐点から弁 E12-F009*12	8.62*1	302	508.0	 (32.5*2,*5)	SUS304TP	変更なし								
弁 E12-F009 から弁 E12-F008*12	8.62*1	302	508.0	 (32.5*2,*5)	SUS304TP	変更なし								

(続き)

変							更						後								
名			称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		名			称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
残 留 熱 除 去 系	原 子 炉 停 止 時 冷 却 配 管	弁 E12-F008 から原子炉停止時冷却系配管分岐点*13	1. 52*1	174	508. 0*7	9. 5*2, *7	STPT42*4	残 留 熱 除 去 系	変更なし												
					508. 0	(9. 5*2)	SM41B														
					609. 6*4 /508. 0*4	9. 5*2, *4) (9. 5*2, *4)	SM50B*4														
					609. 6	 (9. 5*2, *5)	SM50B														
		原子炉停止時冷却系配管分岐点から残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点*13	1. 52*1	174	609. 6	(9. 5*2,)	SM50B		変更なし												
					609. 6*4 /457. 2*4	9. 5*2, *4) (9. 5*2, *4)	SM50B*4														
					457. 2	(9. 5*2)	SM41B														
					457. 2*7	9. 5*2, *7	STPT42*4														
	原子炉停止時冷却系配管分岐点から残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点*13	1. 52*1	174	457. 2	(9. 5*2)	SM41B	変更なし														
				457. 2*7	9. 5*2, *7	STPT42*4															
	原子炉停止時冷却系配管から残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点*13	1. 52*1	174	457. 2	9. 5*2)	SM41B	— *6														
				457. 2*7	9. 5*2, *7	STPT42*4															
	残留熱除去系ポンプ A から残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点*14	3. 45*1	174	457. 2*4 /355. 6*4	(14. 3*2, *4) (11. 1*2, *4)	SM41B*4	残留熱除去系ポンプ A から残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点*29		変更なし												
				457. 2	14. 3*2)	SM41B															
				457. 2*7	14. 3*2, *7	STPT42*4															
	残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 A*14	3. 45*1	174	457. 2	14. 3*2)	SM41B	残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 A*29		変更なし												
				457. 2*7	14. 3*2, *7	STPT42*4															
		3. 45*1	249	457. 2	14. 3*2)	SM41B															
				457. 2*7	14. 3*2, *7	STPT42*4															
				558. 8*4 /457. 2*4	15. 9*2, *4) (14. 3*2, *4)	SM41B*4															

(続き)

変						更						後							
名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
残 留 熱 除 去 系	残留熱除去系ポンプ B から残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点*14	3.45*1	174	355.6	11.1*2	STPT42		残留熱除去系ポンプ B から残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点*29	変更なし										
				457.2*4 / 355.6*4	(14.3*2,*4) (11.1*2,*4)	SM41B*4													
				457.2	(14.3*2)	SM41B													
				457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4													
	残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 B*14	3.45*1	249	457.2	14.3*2)	SM41B		残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 B*29	変更なし										
				457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4													
				457.2	(14.3*2)	SM41B													
				558.8*4 / 457.2*4	15.9*2,*4) (14.3*2,*4)	SM41B*4													
	A 系統格納容器スプレイ配管 残留熱除去系熱交換器 A から A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点*15	3.45*1	249	558.8*4 / 457.2*4	15.9*2,*4) (14.3*2,*4)	SM41B*4		A 系統格納容器スプレイ配管 残留熱除去系熱交換器 A から A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点*29	変更なし	変更なし	変更なし		SGV410						
				457.2	14.3*2)	SM41B					—								
				457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4					457.2 / 457.2 / 457.2		14.3*2 / 14.3*2 / 14.3*2		STPT410				
				—							457.2 / 457.2 / 457.2		14.3*2 / 14.3*2 / 14.3*2		STPT410				
	A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点*15	3.45*1	249	457.2	14.3*2)	SM41B		A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点*31	変更なし	変更なし	変更なし		SGV410						
				457.2	14.3*2)	SM41B					変更なし								
	残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点から A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点*15	3.45*1	174	457.2	14.3*2)	SM41B		残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点から A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点*31	変更なし	変更なし	変更なし								
				457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4					457.2	(14.3*2)	SGV410						
				—															

(続き)

変						更						後							
名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
残 留 熱 除 去 系	A 系 統 格 納 容 器 ス プ レ イ 配 管	A 系統代替循環冷却系ポン プ吐出管合流点から A 系統 ドライウェルスプレイ配 管分岐点*15		3. 45*1	174	—			A 系統代替循環冷却系ポン プ吐出管合流点から A 系統 ドライウェルスプレイ配 管分岐点*32	変更なし	変更なし	457. 2	 (14. 3*2)	SGV410					
						165. 2	 (7. 1*2)	SFVC2B											
						179. 6	 (14. 3*2)	SFVC2B											
						変更なし													
		A 系統ドライウェルスプレ イ配管分岐点から A 系統テ スト配管分岐点*15		3. 45*1	174	406. 4	 (12. 7*2)	SM50B	変更なし										
		A 系統テスト配管分岐点か ら低圧代替注水系残留熱 除去系配管 A 系合流点*15		3. 45*1	174	406. 4	 (12. 7*2, *5)	SM50B	変更なし										
		低圧代替注水系残留熱除 去系配管 A 系合流点から A 系統原子炉注水管分岐点 *15		3. 45*1	174	—			A 系統テスト配管分岐点か ら低圧代替注水系残留熱 除去系配管 A 系合流点*34	変更なし	変更なし	406. 4 /406. 4 /216. 3	12. 7*2 /12. 7*2 /8. 2*2	STPT410					
						406. 4	 (12. 7*2, *5)	SM50B				変更なし							
						3. 45	174	406. 4 /406. 4 /267. 4*4							12. 7*2 /12. 7*2 /9. 3*2, *4	STPT410			
A 系統原子炉注水管分岐点 から格納容器スプレイヘ ッダ A (ドライウェル側) *15		3. 45*1	174	406. 4	 (12. 7*2, *5)	SM50B	変更なし												
		3. 45*1	77	406. 4	 (12. 7*2, *5)	SM50B	A 系統原子炉注水管分岐点 から格納容器スプレイヘ ッダ A (ドライウェル側) *35		変更なし	変更なし 148*3	変更なし								

(続き)

変							更							後						
名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料					
残 留 熱 除 去 系	B 系 統 格 納 容 器 ス プ レ イ 配 管	残留熱除去系熱交換器BからB系統代替循環冷却水ポンプ吸込管分岐点*15	3.45*1	249	558.8*4 /457.2*4	15.9*2,*4) (14.3*2,*4)	SM41B*4	残 留 熱 除 去 系	B 系 統 格 納 容 器 ス プ レ イ 配 管	残留熱除去系熱交換器BからB系統代替循環冷却水ポンプ吸込管分岐点*29	変更なし	変更なし	変更なし							
					457.2	(14.3*2)	SM41B						457.2	(14.3*2)	SGV410					
					—		457.2 /457.2 /457.2						14.3*2 /14.3*2 /14.3*2	STPT410						
		B系統代替循環冷却水ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器B出口管合流点*15	3.45*1	249	—		B系統代替循環冷却水ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器B出口管合流点*31			変更なし	変更なし	457.2	(14.3*2)	SGV410						
					457.2*7	14.3*2,*7						STPT42*4	変更なし							
		残留熱除去系熱交換器B出口管合流点からB系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点*15	3.45*1	174	457.2	(14.3*2)	SM41B			残留熱除去系熱交換器B出口管合流点からB系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点*31	変更なし	変更なし	変更なし							
					457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4						457.2	(14.3*2)	SGV410					
					—		457.2						(14.3*2)	SGV410						
		B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からB系統テスト配管分岐点*15	3.45*1	174	—		B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からB系統テスト配管分岐点*32			変更なし	変更なし	457.2	(14.3*2)	SGV410						
					457.2	(14.3*2)						SM41B	165.2	(7.1*2)	SFVC2B					
		B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からB系統テスト配管分岐点*15	3.45*1	174	457.2	(14.3*2)	SM41B			B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からB系統テスト配管分岐点*32	変更なし	変更なし	179.6	(14.3*2)	SFVC2B					
					—		変更なし													
					—		変更なし													
		B系統テスト配管分岐点からB系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点*15	3.45*1	174	457.2	(14.3*2)	SM41B			B系統テスト配管分岐点からB系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点*34	変更なし	変更なし	変更なし							
—					変更なし															
B系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から 低圧代替注水系残留熱除去系配管B系合流点*15	3.45*1	174	457.2	(14.3*2)	SM41B	B系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から 低圧代替注水系残留熱除去系配管B系合流点*34	変更なし	変更なし	変更なし											
			457.2*4 /406.4*4	14.3*2,*4) (12.7*2,*4)	SM41B*4				変更なし											
			406.4	(12.7*2,*5)	SM50B				変更なし											

(続き)

変							更							後			
名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
残 留 熱 除 去 系	B 系 統 格 納 容 器 ス プ レ イ 配 管	低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点から格納容器スプレイヘッダ B (ドライウエル側) *15	3. 45*1	174	—			B 系 統 格 納 容 器 ス プ レ イ 配 管	低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点から格納容器スプレイヘッダ B (ドライウエル側) *35	変更なし	変更なし	406. 4 /406. 4 /216. 3	12. 7*2 /12. 7*2 /8. 2*2	STPT410			
					406. 4	 (12. 7*2, *5)	SM50B					変更なし					
			3. 45*1	77	406. 4	 (12. 7*2, *5)	SM50B			変更なし	変更なし 148*3	変更なし					
					406. 4	 (12. 7*2)	GSTPL 相当 (ASME SA333 Gr. 6)					— *6					
	残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点*16		3. 45*1	174	457. 2	 14. 3*2)	SM41B	残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点*30		変更なし							
	残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点*16		3. 45*1	174	457. 2	 14. 3*2)	SM41B	残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点*30		変更なし							
	457. 2*7	14. 3*2, *7			STPT42*4												
	サプレッション・チェンバから弁 E12-F004C*17		0. 86*1	100	609. 6	 (9. 5*2, *5)	SM41B	サプレッション・チェンバから弁 E12-F004C*30		変更なし	変更なし 148*3	変更なし					
	弁 E12-F004C から残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点*17		0. 86*1	100	609. 6	 (9. 5*2)	SM41B	弁 E12-F004C から残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点*30		変更なし	変更なし 148*3	変更なし					
	残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点から残留熱除去系ポンプ C*17		0. 86*1	100	609. 6	 (9. 5*2, *5)	SM41B	残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点から残留熱除去系ポンプ C*30		変更なし	変更なし 148*3	変更なし					
	残留熱除去系ポンプ C から低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点*18		3. 45*1	100	355. 6*7	11. 1*2, *7	STPT42*4	残留熱除去系ポンプ C から低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点*30		変更なし	変更なし 148*3	変更なし					
					457. 2*4 /355. 6*4	 14. 3*2, *4) 11. 1*2, *4)	SM41B*4										
					457. 2	 14. 3*2)	SM41B										
					457. 2*7	14. 3*2, *7	STPT42*4										
	低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点から C 系統低圧注水系配管分岐点*18		3. 45*1	100	—			低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点から C 系統低圧注水系配管分岐点*36		変更なし	変更なし 148*3	457. 2 /457. 2 /216. 3	14. 3*2 /14. 3*2 /8. 2*2	STPT410			
					457. 2	 (14. 3*2)	SM41B					変更なし					
457. 2*7					14. 3*2, *7	STPT42*4	変更なし										

(続き)

変						更						後								
名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
残 留 熱 除 去 系	C 系統低圧注水系配管分岐点から弁 E12-F042C*18			3.45*1	100	457.2	(14.3*2)	SM41B		C 系統低圧注水系配管分岐点から弁 E12-F042C*36			変更なし	変更なし 148*3	変更なし					
						457.2*7	14.3*2,*7		STPT42*4											
						457.2*4 /318.5*4	(14.3*2,*4) (10.3*2,*4)		SM41B*4											
	A 系統 テ ス ト 配 管	A 系統テスト配管分岐点から A 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点*19			3.45*1	174	406.4	(12.7*2)	SM50B		A 系統テスト配管分岐点から A 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点*37			変更なし						
		A 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から A 系統代替循環冷却系テスト配管合流点*19			3.45*1	174	406.4	(12.7*2,*5)	SM50B											
					3.45*1	100	406.4	(12.7*2)	SM50B		A 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から A 系統代替循環冷却系テスト配管合流点*38			変更なし	変更なし 148*3	変更なし				
					A 系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサプレッション・チェンバ*19	0.86*1	100	406.4	(9.5*2)	SM41B										
		406.4	(9.5*2)	SM41B																
		406.4*7	9.5*2,*7					STPT38*4												
				GSTPL 相当 																
		406.4*7	9.5*2,*7					STPT42*4												
	406.4	(12.7*2)	SM50B		A 系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサプレッション・チェンバ*39			変更なし	変更なし 148*3	変更なし										
	—*6																			

(続き)

変							更							後						
名			称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名			称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
残 留 熱 除 去 系	B 系 統 テ ス ト 配 管	B 系統テスト配管分岐点から B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点 *19	3. 45*1	174	457. 2	(14. 3*2)	SM41B	B 系統テスト配管分岐点から B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点 *40	変更なし	変更なし	変更なし									
					457. 2*7	14. 3*2, *7	STPT42*4				457. 2	(14. 3*2)	SGV410							
					—															
		B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 *19	3. 45*1	174	—			B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 *41	変更なし	変更なし	457. 2	(14. 3*2)	SGV410							
					457. 2	(14. 3*2)	SM41B				114. 3	(6. 0*2)	SFVC2B							
					457. 2*7	14. 3*2, *7	STPT42*4				125. 5	(11. 6*2)	SFVC2B							
						変更なし														
		B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点から B 系統低圧注水系配管分岐点 *19	3. 45*1	174	457. 2	14. 3*2)	SM41B	B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点から B 系統低圧注水系配管分岐点 *41	変更なし											
					457. 2*7	14. 3*2, *7	STPT42*4													
		B 系統低圧注水系配管分岐点から B 系統代替循環冷却系テスト配管合流点 *19	3. 45*1	174	457. 2	(14. 3*2)	SM41B	B 系統低圧注水系配管分岐点から B 系統代替循環冷却系テスト配管合流点 *38	変更なし	変更なし	変更なし									
					457. 2*7	14. 3*2, *7	STPT42*4													
					457. 2*4 / 406. 4*4	14. 3*2, *4) (12. 7*2, *4)	SM41B*4		変更なし	変更なし	変更なし									
					406. 4	(12. 7)	SM50B													
			3. 45*1	100	406. 4	(12. 7*2, *5)	SM50B	変更なし	変更なし 148*3	変更なし										
			0. 86*1	100	406. 4	9. 5*2)	SM41B	変更なし	変更なし 148*3	変更なし										
406. 4*7	9. 5*2, *7	STPT38*4																		

(続き)

変							更							後		
名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
残 留 熱 除 去 系	B 系 統 テ ス ト 配 管	B 系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサブプレッション・チェンバ*19	0.86*1	100	—			B 系 統 テ ス ト 配 管	B 系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサブプレッション・チェンバ*39	変更なし	変更なし 148*3	406.4	9.5*2	STPT410		
					406.4	(9.5*2)	SM41B					変更なし				
					406.4*7	9.5*2,*7	STPT38*4									
					406.4*4	9.5*2,*4	GSTPL 相当 (ASME SA333 Gr. 6) *4			—*6						
					406.4*7	9.5*2,*7	STPT42*4			変更なし	変更なし 148*3	変更なし				
					406.4	(12.7*2)	SM50B									
	C 系統低圧注水系配管分岐点から B 系統テスト配管*19			3.45*1	100	457.2	(14.3*2)	SM41B	—*6							
						457.2*4 /406.4*4	14.3*2,*4) (12.7*2,*4)	SM41B*4								
						406.4	(12.7*2)	SM50B								
	A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点から A 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点*20			3.45*1	174	457.2	14.3*2)	SM41B	A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点から A 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点*30			変更なし				
	A 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点から A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点*20			3.45*1	174	457.2	14.3*2)	SM41B	A 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点から A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点*30	変更なし	変更なし	変更なし				
						457.2*4 /355.6*4	14.3*2,*4) 11.1*2,*4)	SM41B*4								
						355.6	11.1*2,*5	STPT42				355.6	11.1*2	STPT410		
						—						355.6	11.1*2	STPT410		
	A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から弁 E12-F042A*20			3.45*1	174	—			A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から弁 E12-F042A*42	変更なし	変更なし	355.6	11.1*2	STPT410		
						114.3	(6.0*2)	SFVC2B								
						125.5	(11.6*2)	SFVC2B								
						変更なし										
355.6*4 /318.5*4						11.1*2,*4 /10.3*2,*4	STPT42*4									

(続き)

変 更 前						変 更 後							
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
残 留 熱 除 去 系	B 系統低圧注水系配管分岐点から弁 E12-F042B*20	3.45*1	174	355.6	11.1*2	STPT42	B 系統低圧注水系配管分岐点から弁 E12-F042B*42	変更なし	変更なし	変更なし			
				355.6*4 /355.6*4 /355.6*4	11.1*2,*4 /11.1*2,*4 /11.1*2,*4	STPT42*4				355.6 /—*6 /355.6	11.1*2 /—*6 /11.1*2	STPT42	
				355.6*4 /318.5*4	11.1*2,*4 /10.3*2,*4	STPT42*4				変更なし			
	A 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点から弁 E12-F053A*21	3.45*1	174	355.6	11.1*2,*5	STPT42	変更なし						
				355.6*4 /318.5*4	11.1*2,*4 /10.3*2,*4	STPT42*4							
				318.5	10.3*2	STPT42							
	B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点から弁 E12-F053B*21	3.45*1	174	355.6	11.1*2,*5	STPT42	変更なし						
				355.6*4 /318.5*4	11.1*2,*4 /10.3*2,*4	STPT42*4							
	A 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から 格納容器スプレイヘッダ (サプレッション・チェンバ側) *22	3.45*1	174	114.3	6.0*2	STPT42	A 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から 格納容器スプレイヘッダ (サプレッション・チェンバ側) *43	変更なし	変更なし	変更なし			
		3.45*1	77	114.3	6.0*2,*5	STPT42		変更なし	変更なし 148*3				
				—	—	—				114.3 /114.3 /—	6.0*2 /6.0*2 /—	STPT410	
	B 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から 格納容器スプレイヘッダ (サプレッション・チェンバ側) *22	3.45*1	174	114.3	6.0*2,*5	STPT42	B 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から 格納容器スプレイヘッダ (サプレッション・チェンバ側) *43	変更なし	変更なし	変更なし			
		3.45*1	77	114.3	6.0*2,*5	STPT42		変更なし	変更なし 148*3				
	弁 E12-F042A から弁 E12-F041A*23	8.62*1	302	318.5	17.4*2,*5	STS49	弁 E12-F042A から弁 E12-F041A*42	変更なし					
						GSTPL 相当 							
	弁 E12-F041A から原子炉压力容器*23	8.62*1	302	318.5	17.4*2,*5	STS49	弁 E12-F041A から原子炉压力容器*42	変更なし					
	弁 E12-F042B から弁 E12-F041B*23	8.62*1	302	318.5	17.4*2,*5	STS49	弁 E12-F042B から弁 E12-F041B*42	変更なし					
						GSTPL 相当 							

(続き)

変							更							後		
名		称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名		称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
残 留 熱 除 去 系	弁 E12-F041B から原子炉圧力容 器*23		8.62*1	302	318.5	17.4*2,*5	STS49	残 留 熱 除 去 系	弁 E12-F041B から原子炉圧力容 器*42		変更なし					
	弁 E12-F042C から弁 E12-F041C *24		8.62*1	302	318.5	17.4*2,*5	STS49		弁 E12-F042C から弁 E12-F041C *44		変更なし					
							GSTPL 相当 				—*6					
	弁 E12-F041C から原子炉圧力容 器*24		8.62*1	302	318.5	17.4*2,*5	STS49		弁 E12-F041C から原子炉圧力容 器*44		変更なし					
	弁 E12-F053A から弁 E12-F050A *25		10.7	302	318.5*4	 (25.4*2,*4)	SUSF316*4		弁 E12-F053A から弁 E12-F050A *44		変更なし					
					318.5	25.4*2	SUS304TP				—*6					
					318.5*4	25.4*2,*4	SUS316TP*4				変更なし					
	弁 E12-F050A から原子炉冷却材 再循環ポンプA吐出管合流点 *25		10.7	302	318.5*4	 (25.4*2,*4)	SUSF316*4		弁 E12-F050A から原子炉冷却材 再循環ポンプA吐出管合流点 *44		変更なし					
					318.5	25.4*2,*5	SUS304TP				変更なし					
	弁 E12-F053B から弁 E12-F050B *25		10.7	302	318.5	 (25.4*2)	SUSF316		弁 E12-F053B から弁 E12-F050B *44		変更なし					
					318.5	25.4*2	SUS304TP				—*6					
					318.5	25.4*2	SUS316TP				変更なし					
	弁 E12-F050B から原子炉冷却材 再循環ポンプB吐出管合流点 *25		10.7	302	318.5	25.4*2,*5	SUS304TP		弁 E12-F050B から原子炉冷却材 再循環ポンプB吐出管合流点 *44		変更なし					
	弁 G41-F016 から原子炉停止時 冷却系配管*26		1.52*1	174	267.4	9.3*2,*5	STPT42		弁 G41-F016 から原子炉停止時 冷却系配管*46		変更なし					

(続き)

変		更		前		変		更		後			
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
残 留 熱 除 去 系	B 系統テスト配管及び A 系統格 納容器スプレイ配管から弁 G41-F036*27	3.45*1	174	267.4	9.3*2,*5	STPT42	残 留 熱 除 去 系	変更なし					
				267.4*4	9.3*2,*4,*5	STPT410*4							
				267.4*4 /267.4*4 /267.4*4	9.3*2,*4 /9.3*2,*4 /9.3*2,*4	STPT410*4							
	A 系統原子炉注水管分岐点から 残留熱除去系原子炉注水管合 流点*28	3.45*1	174	165.2	7.1*2,*5	STPT42		変更なし					
		8.62*1	302	165.2	11.0*2,*5	SUS304TP							

- 注記
- * 1：S I 単位に換算したもの。
 - * 2：公称値を示す。
 - * 3：重大事故等時における使用時の値を示す。
 - * 4：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。
 - * 5：エルボにあっては、管と同等以上の厚さのものを選定。
 - * 6：当該ラインについて、主配管に該当しないため記載の適正化を行う。
 - * 7：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 51 年 8 月 30 日付け 建建発第 98 号にて軽微変更を届け出た工事計画の添付書類「Ⅲ-1-2 残留熱除去系配管の規格計算書」による。
 - * 8：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は、平成 9 年 12 月 5 日付け 発管業発第 153 号にて届け出た工事計画の添付書類「Ⅳ-2-1-2 残留熱除去系主配管の基本板厚計算書」による。
 - * 9：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8313 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-3 残留熱除去系配管の規格計算書」による。
 - *10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(残留熱除去系) 残留熱除去系ストレーナからサブプレッションチェンバ」と記載。
 - *11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「サブプレッションチェンバよりポンプ A・B 吸込口まで (ポンプ A・B 吸込管)」と記載。
 - *12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉再循環系よりポンプ A B C 吸込管の原子炉格納容器外側隔離弁まで」と記載。
 - *13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉再循環系 (原子炉格納容器外側隔離弁) よりポンプ A B C 吸込管まで」と記載。
 - *14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプ A・B 吐出口より熱交換器入口まで (ポンプ A・B 吐出管)」と記載。
 - *15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器出口より格納容器スプレイヘッダまで (熱交換器出口管)」と記載。
 - *16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプ A・B 吐出管より熱交換器出口管へのバイパス管」と記載。
 - *17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「サブプレッションチェンバよりポンプ C 吸込口まで (ポンプ C 吸込管)」と記載。
 - *18：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプ C 吐出口より原子炉格納容器外側隔離弁まで (ポンプ C 吐出管)」と記載。
 - *19：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器出口管およびポンプ C 吐出管よりサブプレッションチェンバまで (テスト配管)」と記載。
 - *20：記載の適正化を行う。既工事計画書には「A 系統熱交換器出口管および B 系統テスト配管より原子炉格納容器外側隔離弁まで (原子炉注入管)」と記載。
 - *21：記載の適正化を行う。既工事計画書には「A 系統原子炉注入管および B 系統テスト配管より原子炉再循環系へ (原子炉格納容器外側隔離弁まで)」と記載。
 - *22：記載の適正化を行う。既工事計画書には「A 系統テスト配管および B 系統熱交換器出口管よりサブプレッションチェンバースプレーヘッダへ」と記載。

- ＊23：記載の適正化を行う。既工事計画書には「A系統熱交換器出口管及びB系統テスト配管の原子炉格納容器外側隔離弁より原子炉圧力容器まで（原子炉注入管）」と記載。
- ＊24：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプC吐出管原子炉格納容器外側隔離弁より原子炉圧力容器まで（ポンプC吐出管）」と記載。
- ＊25：記載の適正化を行う。既工事計画書には「A系統原子炉注入管及びB系統テスト配管の原子炉格納容器外側隔離弁より原子炉再循環系まで」と記載。
- ＊26：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料プール冷却浄化系より上記配管まで」と記載。
- ＊27：記載の適正化を行う。既工事計画書には「B系統テスト配管より燃料プール冷却浄化系へ」と記載。
- ＊28：記載の適正化を行う。既工事計画書には「A系統原子炉注入管より原子炉隔離時冷却系へ」と記載。
- ＊29：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系，代替循環冷却系）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（格納容器スプレイ冷却系，サブプレッション・プール冷却系，代替循環冷却系）と兼用。
- ＊30：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）と兼用。
- ＊31：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）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（格納容器スプレイ冷却系，サブプレッション・プール冷却系）と兼用。
- ＊32：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）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（格納容器スプレイ冷却系，サブプレッション・プール冷却系，代替循環冷却系）と兼用。
- ＊33：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器スプレイ冷却系，サブプレッション・プール冷却系，代替循環冷却系）と兼用。
- ＊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（格納容器スプレイ冷却系，代替循環冷却系）と兼用。
- ＊35：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器スプレイ冷却系，代替格納容器スプレイ冷却系，代替循環冷却系）と兼用。
- ＊36：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系，低圧注水代替系）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（低圧代替注水系）と兼用。
- ＊37：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器スプレイ冷却系，サブプレッション・プール冷却系）と兼用。
- ＊38：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（サブプレッション・プール冷却系）と兼用。
- ＊39：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（サブプレッション・プール冷却系，代替循環冷却系）と兼用。
- ＊40：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（サブプレッション・プール冷却系）と兼用。
- ＊41：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系，代替循環冷却系）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（サブプレッション・プール冷却系，代替循環冷却系）と兼用。
- ＊42：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系，代替循環冷却系）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（代替循環冷却）と兼用。
- ＊43：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器スプレイ冷却系）と兼用。
- ＊44：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系，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（低圧代替注水系）と兼用。

以下の設備は、既存の原子炉冷却材再循環設備（原子炉冷却材再循環系）であり、残留熱除去設備（残留熱除去系）として本工事計画で兼用とする。

原子炉压力容器出口から原子炉再循環ポンプ吸込管分岐点

原子炉冷却材再循環ポンプ A, B 吐出管合流点からマニホールド管

マニホールド管

マニホールド管からジェットポンプへの供給管

以下の設備は、既存の原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備（格納容器スプレイヘッド）であり、残留熱除去設備（残留熱除去系）として本工事計画で兼用とする。

格納容器スプレイヘッド A（ドライウエル側）

格納容器スプレイヘッド B（ドライウエル側）

格納容器スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）

以下の設備のうち管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（貫通部）であり，残留熱除去設備（残留熱除去系）として本工事計画で兼用とする。

原子炉格納容器配管貫通部 X-11A

原子炉格納容器配管貫通部 X-11B

原子炉格納容器配管貫通部 X-19A

原子炉格納容器配管貫通部 X-19B

原子炉格納容器配管貫通部 X-20

原子炉格納容器配管貫通部 X-25A

原子炉格納容器配管貫通部 X-25B

原子炉格納容器配管貫通部 X-32

原子炉格納容器配管貫通部 X-35

原子炉格納容器配管貫通部 X-47

原子炉格納容器配管貫通部 X-48

5.2 格納容器圧力逃し装置

- (8) 主配管（使用済燃料貯蔵槽の補給及び冷却に用いるものを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し、可搬型の場合は、個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，既存の原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備（不活性ガス系）であり，残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉格納容器から弁 2-26B-12

原子炉格納容器から弁 2-26B-10

弁 2-26B-12 からドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点

弁 2-26B-10 からサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点

ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点から窒素排気管合流点

窒素排気管合流点から原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点

原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点から耐圧強化ベント系配管分岐点

以下の設備は，残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）であり，残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

耐圧強化ベント系配管分岐点から格納容器圧力逃がし装置配管分岐点

以下の設備は、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備（格納容器圧力逃がし装置）であり、残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

格納容器圧力逃がし装置配管分岐点からフィルタ装置

フィルタ装置から排気管

以下の設備のうち管は原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（貫通部）であり，残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-3

原子炉格納容器配管貫通部 X-79

5.3 耐圧強化ベント系

(8) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は取付箇所を付記すること。）

・常設

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	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)*1	厚 さ (mm)	材 料
耐 圧 強 化 ベ ン ト 系	—						耐 圧 強 化 ベ ン ト 系	耐圧強化ベント系配 管分岐点から格納容 器圧力逃がし装置配 管分岐点	0.62*2	200*2	457.2	□ (12.7*1)	SM400C
											457.2 /457.2 /457.2	□ 12.7*1) 12.7*1) 12.7*1)	SM400C
								格納容器圧力逃がし 装置配管分岐点から 耐圧強化ベント系配 管合流点	0.62*2	200*2	457.2 /318.5	□ (12.7*1) (10.3*1)	SM400C
											318.5	10.3*1, *3	STPT410

注記 *1：公称値を示す。
 *2：重大事故等時における使用時の値を示す。
 *3：エルボについては管と同等以上に厚さのものを選定する。

以下の設備は、既存の原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備（不活性ガス系）であり、残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉格納容器から弁 2-26B-12

原子炉格納容器から弁 2-26B-10

弁 2-26B-12 からドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点

弁 2-26B-10 からサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点

ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点から窒素排気管合流点

窒素排気管合流点から原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点

原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点から耐圧強化ベント系配管分岐点

以下の設備は、既存の原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備（可燃性ガス濃度制御系）であり、残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

耐圧強化ベント系配管合流点から非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点

非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点から非常用ガス処理系排気管接続部

以下の設備のうち管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（貫通部）であり，残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-3

原子炉格納容器配管貫通部 X-79

6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る次の事項

6.1 高圧炉心スプレイ系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			高圧炉心スプレイ系 ポンプ	
ポ ン プ	種 類	—	ターボ形 ^{*1}	変更なし
	容 量	m ³ /h/個	1576.5 以上 ^{*2} (1576.5 ^{*3})	
	揚 程 ^{*4}	m	196.6 以上 ^{*2} (196.6 ^{*3})	
	最 高 使 用 圧 力	MPa	吸込側 0.76 ^{*2} 吐出側 11.07 ^{*2}	
	最 高 使 用 温 度	℃	100 ^{*2}	変更なし 148 ^{*5}
	主 要 寸 法	吸 込 口 径	mm	変更なし
		吐 出 口 径	mm	
		ケーシング外径	mm	
		ケーシング厚さ	mm	
		高 さ	mm	
	材 料	ケ ー シ ン グ	—	変更なし
		ケ ー シ ン グ カ バ ー	—	
	個 数	—	1	
	取 付 箇 所	系 統 名 (ライン名)	高圧炉心スプレイ系 ポンプ 高圧炉心スプレイ系 ^{*2}	
		設 置 床	原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m ^{*2}	

(続き)

				変 更 前	変 更 後	
ポンプ	取付箇所	溢水防護上の区画番号	—	—	RB-B2-18	
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		想定破損	— * 6
					地震	EL. -1.42 m 以上
					消火水	
原動機	種類	—	誘導電動機	変更なし		
	出力	kW/個	2280 *3			
	個数	—	1			
	取付箇所	—	ポンプと同じ			

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「立軸多段斜流型」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3：公称値を示す。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全揚程」と記載。

*5：重大事故等時における使用時の値を示す。

*6：安全区分の区画分離等により、多重性又は多様性を有する系統は機能喪失しない。

- (4) ろ過装置の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変更前	変更後
名 称			高压炉心スプレイ系 ストレーナ	高压炉心スプレイ系 ストレーナ*1
種 類	—		円錐支持ディスク形	変更なし
容 量	m ³ /h/組			変更なし
最 高 使 用 圧 力 *7	MPa*8		— (0.310) *9	変更なし — (0.493) *5
最 高 使 用 温 度	℃		104.5	変更なし 148*5
主 要 寸 法	外 径	mm		
	長 さ *10	mm		
	最小ディスクセット幅*11	mm		
	ディスク間ギャップ	mm		
	トップフランジ外径	mm		
	ボトムスパーサ外径	mm		
	ディスクセット枚数	—		
材 料	多 孔 プ レ ー ト	—	SUS304L	変更なし
	リ ブ	—	SUS304	
個 数		—	2 (1 組) *12	
*2 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	高压炉心スプレイ系 ストレーナ 高压炉心スプレイ系*2	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. -4.00 m*2	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	—	

注記 *1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高压代替注水系）と兼用する。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*3：ストレーナ 2 個（1 組）の容量であり，高压炉心スプレイ系ポンプの定格容量を示す。

- *4：公称値を示す。
- *5：重大事故等時における使用時の値を示す。
- *6：ストレーナ2個（1組）の容量であり，高圧代替注水系ポンプの定格容量を示す。
- *7：高圧炉心スプレイ系ストレーナは，その機能及び構造上の耐圧機能を必要としないため，最高使用圧力を設定しないが，ここでは，原子炉格納容器の最高使用圧力を（ ）内に示す。
- *8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「kPa」と記載。
- *9：kPa から MPa に換算した値である。
- *10：圧損評価長さを示す。
- *11：ボトムスパーサに接続するディスクセット幅を示す。
- *12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2」と記載。

- (5) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前* 1		変 更 後		
名 称				E22-F014				
種 類		—		非平衡型				
吹 出 圧 力		MPa		0. 69				
吹 出 量		kg/h/個		3920				
主 要 寸 法	呼 び 径		—		25 A			
	の ど 部 の 径		mm					
	弁 座 口 の 径		mm					
	リ フ ト		mm					
材 料 （ 弁 箱 ）				—		SCPH2		
駆 動 方 法				—		—		
個 数				—		1		
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）		—		E22-F014 高圧炉心スプレイ系			
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m			
	溢水防護上の区画番号		—		—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—					

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

				変 更 前*1		変 更 後		
名 称				E22-F035		変更なし		
種 類		—		非平衡型				
吹 出 圧 力		MPa		10.68				
吹 出 量		kg/h/個		41160				
主 要 寸 法	呼 び 径		—		40 A			
	の ど 部 の 径		mm					
	弁 座 口 の 径		mm					
	リ フ ト		mm					
材 料 (弁 箱)			—		SCPH2			
駆 動 方 法			—		—			
個 数			—		1			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		E22-F035 高圧炉心スプレイ系			
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m			
	溢水防護上の区画番号		—		—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—					

注記 *1: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2: 公称値を示す。

以下の設備は、既存の原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

逃がし安全弁

- (6) 主要弁の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			E22-F004 ^{*1}	変更なし
種 類	—		止め弁 ^{*2}	
最 高 使 用 圧 力	MPa		10.69 ^{*1}	
最 高 使 用 温 度	℃		302 ^{*1}	
主要寸法	呼 び 径	—	300 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ	mm		
材 料	弁 箱 ^{*3}	—	SCPL1 相当 ^{*4}	
	弁 ふ た ^{*3}	—	SCPL1 相当 ^{*4}	
	弁 体 ^{*3}	—	SCPL1 相当 ^{*4}	
駆 動 方 法			電気作動 ^{*5}	
個 数			1	
取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E22-F004 高圧炉心スプレイ系 ^{*1}	
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m ^{*1}	
	溢水防護上の区画番号	—	—	RB-3-2
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		EL. 20.50 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「弁箱」「弁ふた」「弁体」の記載なし。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ASTM A352 LCB」と記載。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動式(AC)」と記載。

			変 更 前	変 更 後
名 称			E22-F005* ¹	変更なし
種 類	—		逆止め弁* ²	
最 高 使 用 圧 力	MPa		8.62* ¹	
最 高 使 用 温 度	℃		302* ¹	
主要寸法	呼 び 径	—	300 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁ふた厚さ（平板）	mm		
材 料	弁 箱 * ⁴	—	SCPL1	変更なし
	弁 ふ た * ⁴	—	SCPL1* ¹	
	弁 体 * ⁴	—	SCPL1* ¹	
駆 動 方 法		—	窒素作動* ³	
個 数		—	1	
取付箇所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—	E22-F005 高圧炉心スプレイ系* ¹	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 20.30 m* ¹	
	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「逆止弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「窒素作動(テストブル)」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「弁箱」「弁ふた」「弁体」の記載なし。

(7) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

変							更							後								
名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)		材 料		名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)		材 料		
高 圧 炉 心 ス プ レ イ 系	高圧炉心スプレイ系ストレーナからサブプレッション・チェンバ			— [0.31]*1	104.5				GSTPL 相当		高 圧 炉 心 ス プ レ イ 系	高圧炉心スプレイ系ストレーナからサブプレッション・チェンバ*11			変更なし —[0.493]*5	変更なし 148*5	変更なし					
	サブプレッション・チェンバから高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点*12			0.70*1	100	609.6			(9.5*2, *6)	SM41B		サブプレッション・チェンバから高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点*11			変更なし	変更なし 148*5	変更なし					
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点から補給水系配管合流点*12			—								変更なし	0.70	100 148*5	609.6 /609.6 /457.2	17.5*2 /17.5*2 /14.3*2	STPT410					
				0.70*1	100	609.6			(9.5*2, *6)	SM41B			変更なし			変更なし 148*5	変更なし					
	補給水系配管合流点から高圧炉心スプレイ系ポンプ*3			0.70*1	100	609.6			(9.5*2, *6)	SM41B		ス プ レ イ	変更なし			変更なし	変更なし 148*5	変更なし				
						609.6			(9.0*2, *7)	SM41B												
	高圧炉心スプレイ系ポンプから弁 E22-F004*4			10.69*1	100	355.6			(23.8*2)	STS49		レ イ 系	変更なし			変更なし	変更なし 148*5	変更なし				
						406.4*8 /355.6*8			26.2*2, *8 (23.8*2, *8)	STS49*8												
						406.4			(26.2*2, *6)	STS49												
						—																
406.4*8 /318.5*8						26.2*2, *8 /21.4*2, *8		STS49*8	変更なし													

(続き)

変		更		前		変		更		後			
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
高 圧 炉 心 ス プ レ イ 系	弁 E22-F004 から弁 E22-F005 *10	8.62*1	302		(17.4*2)	GSTPL 相当 (ASME SA333 Gr. 6)	高 圧 炉	— *9					
				318.5	17.4*2, *6	STS49		変更なし					
	弁 E22-F005 から原子炉圧力 容器*10	8.62*1	302	318.5	17.4*2	STS49	心 ス プ レ イ 系	変更なし					
				318.5*8 /267.4*8	17.4*2, *8 /15.1*2, *8	STS49*8							
				267.4	15.1*2, *6	STS49							
	弁 E22-F001 から補給水系配 管合流点*3	0.70*1	100	508.0	(9.5*2)	SM41B	イ 系	変更なし					
				508.0*7	(9.5*2, *7)	STPT38*8							

注記 *1：S I 単位に換算したもの。

*2：公称値を示す。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「補給水系より高圧炉心スプレイポンプ入口まで」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「高圧炉心スプレイポンプ出口より格納容器外側隔離弁まで」と記載。

*5：重大事故等時における使用時の値を示す。

*6：エルボにあっては、管と同等以上の厚さのものを選定。

*7：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 51 年 5 月 10 日付け 建建発第 21 号にて軽微変更で届け出た工事計画の添付書類「Ⅲ-1-3 高圧炉心スプレイ系配管の規格計算書」による。

*8：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。

*9：当該配管については、主配管に該当しないため、記載の適正化を行う。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「上記隔離弁から原子炉圧力容器まで」と記載。

*11：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）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（高圧代替注水系）と兼用。

*12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「サブプレッションチェンバより高圧炉心スプレイポンプ吸込管まで」と記載。

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、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）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-6

原子炉格納容器配管貫通部 X-31

以下の設備は、原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉圧力容器から逃がし安全弁分岐点
原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点
原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から逃がし安全弁分岐点
逃がし安全弁分岐点から逃がし安全弁（安全弁機能）分岐点
主蒸気管から逃がし安全弁（操作対象弁）
主蒸気管から逃がし安全弁（自動減圧機能付）
主蒸気管から逃がし安全弁
逃がし安全弁からクエンチャ
逃がし安全弁（自動減圧機能付）からクエンチャ
逃がし安全弁（操作対象弁）からクエンチャ
クエンチャ

6.2 低圧炉心スプレイ系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前	変 更 後	
名 称				低圧炉心スプレイ系ポンプ		
ポ ン プ	種 類	—		ターボ形* ¹		
	容 量	m ³ /h/個		1638.3 以上* ² (1638.3* ³)		
	揚 程* ⁴	m		169.5 以上* ² (169.5* ³)		
	最 高 使 用 圧 力		MPa	吸込側 0.76* ² 吐出側 3.97* ²		
	最 高 使 用 温 度		℃	100* ²		
	主 要 寸 法	吸 込 口 径		mm	600* ² , * ³	
		吐 出 口 径		mm	400* ² , * ³	
		ケーシング外径		mm	1100* ² , * ³	
		ケーシング厚さ		mm	* ² (14.0* ² , * ³)	
		高 さ		mm	10550* ² , * ³	
	材 料	ケーシング		—		
		ケーシングカバー		—		
	個 数			—	1	
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	低圧炉心スプレイ系ポンプ 低圧炉心スプレイ系* ²	
		設 置 床		—	原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m* ²	

(続き)

				変 更 前	変 更 後	
ポンプ	取付箇所	洪水防護上の区画番号	—	—	RB-B2-12	
		洪水防護上の 配慮が必要な高さ	—		破損 想定	— *6
					地震	EL. -3.18 m 以上
					消火水	
原動機	種類	—	誘導電動機	変更なし		
	出力	kW/個	1250 *3			
	個数	—	1			
	取付箇所	—	ポンプと同じ			

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「立軸多段斜流型」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3：公称値を示す。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全揚程」と記載。

*5：重大事故等時における使用時の値を示す。

*6：安全区分の区画分離等により、多重性又は多様性を有する系統は機能喪失しない。

(4) ろ過装置の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変更前	変更後
名 称			低圧炉心スプレイ系 ストレーナ	変更なし
種 類	—		円錐支持ディスク形	
容 量	m ³ /h/組			
最 高 使 用 圧 力*4		MPa*5	— (0.310) *6	変更なし — (0.493) *7
最 高 使 用 温 度		℃	104.5	変更なし 148*7
主 要 寸 法	外 径	mm		変更なし
	長 さ*8	mm		
	最小ディスクセット幅*9	mm		
	ディスク間ギャップ	mm		
	トップフランジ外径	mm		
	ボトムスパーサ外径	mm		
	ディスクセット枚数	—		
材 料	多 孔 プ レ ー ト	—	SUS304L	
	リ ブ	—	SUS304	
個 数		—	2 (1 組) *10	
*1 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	低圧炉心スプレイ系 ストレーナ 低圧炉心スプレイ系*1	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. -4.00 m*1	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：ストレーナ 2 個（1 組）の容量であり、低圧炉心スプレイ系ポンプの定格容量を示す。

*3：公称値を示す。

- *4：低圧炉心スプレイ系ストレーナは，その機能及び構造上の耐圧機能を必要としないため，最高使用圧力を設定しないが，ここでは，原子炉格納容器の最高使用圧力を（ ）内に示す。
- *5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「kPa」と記載。
- *6：kPa から MPa に換算した値である。
- *7：重大事故等時における使用時の値を示す。
- *8：圧損評価長さを示す。
- *9：ボトムスペーサに接続するディスクセット幅を示す。
- *10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2」と記載。

(5) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前* ¹	変更後	
名 称				E21-F018	E21-F018* ²	
種 類		—	非平衡型		変更なし	
吹 出 圧 力		MPa	4.13			
吹 出 量		kg/h/個	25590			
主 要 寸 法	呼 び 径	—	40 A			
	の ど 部 の 径	mm				
	弁 座 口 の 径	mm				
	リ フ ト	mm				
材 料 (弁 箱)		—	SCPH2			
駆 動 方 法		—	—			
個 数		—	1			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E21-F018 低圧炉心スプレイ系			
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m			
	溢水防護上の区画番号		—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—			

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：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安全設備（低圧代替注水系）

*3：公称値を示す。

				変 更 前*1		変 更 後		
名 称				E21-F031		変更なし		
種 類		—		非平衡型				
吹 出 圧 力		MPa		0.69				
吹 出 量		kg/h/個		3920				
主 要 寸 法	呼 び 径		—		25 A			
	の ど 部 の 径		mm					
	弁 座 口 の 径		mm					
	リ フ ト		mm					
材 料 (弁 箱)			—		SCPH2			
駆 動 方 法			—		—			
個 数			—		1			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		E21-F031 低圧炉心スプレイ系			
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m			
	溢水防護上の区画番号		—		—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—					

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

- (6) 主要弁の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			E21-F005* ¹	変更なし
種 類	—		止め弁* ²	
最 高 使 用 圧 力	MPa		8.62* ¹	
最 高 使 用 温 度	℃		302* ¹	
主要寸法	呼 び 径	—	300 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁ふた厚さ（平板）	mm		
材 料	弁 箱 * ³	—	SCPL1	変更なし
	弁 ふ た * ³	—	SCPL1* ¹	
	弁 体 * ³	—	SCPL1* ¹	
駆 動 方 法		—	電気作動* ⁴	
個 数		—	1	
取付箇所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—	E21-F005 低圧炉心スプレイ系* ¹	RB-3-1 EL. 20.50 m 以上
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m* ¹	
	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「弁箱」「弁ふた」「弁体」の記載なし。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動式(AC)」と記載。

			変 更 前	変 更 後
名 称			E21-F006* ¹	変更なし
種 類	—		逆止め弁* ²	
最 高 使 用 圧 力	MPa		8.62* ¹	
最 高 使 用 温 度	℃		302* ¹	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	300 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ（平 板）	mm		
材 料	弁 箱 * ⁴	—	SCPL1	
	弁 ふ た * ⁴	—	SB480 相当	
	弁 体 * ⁴	—	SF440A 相当	
駆 動 方 法		—	窒素作動* ³	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—	E21-F006 低圧炉心スプレイ系* ¹	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 20.30 m* ¹	
	溢水防護上の区画番号		—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「逆止弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「窒素作動(テストブル)」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「弁箱」「弁付」「弁体」の記載なし。

(7) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は取付箇所を付記すること。）
・常設

変			更			前			変			更			後			
名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料			名 称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
低 圧 炉 心 ス プ レ イ 系	低圧炉心スプレイ系ストレーナからサブプレッション・チェンバ		— [0.31]	104.5			GSTPL 相当 			低 圧 炉 心 ス プ レ イ 系	変更なし		変更なし —[0.493]*5	変更なし 148*5	変更なし			
	低圧炉心スプレイポンプ吸込管	サブプレッション・チェンバから低圧炉心スプレイ系ポンプ*10	0.70*1	100	609.6	 (9.5*2,*6)	SM41B				変更なし		変更なし	変更なし 148*5	変更なし			
	低圧炉心スプレイポンプ吐出管	低圧炉心スプレイ系ポンプから低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点*3	4.14*1	100	406.4*7	12.7*2,*7	STPT49*8				変更なし	変更なし	変更なし 148*5	変更なし				
					406.4	 (12.7*2)	SM50B											
	低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点から弁 E21-F005*3		4.14*1	100	406.4	 (12.7*2)	SM50B		低 圧 炉 心 ス プ レ イ 系		低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点から弁 E21-F005*11	変更なし	変更なし 148*5	変更なし				
					406.4*7	12.7*2,*7	STPT49*8											
					406.4*7 /318.5*7	12.7*2,*7 /10.3*2,*7	STPT49*8											
	弁 E21-F005 から弁 E21-F006*4		8.62*1	302			GSTPL 相当 				弁 E21-F005 から弁 E21-F006*11	—*9			変更なし			
					318.5	17.4*2,*6	STS49											
	弁 E21-F006 から原子炉圧力容器*4		8.62*1	302	318.5	17.4*2	STS49		弁 E21-F006 から原子炉圧力容器*11		変更なし							
					318.5*8 /267.4*8	17.4*2,*8 /15.1*2,*8	STS49*8											
					267.4	15.1*2,*6	STS49											

注記 *1：S I 単位に換算したもの。
*2：公称値を示す。
*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「低圧炉心スプレイポンプ出口より格納容器外側隔離弁まで」と記載。
*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「上記隔離弁から原子炉圧力容器まで」と記載。
*5：重大事故等時における使用時の値を示す。

- ＊6：エルボについては取り合う配管と同等以上の厚さである。
- ＊7：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 6 月 19 日付け 51 資庁第 6093 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-2 低圧炉心スプレイ系配管の規格計算書」による。
- ＊8：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。
- ＊9：当該配管については，主配管に該当しないため記載の適正化を行う。
- ＊10：記載の適正化を行う。既工事計画には「サプレッションチェンバより低圧炉心スプレイポンプ入口まで」と記載。
- ＊11：原子炉冷却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安全設備（低圧代替注水系）と兼用。

以下の設備のうち管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（貫通部）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-8

原子炉格納容器配管貫通部 X-34

6.3 原子炉隔離時冷却系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

原子炉隔離時冷却系ポンプ

- (4) ろ過装置の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変更前	変 更 後
名 称			—	原子炉隔離時冷却系ストレーナ *1, *2, *3
種 類		—		円筒形
容 量		m ³ /h/組		
最 高 使 用 圧 力		MPa		— [0.31] *4 — [0.493] *4, *5
最 高 使 用 温 度		℃		104.5 106 *5
主要寸法	外 径	mm		
	長 さ	mm		
材 料	多 孔 プ レ ー ト	—		SUS304
個 数		—		2 (1 組)
取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		原子炉隔離時冷却系ストレーナ 原子炉隔離時冷却系
	設 置 床	—		原子炉格納容器 EL. -4.00 m
	溢水防護上の区画番号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ	—		

注記 *1：本設備は，既存の設備である。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*3：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（原子炉隔離時冷却系）と兼用する。

*4：原子炉格納容器の最高使用圧力を示す。

*5：重大事故等時における使用時の値を示す。

*6：公称値を示す。

- (5) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前*1		変更後		
名 称				E51-F017		E51-F017*2		
種 類		—		非平衡型		変更なし		
吹 出 圧 力		MPa		0.86				
吹 出 量		kg/h/個		2271 以上				
主 要 寸 法	呼 び 径		—		40 A			
	の ど 部 の 径		mm					
	弁 座 口 の 径		mm					
	リ フ ト		mm					
材 料 （ 弁 箱 ）			—		SCPH2			
駆 動 方 法			—		—			
個 数			—		1			
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）		—		E51-F017 原子炉隔離時冷却系			
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m			
	溢水防護上の区画番号		—		—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—					

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用する。

*3：公称値を示す。

以下の設備は、既存の原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

逃がし安全弁

- (7) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，既存の原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉圧力容器から逃がし安全弁分岐点

原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点

原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から逃がし安全弁分岐点

逃がし安全弁分岐点から逃がし安全弁（安全弁機能）分岐点

主蒸気管から逃がし安全弁（操作対象弁）

主蒸気管から逃がし安全弁（自動減圧機能付）

主蒸気管から逃がし安全弁

逃がし安全弁からクエンチャ

逃がし安全弁（自動減圧機能付）からクエンチャ

逃がし安全弁（操作対象弁）からクエンチャ

クエンチャ

以下の設備は、既存の原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から弁 E51-F063
弁 E51-F063 から弁 E51-F064
弁 E51-F064 から原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点
原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点から弁 E51-F045
弁 E51-F045 から原子炉隔離時冷却系タービン
原子炉隔離時冷却系タービンから原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点
原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点から弁 E51-F068
弁 E51-F068 からサプレッション・チェンバ
原子炉隔離時冷却系ストレーナからサプレッション・チェンバ
サプレッション・チェンバから補給水系配管合流点
補給水系配管合流点から原子炉隔離時冷却系ポンプ
原子炉隔離時冷却系ポンプから原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点から残留熱除去系原子炉注水管合流点
残留熱除去系原子炉注水管合流点から弁 E51-F065
弁 E51-F065 から弁 E51-F066
弁 E51-F066 から原子炉压力容器

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、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）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-2

原子炉格納容器配管貫通部 X-4

原子炉格納容器配管貫通部 X-21

原子炉格納容器配管貫通部 X-33

6.4 低圧注水系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

残留熱除去ポンプ A, B, C

- (4) ろ過装置の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

残留熱除去系ストレーナ A, B, C

- (5) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

E12-F025A, B, C

E12-F088A, B, C

- (7) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

残留熱除去系ストレーナAからサブプレッション・チェンバ
 残留熱除去系ストレーナBからサブプレッション・チェンバ
 残留熱除去系ストレーナCからサブプレッション・チェンバ
 サブプレッション・チェンバから弁 E12-F004A
 サブプレッション・チェンバから弁 E12-F004B
 サブプレッション・チェンバから弁 E12-F004C
 弁 E12-F004A から残留熱除去系ポンプA吸込管合流点
 弁 E12-F004B から残留熱除去系ポンプB吸込管合流点
 弁 E12-F004C から残留熱除去系ポンプC吸込管合流点
 残留熱除去系ポンプA吸込管合流点から残留熱除去系ポンプA
 残留熱除去系ポンプB吸込管合流点から残留熱除去系ポンプB
 残留熱除去系ポンプC吸込管合流点から残留熱除去系ポンプC
 残留熱除去系ポンプAから残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点
 残留熱除去系ポンプBから残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点
 残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器A
 残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器B
 残留熱除去系熱交換器AからA系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点
 残留熱除去系熱交換器BからB系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点
 A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器A出口管合流点
 B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器B出口管合流点
 残留熱除去系熱交換器A出口管合流点からA系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点
 残留熱除去系熱交換器B出口管合流点からB系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点
 A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からA系統ドライウェルスプレイ配管分岐点
 B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からB系統テスト配管分岐点
 B系統テスト配管分岐点からB系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点
 B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点からB系統原子炉停止時冷却系配管分岐点
 B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点からB系統低圧注水系配管分岐点
 A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点からA系統原子炉停止時冷却系配管分岐点
 A系統原子炉停止時冷却系配管分岐点からA系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点
 A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から弁 E12-F042A
 B系統低圧注水系配管分岐点から弁 E12-F042B
 残留熱除去系ポンプCから低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点

低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点から C 系統低圧注水系配管分岐点
C 系統低圧注水系配管分岐点から弁 E12-F042C
残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点
残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点
弁 E12-F042A から弁 E12-F041A
弁 E12-F042B から弁 E12-F041B
弁 E12-F042C から弁 E12-F041C
弁 E12-F041A から原子炉压力容器
弁 E12-F041B から原子炉压力容器
弁 E12-F041C から原子炉压力容器

以下の設備のうち管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（貫通部）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-32

原子炉格納容器配管貫通部 X-35

原子炉格納容器配管貫通部 X-36

原子炉格納容器配管貫通部 X-12A

原子炉格納容器配管貫通部 X-12B

原子炉格納容器配管貫通部 X-12C

6.5 ほう酸水注入系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

ほう酸水注入ポンプ

- (2) 容器の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

ほう酸水貯蔵タンク

- (5) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

・常設

C41-F029A, B

以下の設備は、既存の原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

逃がし安全弁

- (7) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

・常設

タンクよりポンプまで（ポンプ入口管）

ポンプ出口より爆破開放弁（ポンプ出口バイパス管含む）

爆破開放弁より原子炉圧力容器まで

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、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)として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-13

以下の設備は、既存の原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉圧力容器から逃がし安全弁分岐点

原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点

原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から逃がし安全弁分岐点

逃がし安全弁分岐点から逃がし安全弁（安全弁機能）分岐点

主蒸気管から逃がし安全弁（操作対象弁）

主蒸気管から逃がし安全弁（自動減圧機能付）

主蒸気管から逃がし安全弁

逃がし安全弁からクエンチャ

逃がし安全弁（自動減圧機能付）からクエンチャ

逃がし安全弁（操作対象弁）からクエンチャ

クエンチャ

6.6 高压代替注水系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）
- ・常設

			変 更 前	変 更 後	
名 称			—	常設高圧代替注水系ポンプ	
ポ ン プ	種 類	—		ターボ形	
	容 量	m ³ /h/個		136.7 以上	
	揚 程	m		900 以上	
	最 高 使 用 圧 力			MPa	吸込側 0.70 吐出側 10.70
	最 高 使 用 温 度			℃	120
	主 要 寸 法	吸 込 口 径		mm	169.0*
		吐 出 口 径		mm	152.4*
		た て		mm	940*
		横		mm	803.6*
		高 さ		mm	1295*
		ケーシング厚さ(吐出)		mm	(34.0*)
	材 料	ケ ー シ ン グ		—	SCS6 相当
		ケ ー シ ン グ カ バ ー		—	SCS6 相当
	個 数			—	1
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	常設高圧代替注水系ポンプ 高圧代替注水系統
		設 置 床		—	原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m
		溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—
		溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—	—

(続き)

			変 更 前	変 更 後
原動機	種 類	—	—	背圧式蒸気タービン
	出 力	kW/個		
	個 数	—		1
	取 付 箇 所	—		ポンプと同じ

注記 *1:公称値を示す。

- (4) ろ過装置の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の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）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

・常設

高圧炉心スプレイ系ストレーナ

- (5) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

・常設

逃がし安全弁

(7) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
高 圧 代 替 注 水 系	—						高 圧 代 替 注 水 系	タ ー ビ ン 入 口 蒸 気 管	8. 62*3	302*3	114. 3	 (8. 6*1, *4)	STPT410
											114. 3 /— /114. 3	(8. 6*1) /— (8. 6*1)	STPT410
											114. 3 /89. 1	(8. 6*1) (7. 6*1)	STPT410
											89. 1	 (7. 6*1, *4)	STPT410
							高 圧 代 替 注 水 系	タ ー ビ ン 排 気 管	1. 04*3	135*3	216. 3	 (8. 2*1, *4)	STPT410
											355. 6 /— /216. 3	(11. 1*1) /— (8. 2*1)	STPT410
											355. 6	 (11. 1*1, *4)	STPT410
											355. 6 /— /355. 6	(11. 1*1) /— (11. 1*1)	STPT410

(続き)

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	名 称			最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
高 圧 代 替 注 水 系	—						高 圧 代 替 注 水 系	ポ ン プ 吸 込 管	高圧炉心スプレ イ系ポンプ吸込 管分岐点から常 設高圧代替注水 系ポンプ*2	0.70*3	120*3	457.2 /267.4	(14.3*1) (9.3*1)	STPT410
												267.4 /216.3	(9.3*1) (8.2*1)	STPT410
												216.3	(8.2*1, *4)	STPT410
								高 圧 代 替 注 水 系	ポ ン プ 吐 出 管	常設高圧代替注 水系ポンプから 原子炉隔離時冷 却系ポンプ吐出 管合流点*2	10.70*3	120*3	165.2	(14.3*1, *4)
165.2 /— /165.2	(14.3*1) (14.3*1)	STPT410												

注記 *1：公称値を示す。

 *2：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用。

 *3：重大事故等時における使用時の値を示す。

 *4：エルボにあっては，管と同等以上の厚さのものを選定。

以下の設備は、原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉圧力容器から逃がし安全弁分岐点

原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点

原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から逃がし安全弁分岐点

逃がし安全弁分岐点から逃がし安全弁（安全弁機能）分岐点

主蒸気管から逃がし安全弁（操作対象弁）

主蒸気管から逃がし安全弁（自動減圧機能付）

主蒸気管から逃がし安全弁

逃がし安全弁からクエンチャ

逃がし安全弁（自動減圧機能付）からクエンチャ

逃がし安全弁（操作対象弁）からクエンチャ

クエンチャ

以下の設備は、原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から弁 E51-F063

E51-F063 から弁 E51-F064

弁 E51-F064 から原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点

原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点から弁 E51-F068

弁 E51-F068 からサプレッション・チェンバ

原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点から残留熱除去系原子炉注水管合流点

残留熱除去系原子炉注水管合流点から弁 E51-F065

弁 E51-F065 から弁 E51-F066

弁 E51-F066 から原子炉压力容器

以下の設備は，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）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

高圧炉心スプレイ系ストレーナからサブプレッション・チェンバ

サブプレッション・チェンバから高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点

以下の設備のうち管は原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（貫通部）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-2

原子炉格納容器配管貫通部 X-4

原子炉格納容器配管貫通部 X-21

原子炉格納容器配管貫通部 X-31

6.7 低圧代替注水系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程，又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後				
名 称			—	常設低圧代替注水系ポンプ*1				
ポ ン プ	種 類	—		ターボ形				
	容 量*2 m³/h/個			189 以上*3 150 以上*4 80 以上*5 50 以上*6 70 以上*6 180 以上*7 190 以上*8 147 以上*9 (200*10)				
				揚 程*2 m		105.9 以上*3 121.2 以上*4 109.1 以上*5 65.8 以上*6 109.7 以上*6 145.4 以上*7 129.8 以上*8 112.6 以上*9 (200*10)		
						最 高 使 用 圧 力*2 MPa		
						最 高 使 用 温 度*2 ℃		
						主 要 寸 法	吸 込 内 径	mm
							吐 出 内 径	mm
							ケーシング厚さ	mm
							た て	mm
	横	mm						
	材 料	高 さ		mm				
ケ ー シ ン グ		—						
ケ ー シ ン グ カ バ ー		—						
個 数		—		2				

(続き)

				変 更 前	変 更 後
ポンプ	取付箇所	系 統 名 (ライン名)	—	—	常設低圧代替注水系ポンプ 低圧代替注水系
		設 置 床	—		常設低圧代替注水系ポンプ室 EL. -18.50 m
		溢水防護上の 区 画 番 号	—		—
		溢水防護上の 配慮が必要な 高 さ	—		
	原動機	種 類	—		誘導電動機
		出 力	kW/個		190* ¹⁰
		個 数	—		2
		取 付 箇 所	—		ポンプと同じ

- 注記 *1：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（代替格納容器スプレイ冷却系，格納容器下部注水系及び低圧代替注水系）並びに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（代替燃料プール注水系）と兼用する。
- *2：重大事故等時における使用時の値を示す。
- *3：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）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（低圧代替注水系）として使用する場合は値を示す。
- *4：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（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合は値を示す。
- *5：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（格納容器下部注水系）として使用する場合は値を示す。
- *6：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（代替燃料プール注水系）として使用する場合は値を示す。
- *7：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）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（代替格納容器スプレイ冷却系）を同時に使用する場合は値を示す。
- *8：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（代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系）を同時に使用する場合は値を示す。
- *9：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（代替格

納容器スプレイ冷却系)並びに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(代替燃料プール注水系)を同時に使用する場合の値を示す。

*10:公称値を示す。

・可搬型

				変更前	変更後
名 称				—	可搬型代替注水大型ポンプ ^{*1}
ポ ン プ	種 類	—			うず巻形
	容 量 ^{*2}		m ³ /h/個		110 以上 ^{*3} 196 以上 ^{*4, *5} 50 以上 ^{*6} 70 以上 ^{*7, *8} 1338 以上 ^{*9} 130 以上 ^{*10} 80 以上 ^{*11} (1320 ^{*12} , 1380 ^{*13})
	揚 程 ^{*2}		m		130 以上 ^{*3, *10} 59 以上 ^{*4, *6} 53 以上 ^{*4} 106 以上 ^{*7} 140 以上 ^{*8} 125 以上 ^{*9} 121 以上 ^{*11} (140 ^{*12} , 135 ^{*13})
	最 高 使 用 圧 力 ^{*2}		MPa		1.4
	最 高 使 用 温 度 ^{*2}		℃		60
	主 要 寸 法	吸 込 口 径	mm		300 ^{*12}
		吐 出 口 径	mm		250 ^{*12}
		た て	mm		1050 ^{*12}
		横	mm		1280 ^{*12}
		高 さ	mm		525 ^{*12}
		車 両 全 長	mm		11920 ^{*12}
		車 両 全 幅	mm		2490 ^{*12}
		車 両 高 さ	mm		3470 ^{*12}
	材 料	ケ ー シ ン グ	—		ダクタイル鋳鉄

(続き)

			変更前	変更後
ポンプ	個	数	—	3 (予備 2)
	取付箇所	—		保管場所： ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側） EL. 約 23 m ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側） EL. 約 25 m ・可搬型重大事故等対処設備予備機置場 EL. 約 8 m 上記 3 箇所のうち、可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）にそれぞれ 1 台以上、合計 3 台以上保管するとともに、残り 2 台を 3 箇所のうちいずれかに保管する。 取付箇所： ・屋外 EL. 約 8 m SA 用海水ピット付近^{*14} ・屋外 EL. 約 8 m 代替淡水貯槽付近^{*15}
原動機	種	類	—	ディーゼル機関
	出	力		847
	個	数		3 (予備 2)
	取付箇所	—		ポンプと同じ

注記 *1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備），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（代替燃料プール注水系，原子炉建屋放水設備及び代替水源供給設備）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（代替格納容器スプレイ系，格納容器下部注水系，低圧代替注水系，原子炉建屋放水設備及び代替水源供給設備）と兼用する。

*2：重大事故等時における使用時の値を示す。

*3：本系統及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）で使用する場合の値を示す。

*4：本系統，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

(代替燃料プール注水系) 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 (代替格納容器スプレイ冷却系) を同時に実施する場合の値を示す。

- *5: 非常用炉心冷却設備その他の原子炉注水設備 (代替水源供給設備), 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系 (代替水源供給設備) 又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原子炉格納容器安全設備 (代替水源供給設備) として使用する場合の値を示す。
- *6: 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系 (代替燃料プール注水系) における燃料プール注水として使用する場合の値を示す。
- *7: 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系 (代替燃料プール注水系) における常設スプレイヘッダによる燃料プールのスプレイとして使用する場合の値を示す。
- *8: 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系 (代替燃料プール注水系) における可搬型ノズルによる燃料プールのスプレイとして使用する場合の値を示す。
- *9: 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系 (原子炉建屋放水設備) 又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 (原子炉建屋放水設備) として使用する場合の値を示す。
- *10: 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 (代替格納容器スプレイ冷却系) として使用する場合の値を示す。
- *11: 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 (格納容器下部注水系) として使用する場合の値を示す。
- *12: 公称値を示す。
- *13: 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 (原子炉建屋放水設備) 及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他安全設備の原子炉格納容器安全設備 (原子炉建屋放水設備) として使用する場合の公称値を示す。
- *14: 本系統並びに非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (代替水源供給設備), 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 (代替燃料プール注水系, 原子炉建屋放水設備及び代替水源供給設備) 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 (代替格納容器スプレイ系, 格納容器下部注水系, 低压代替注水系, 原子炉建屋放水設備及び代替水源供給設備) として使用する場合を示す。
- *15: 本系統並びに非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (代替水源供給設備), 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 (代替燃料プール注水系及び代替水源供給設備) 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 (代替格納容器スプレイ系, 格納容器下部注水系, 低压代替注水系及び代替水源供給設備) として使用する場合を示す。

			変更前	変 更 後
名 称				可搬型代替注水中型ポンプ* ¹
ポ ン プ	種 類	—		うず巻形
	容 量* ²	m ³ /h/個		110 以上* ³ 196 以上* ⁴ , * ⁵ 50 以上* ⁶ 130 以上* ⁷ 80 以上* ⁸ (210* ⁹)
	揚 程* ²	m		37 以上* ³ , * ⁵ 97 以上* ⁴ 55 以上* ⁶ 80 以上* ⁷ 94 以上* ⁸ (100* ⁹)
	最 高 使 用 圧 力* ²		—	1. 4
	最 高 使 用 温 度* ²			40
	主 要 寸 法	吸 込 口 径	mm	160* ⁹
		吐 出 口 径	mm	160* ⁹
		た て	mm	467* ⁹
		横	mm	213* ⁹
		高 さ	mm	195* ⁹
		車 両 全 長	mm	8260* ⁹
		車 両 全 幅	mm	2490* ⁹
		車 両 高 さ	mm	3430* ⁹
	材 料	ケ ー シ ン グ	—	アルミ青銅合金
	個 数			4 (予備 1)

(続き)

			変更前	変 更 後
ポンプ	取付箇所	—	—	保管場所： ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側） EL. 約 23 m ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側） EL. 約 25 m ・可搬型重大事故等対処設備予備機置場 EL. 約 8 m 上記 3 箇所のうち、可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）にそれぞれ 2 台ずつ保管するとともに、3 箇所のうちいずれかに残り 2 台を保管する。 取付箇所： ・屋外 EL. 約 8 m SA 用海水ピット付近 ・屋外 EL. 約 11 m 西側淡水貯水設備付近
原動機	種類	—	—	ディーゼル機関
	出力	kW/個		147
	個数	—		4（予備 2）
	取付箇所	—		ポンプと同じ

注記 *1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備），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（代替燃料プール注水系及び代替水源供給設備）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（代替格納容器スプレイ系，格納容器下部注水系及び代替水源供給設備）と兼用する。

*2：重大事故等時における使用時の値を示す。

*3：本系統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（低圧代替注水系）として使用する場合の値を示す。

*4：本系統，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（代替燃料プール注水系）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（代替格納容器スプレイ冷却系）を同時に実施する場合の値を示す。

- *5：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備）、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（代替水源供給設備）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（代替水源供給設備）として使用する場合は値を示す。
- *6：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（代替燃料プール注水系）として使用する場合は値を示す。
- *7：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（代替格納容器スプレイ系）として使用する場合は値を示す。
- *8：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（格納容器下部注水系）として使用する場合は値を示す。
- *9：公称値を示す。
- *10：本系統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（代替格納容器スプレイ系）として使用する場合は値を示す。
- *11：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（代替燃料プール注水系）として使用する場合は値を示す。
- *12：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（代替格納容器スプレイ系）として使用する場合は値を示す。

(3) 貯蔵槽の名称、種類、容量、主要寸法、材料、個数及び取付箇所

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	代替淡水貯槽* ¹
種 類	—	—		鉄筋コンクリート貯槽
容 量	m ³ /個	—		4300 以上 (5000* ²)
最 高 使 用 圧 力* ³	MPa	—		静水頭
最 高 使 用 温 度* ³	℃	—		66
主 要 寸 法	内 径	mm		
	高 さ	mm		
材 料	—	—		鉄筋コンクリート
個 数	—	—		1
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		代替淡水貯槽 低圧代替注水系
	設 置 床	—		屋外 EL. -18.50 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備），核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料冷却浄化設備（代替燃料プール注水系及び代替水源供給設備），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（代替格納容器スプレイ冷却系，格納容器下部注水系，低圧代替注水系及び代替水源供給設備）と兼用する。

*2：公称値を示す。

*3：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に使用する場合の記載事項。

- (5) 安全弁及び逃がし弁の名称, 種類, 吹出圧力, 吹出量, 主要寸法, 材料, 駆動方法, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

以下の設備は, 既存の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) 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。

・ 常設

E21-F018

以下の設備は、既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）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。

- ・常設

E12-F025C

(7) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）
・常設

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径* ¹ (mm)	厚 さ* ¹ (mm)	材 料
低 圧 代 替 注 水 系	—					低 圧 代 替 注 水 系	* ² , * ³ , * ⁴ 代替淡水貯槽から 常設低圧代替注水 系ポンプ	静水頭* ⁵	66* ⁵	318.5* ⁶		10.3* ⁶	STPT410* ⁶
										318.5		10.3	STPT410
										／318.5		／10.3	
										／318.5		／10.3	
							318.5		10.3	STPT410			
							／216.3		／8.2				
							216.3* ⁶		8.2* ⁶				
							165.2* ⁶		7.1* ⁶	STPT410* ⁶			
							216.3		8.2	STPT410			
							／165.2		／7.1				
							216.3* ⁶		8.2* ⁶				
							216.3		8.2	STPT410			
							／216.3		／8.2				
							／216.3		／8.2				
							216.3		8.2	STPT410			
／216.3		／8.2											
／—		／—											
267.4		9.3	STPT410										
／216.3		／8.2											
267.4		9.3											
／267.4		／9.3	STPT410										
／267.4		／9.3											
／267.4		／9.3											

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
低 圧 代 替 注 水 系	—						*2, *3, *4 低圧代替注水系配 管合流点から代替 格納容器スプレイ 冷却系配管 B 系分 岐点	3. 14*5	66*5	267. 4*6	9. 3*6	STPT410*6	
										267. 4 ／267. 4 ／216. 3	9. 3 ／9. 3 ／8. 2	STPT410	
							*2, *4 代替格納容器スプ レイ冷却系配管 B 系分岐点から格納 容器下部注水系配 管分岐点	3. 14*5	66*5	267. 4*6	9. 3*6	STPT410*6	
										267. 4 ／216. 3	9. 3 ／8. 2	STPT410	
										216. 3*6	8. 2*6	STPT410*6	
										216. 3 ／216. 3 ／165. 2	8. 2 ／8. 2 ／7. 1	STPT410	
							*2 格納容器下部注水 系配管分岐点から 代替燃料プール注 水系及び低圧代替 注水系配管分岐点	3. 14*5	66*5	216. 3*6	8. 2*6	STPT410*6	
										216. 3 ／216. 3 ／216. 3	8. 2 ／8. 2 ／8. 2	STPT410	
										代替燃料プール注 水系及び低圧代替 注水系配管分岐点 から低圧代替注水 系残留熱除去系配 管 C 系合流点	3. 14*5	66*5	216. 3*6
							216. 3 ／216. 3 ／114. 3	8. 2 ／8. 2 ／6. 0	STPT410				
							114. 3	6. 0	STPT410				
									3. 45*5	148*5	216. 3*6	8. 2*6	STPT410*6

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
低 圧 代 替 注 水 系	—						*2, *3, *4 原子炉建屋西側接続 口から高所接続口合 流点	1.40*5	66*5	216.3	8.2	STPT410	
										267.4 ／216.3	9.3 ／8.2	STPT410	
										267.4	9.3	STPT410	
										267.4 ／267.4 ／—	9.3 ／9.3 ／—	STPT410	
							*2, *3, *4 高所接続口合流点か ら低圧代替注水系配 管合流点		1.40*5	66*5	267.4*6	9.3*6	STPT410*6
											3.14*5	66*5	267.4
							*2, *3, *4 原子炉建屋東側接続 口から低圧代替注水 系低圧炉心スプレイ 系配管分岐点		1.40*5	66*5	216.3*6	8.2*6	STPT410*6
											216.3 ／216.3 ／139.8	8.2 ／8.2 ／6.6	STPT410
											139.8*6	6.6*6	STPT410*6
							低圧代替注水系低 圧炉心スプレイ系 配管分岐点から低 圧代替注水系低圧 炉心スプレイ系配 管合流点		1.40*5	66*5	139.8 ／139.8 ／114.3	6.6 ／6.6 ／6.0	STPT410
											114.3*6	6.0*6	STPT410*6
											139.8*6	6.6*6	STPT410*6
									4.14*5	148*5	216.3 ／139.8	8.2 ／6.6	STPT410
											216.3*7	8.2*7	STPT42*7

注記 *1：公称値を示す。
*2：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（代替燃料プール注水系）と兼用。
*3：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（代替格納容器スプレイ冷却系）と兼用。
*4：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（格納容器下部注水系）と兼用。
*5：重大事故等時における使用時の値を示す。
*6：エルボにあっては、管と同等以上の厚さのものを選定。
*7：本設備は既存の設備である。

以下の設備は、既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）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。

- ・ 常設

低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点から C 系統低圧注水系配管分岐点

C 系統低圧注水系配管分岐点から弁 E12-F042C

弁 E12-F042C から弁 E12-F041C

弁 E12-F041C から原子炉压力容器

以下の設備は、既存の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）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。

- ・ 常設

低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点から弁 E21-F005
弁 E21-F005 から弁 E21-F006
弁 E21-F006 から原子炉圧力容器

以下の設備のうち管は，既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（貫通部）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。

- ・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-8

原子炉格納容器配管貫通部 X-12C

・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	
低 圧 代 替 注 水 系	—							低 圧 代 替 注 水 系	取水用 5m ホース *1	1.4 *2	60 *2	250 A *3	— *4	ポリエステ ル，ポリウ レタン	36 *5 (予備 5)	保管場所： ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側） EL. 23 m ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側） EL. 25 m 上記 2 箇所のうち，どちらかに 12 本及び予備 2 本，もう片側に残りの 24 本及び予備 3 本を保 管する。 取付箇所： ・ EL. 8 m SA 用海水ピット～ EL. 8 m 可搬型代替注水大型ポンプ 又は可搬型代替注水中型ポンプ (12 本 *6) ・ EL. 8 m 代替淡水貯槽～ EL. 8 m 可搬型代替注水大型ポンプ (12 本 *7)
									送水用 5m, 10m, 50m ホース *8	1.4 *2	60 *2	200 A *3	— *4	ポリウレタ ン，ポリエ ステル	144 *9 (予備 12)	保管場所： ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側） EL. 約 23 m ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側） EL. 約 25 m 上記 2 箇所に 1 セット（72 本）及び予備各 2 本をそれぞれ保管する。
									(次頁へ続く)							

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
低 圧 代 替 注 水 系								(前頁からの続き)	(前頁からの続き)						
	—							低 圧 代 替 注 水 系	取付箇所： ・ 屋外 EL. 約 11 m 可搬型代替注水中型ポンプ 又は屋外 EL. 約 8 m 可搬型代替注水大型ポンプ～ 屋外 EL. 約 8 m 原子炉建屋東側接続口 (54 本 ^{*10, *11}) ・ 屋外 EL. 約 11 m 可搬型代替注水中型ポンプ 又は屋外 EL. 約 8 m 可搬型代替注水大型ポンプ～ 屋外 EL. 約 8 m 原子炉建屋西側接続口 (39 本 ^{*10, *12}) ・ 屋外 EL. 約 11 m 可搬型代替注水中型ポンプ 又は屋外 EL. 約 8 m 可搬型代替注水大型ポンプ～ 屋外 EL. 約 11 m 高所東側接続口 (19 本 ^{*10, *13}) ・ 屋外 EL. 約 11 m 可搬型代替注水中型ポンプ 又は屋外 EL. 約 8 m 可搬型代替注水大型ポンプ～ 屋外 EL. 約 11 m 高所西側接続口 (18 本 ^{*10, *14}) ・ 屋外 EL. 約 11 m 可搬型代替注水中型ポンプ, 屋外 EL. 約 8 m 可搬型代替注水大型ポンプ 又は可搬型代替注水中型ポンプ～ 屋外 EL. 約 8 m 代替淡水貯槽 (14 本 ^{*15, *16}) ・ 屋外 EL. 約 8 m 可搬型代替注水大型ポンプ～ 屋外 EL. 約 11 m 西側淡水貯水設備 (18 本 ^{*15, *17}) ・ 屋外 EL. 約 11 m 可搬型代替注水中型ポンプ 又は屋外 EL. 約 8 m 可搬型代替注水大型ポンプ～ 屋外 EL. 約 8 m フィルタ装置接続口 (15 本 ^{*18, *19})						

- 注記
- *1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備）、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（代替燃料プール注水系、原子炉建屋放水設備及び代替水源供給設備）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（代替格納容器スプレイ冷却系、格納容器下部注水系、低圧代替注水系、原子炉建屋放水設備及び代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置及び代替水源供給設備）と兼用する。
 - *2：重大事故等時における使用時の値を示す。
 - *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：本系統並びに非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備）、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（代替燃料プール注水系及び代替水源供給設備）、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（代替格納容器スプレイ冷却系、格納容器下部注水系、低圧代替注水系及び代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置及び代替水源供給設備）として必要な本数 12 本を 2 セット及び予備 4 本に加え、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（原子炉建屋放水設備）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（原子炉建屋放水設備）として必要な本数 12 本及び予備 1 本を合計した本数を示す。
 - *6：最長ルートである「SA 用海水ピットから可搬型代替注水大型ポンプ（SA 用海水ピット付近）」に敷設した場合（5 m：12 本）の本数を示す。
 - *7：最長ルートである「代替淡水貯槽から可搬型代替注水大型ポンプ（代替淡水貯槽付近）」に敷設した場合（5 m：12 本）の本数を示す。
 - *8：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備）、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（代替燃料プール注水系及び代替水源供給設備）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（代替格納容器スプレイ冷却系、格納容器下部注水系、低圧代替注水系及び代替水源供給設備）並びに圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置及び代替水源供給設備）と兼用する。
 - *9：必要本数 72 本（5 m：16 本，10 m：12 本，50 m：44 本）を 2 セット及び予備各 4 本の数量を示す。
 - *10：本系統並びに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（代替燃料プール注水系）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（代替格納容器スプレイ冷却系、格納容器下部注水系及び低圧代替注水系）で使用する場合を示す。
 - *11：最長ルートである「可搬型代替注水大型ポンプ（代替淡水貯水設備付近）から原子炉建屋東側接続口」に敷設した場合（5 m：12 本，10 m：9 本，50 m：33 本）の本数を示す。
 - *12：最長ルートである「可搬型代替注水大型ポンプ（SA 用海水ピット付近）から原子炉建屋西側接続口」に敷設した場合（5 m：12 本，10 m：9 本，50 m：18 本）の本数を示す。
 - *13：最長ルートである「可搬型代替注水大型ポンプ（SA 用海水ピット付近）から高所東側接続口」に敷設した場合（5 m：4 本，10 m：3 本，50 m：12 本）の本数を示す。
 - *14：最長ルートである「可搬型代替注水大型ポンプ（SA 用海水ピット付近）から高所西側接続口」に敷設した場合（5 m：4 本，10 m：3 本，50 m：11 本）の本数を示す。
 - *15：非常用炉心冷却設備その他の原子炉注水設備（代替水源供給設備）、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（代替水源供給設備）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（代替水源供給設備）及び圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）で使用する場合を示す。
 - *16：最長ルートである「可搬型代替注水中型ポンプ（西側淡水貯水設備付近）から代替淡水貯槽」に敷設した場合（5 m：4 本，10 m：3 本，50 m：7 本）の本数を示す。
 - *17：最長ルートである「可搬型代替注水大型ポンプ（SA 用海水ピット付近）から西側淡水貯水設備」に敷設した場合（5 m：4 本，10 m：3 本，50 m：31 本）の本数を示す。
 - *18：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（格納容器圧力逃がし装置）で使用する場合を示す。
 - *19：最長ルートである「可搬型代替注水中型ポンプ（西側淡水貯水設備付近）からフィルタ装置接続口」に敷設した場合（5 m：4 本，10 m：3 本，50 m：8 本）の本数を示す。

6.8 代替循環冷却系

- (4) ろ過装置の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

残留熱除去系ストレーナ A，B

- (5) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，起動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

E12-F025A, B

E12-F088A, B

- (7) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

残留熱除去系ストレーナAからサブプレッション・チェンバ
 残留熱除去系ストレーナBからサブプレッション・チェンバ
 サブプレッション・チェンバから弁 E12-F004A
 サブプレッション・チェンバから弁 E12-F004B
 E15-F004A から残留熱除去系ポンプA吸込管合流点
 E15-F004B から残留熱除去系ポンプB吸込管合流点
 残留熱除去系ポンプA吸込管合流点から残留熱除去系ポンプA
 残留熱除去系ポンプB吸込管合流点から残留熱除去系ポンプB
 残留熱除去系ポンプAから残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点
 残留熱除去系ポンプBから残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点
 残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器A
 残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器B
 残留熱除去系熱交換器AからA系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点
 残留熱除去系熱交換器BからB系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点
 B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点からB系統原子炉停止時冷却系配管分岐点
 B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点からB系統低圧注水系配管分岐点
 A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から弁 E12-F042A
 B系統低圧注水系配管分岐点から弁 E12-F042B
 弁 E12-F042A から弁 E12-F041A
 弁 E12-F042B から弁 E12-F041B
 弁 E12-F041A から原子炉圧力容器
 弁 E12-F041B から原子炉圧力容器

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、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。

- ・ 常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-35

原子炉格納容器配管貫通部 X-32

原子炉格納容器配管貫通部 X-12A

原子炉格納容器配管貫通部 X-12B

6.9 代替水源供給設備

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，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）であり，非常用炉心冷却設備その他の原子炉注水設備（代替水源供給設備）として本工事計画で兼用とする。

- ・可搬型

- 可搬型代替注水大型ポンプ

- 可搬型代替注水中型ポンプ

(3) 貯蔵槽の名称，種類，容量，主要寸法，材料及び個数

以下の設備は，既存の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）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備）として本工事計画で兼用とする。

代替淡水貯槽

西側淡水貯水設備

- (7) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，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）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備）として本工事計画で兼用とする。

・可搬型

取水用 5m ホース

送水用 5m，10m，50m ホース

7 原子炉冷却材補給設備に係る次の事項

7.1 原子炉隔離時冷却系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所

			変 更 前	変 更 後
名 称			原子炉隔離時冷却系 ポンプ	原子炉隔離時冷却系 ポンプ*1
ポ ン プ	種 類	—	ターボ形*2	変更なし
	容 量	m ³ /h/個	142 以上 (142*3)	
	揚 程*4	m	高压時 869 以上 (869*3) 低压時 186 以上 (186*3)	
	最 高 使 用 圧 力	MPa	吸込側 0.86*5 吐出側 10.34*5	
	最 高 使 用 温 度	℃	60*5	変更なし 106*6
	主 要 寸 法	吸 込 口 径	mm	変更なし
		吐 出 口 径	mm	
		ケーシング厚さ	mm	
		た て	mm	
		横	mm	
		高 さ	mm	
	材 料	ケ ー シ ン グ*8	SFVC2A 相当	
		ケーシングカバー	SFVC2A 相当	
	個 数		1	
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	原子炉隔離時冷却系 ポンプ 原子炉隔離時冷却系*5	
		設 置 床	原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m*5	
		溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	RB-B2-10

(続き)

				変 更 前	変 更 後	
ポ ン プ	取 付 箇 所	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ	—	—	破 損	— *10
					想 定	
					地 震	EL. -3.65 m
					消 火 水	以上
原 動 機	種	類	—	衝動螺旋流背圧式蒸気 タービン	変更なし	
	出	力	kW/個	541 *11		
	個	数	—	1		
	取	付 箇 所	—	ポンプと同じ		

- 注記
- * 1：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）と兼用。
 - * 2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「横型多段うず巻型」と記載。
 - * 3：公称値を示す。
 - * 4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全揚程」と記載。
 - * 5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
 - * 6：重大事故時等における使用時の値を示す。
 - * 7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 49 年 11 月 5 日付け 49 資庁第 18033 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-1-2 図 原子炉隔離時冷却系ポンプ組立外形図」による。
 - * 8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。
 - * 9：記載の適正化を行う。既工事計画書には、「胴」としてインナーケーシングの材料 を記載していたが、アウターケーシングの材料を記載。
 - * 10：安全区分の区画分離等により、多重性又は多様性を有する系統は機能喪失しない。
 - * 11：S I 単位に換算したもの。

(4) 主要弁の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所

				変 更 前	変 更 後
名 称				E51-F063* ¹	変更なし
種 類		—	止め弁* ²		
最 高 使 用 圧 力		MPa	8.62* ¹		
最 高 使 用 温 度		℃	302* ¹		
主 要 寸 法	呼 び 径		—	250 A	
	弁 箱 厚 さ		mm		
	弁 ふ た 厚 さ		mm		
材 料	弁 箱 * ³		—	SCPL1	
	弁 ふ た * ³		—	SCPL1* ¹	
	弁 体 * ³		—	SCPL1* ¹	
駆 動 方 法		—	電気作動* ⁴		
個 数		—	1		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	E51-F063 原子炉隔離時冷却系* ¹	
	設 置 床		—	原子炉格納容器 EL. 20.30 m* ¹	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「弁箱」「弁ふた」「弁体」の記載なし。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動式(AC)」と記載。

			変 更 前	変 更 後
名 称			E51-F064 ^{*1}	変更なし
種 類	—		止め弁 ^{*2}	
最 高 使 用 圧 力	MPa		8.62 ^{*1}	
最 高 使 用 温 度	℃		302 ^{*1}	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	250 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ	mm		
材 料	弁 箱 ^{*3}	—	SCPL1	変更なし
	弁 ふ た ^{*3}	—	SCPL1 ^{*1}	
	弁 体 ^{*3}	—	SCPL1 ^{*1}	
駆 動 方 法		—	電気作動 ^{*4}	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E51-F064 原子炉隔離時冷却系 ^{*1}	
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m ^{*1}	
	溢水防護上の区画番号	—	—	RB-3-6
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		EL. 20.70 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「弁箱」「弁ふた」「弁体」と記載なし。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動式」と記載。

			変 更 前	変 更 後
名 称			E51-F065*1	変更なし
種 類	—		逆止め弁*2	
最 高 使 用 圧 力	MPa		8.62*1	
最 高 使 用 温 度	℃		302*1	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	150 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ	mm		
材 料	弁 箱 *3	—	SCS14	
	弁 ふ た *3	—	SUS316*1	
	弁 体 *3	—	SUS316*1	
駆 動 方 法		—	空気作動*5	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E51-F065 原子炉隔離時冷却系*1	
	設 置 床	—	原子炉格建屋原子炉棟 EL. 29.00 m*1	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「逆止弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気作動(テストブル)」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「弁箱」「弁ふた」「弁体」の記載なし。

			変 更 前	変 更 後
名 称			E51-F066* ¹	変更なし
種 類	—		逆止め弁* ²	
最 高 使 用 圧 力	MPa		8.62* ¹	
最 高 使 用 温 度	℃		302* ¹	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	150 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ	mm		
材 料	弁 箱 * ³	—	SCPL1	
	弁 ふ た * ³	—	SB480 相当	
	弁 体 * ³	—	SF440A 相当	
駆 動 方 法		—	窒素作動* ⁴	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E51-F066 原子炉隔離時冷却系* ¹	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 38.80 m* ¹	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ			

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「逆止弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「弁箱」「弁ふた」「弁体」の記載なし。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「窒素作動(テストブル)」と記載。

(5) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料

変 更 前							変 更 後						
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から弁 E51-F063*10	8.62*1	302	267.4	15.1*2,*4	STPT49	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から弁 E51-F063*11	変更なし				
	弁 E51-F063 から弁 E51-F064*12	8.62*1	302	267.4	15.1*2	STS49		弁 E51-F063 から弁 E51-F064*11	変更なし				
					 (15.1*2)	GSTPL 相当 			—*5				
	弁 E51-F064 から原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点*13	8.62*1	302	267.4	15.1*2,*4	STPT49		弁 E51-F064 から原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点*11	変更なし	変更なし	変更なし		
				267.4*6 /267.4*6 / —	15.1*2,*6 /15.1*2,*6 / —	STPT480*6							
				267.4*6	15.1*2,*6	STPT480*6							
				267.4*6 /114.3*6	15.1*2,*6 /8.6*2,*6	STPT49*6							
				114.3	8.6*2,*4	STPT42							
				—							114.3 /114.3 /114.3	8.6*2, /8.6*2, /8.6*2,	STPT410

(続き)

変 更 前							変 更 後							
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	
原 子 炉 隔 離 時 冷 却 系	原子炉隔離時冷却系タービン 入口蒸気管分岐点から弁 E51-F045*13	8.62*1	302	114.3	8.6*4	STPT42	原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点から弁 E51-F045*17	変更なし						
				114.3*6 /－ /114.3*6	8.6*6 /－ /8.6*6	STPT42*6								
	弁 E51-F045 から原子炉隔離時冷却系タービン*13	8.62*1	302	114.3	8.6	STPT42	弁 E51-F045 から原子炉隔離時冷却系タービン*17	変更なし	変更なし	変更なし*4				
								8.62*8	302*8	114.3*7 /114.3*7 /－	8.6*7 /8.6*7 /－	STPT42*7		
	114.3*7 /89.1*7	8.6*7 /7.6*7	STPT42*7											
	タービン排気管	原子炉隔離時冷却系タービンから原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点*14	1.04*1	135	216.3	8.2	STPT42	タービン排気管	原子炉隔離時冷却系タービンから原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点*17	－*9				
										1.04*8	135*8	355.6*7 /－ /216.3*7	11.1*7 /－ /8.2*7	STPT42*7
			変更なし	変更なし	変更なし*4									
			1.04*8	135*8	355.6*7 /355.6*7 /－	11.1*7 /11.1*7 /－	STPT42*7							
		原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点から弁 E51-F068*14			1.04*1	135	－		変更なし	変更なし	355.6 /355.6 /355.6	11.1 /11.1 /11.1	STPT410	
			変更なし											
	弁 E51-F068 からサプレッション・チェンバ*14	1.04*1	135	355.6	11.1	STPT42	弁 E51-F068 からサプレッション・チェンバ*11	変更なし						
1.04*8								135*8	355.6	11.1*15	STPT42			

(続き)

変							更							後						
名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料		
原 子 炉 隔 離 時 冷 却 系	原子炉隔離時冷却系ストレーナからサブプレッション・チェンバ*16			0.310*6	104.5*6			GSTPL 相当 		原 子 炉 隔 離 時 冷 却 系	原子炉隔離時冷却系ストレーナからサブプレッション・チェンバ*17			変更なし 0.493*8	変更なし 106*8	変更なし				
	サブプレッションチェンバから補給水系配管合流点*16			0.86*1	77	216.3	8.2*2,*4	STPT42			サブプレッションチェンバから補給水系配管合流点*17			変更なし	変更なし 106*8	変更なし				
	弁 E51-F010 から補給水系配管合流点*18			0.86*1	77	216.3	8.2*2,*4	STPT42			変更なし									
	補給水系配管合流点から原子炉隔離時冷却系ポンプ*18			0.86*1	77	216.3*6 /216.3*6 /216.3*6	8.2*2,*6 /8.2*2,*6 /8.2*2,*6	STPT42*6			補給水系配管合流点から原子炉隔離時冷却系ポンプ*17			変更なし	変更なし 106*8	変更なし				
						216.3	8.2*2,*4	STPT42												
						216.3*6 /216.3*6 / —	8.2*2,*6 /8.2*2,*6 / —	STPT42*6												
						216.3*6 /165.2*6	8.2*2,*6 /7.1*2,*6	STPT42*6												
	原子炉隔離時冷却系ポンプから原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点*19			10.35*1	77	165.2	14.3*2,*4	STPT42			原子炉隔離時冷却系ポンプから原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点*17			変更なし	変更なし 106*8	165.2 / —*9 /165.2		14.3 / —*9 /14.3	変更なし	
						165.2*6 /165.2*6 /165.2*6	14.3*2,*6 /14.3*2,*6 /14.3*2,*6	STPT42*6												
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点から残留熱除去系原子炉注水管合流点*19			10.35*1	77	—			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点から残留熱除去系原子炉注水管合流点*11			変更なし	変更なし 106*8	165.2 /165.2 /165.2	14.3 /14.3 /14.3	STPT410				
						165.2	14.3*2,*4	STPT42						変更なし						
	残留熱除去系原子炉注水管合流点から弁 E51-F065*19			8.62*1	302	165.2	11.0*2,*4	SUS304TP			変更なし									
						165.2*6 /165.2*6 /165.2*6	11.0*2,*6 /11.0*2,*6 /11.0*2,*6	SUS304TP												
	残留熱除去系原子炉注水管合流点から弁 E51-F065*19			8.62*1	302	165.2	11.0*2,*4	SUS304TP			変更なし									
165.2						11.0*2,*4	SUS304TP													

(続き)

変 更 前						変 更 後							
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料
原子炉隔離時冷却系	弁 E51-F065 から弁 E51-F066*3	8.62*1	302	165.2		SUS304TP	原子炉隔離時冷却系	弁 E51-F065 から弁 E51-F066*11	— *5				
				165.2	14.3*2,*4	GSTPL 相当			変更なし				
	弁 E51-F066 から原子炉压力容器*3	8.62*1	302	165.2	14.3*2,*4	GSTPL 相当		弁 E51-F066 から原子炉压力容器*11	変更なし				

注記 *1：S I 単位に換算したもの。

*2：公称値を示す。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書では「格納容器外側隔離弁より原子炉压力容器頂部まで」と記載。

*4：エルボにあっては、管と同等以上の厚さのものを選定

*5：当該配管については、主配管に該当しないため記載の適正化を行う。

*6：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。

*7：本設備は既存の設備である。

*8：重大事故等時における使用時の値を示す。

*9：当該ラインについては、主配管に該当しないため、記載の適正化を行う。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「主蒸気系より格納容器内側隔離弁まで」と記載。

*11：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、高圧代替注水系）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（原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系）と兼用。

*12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「格納容器内側隔離弁より外側隔離弁まで」と記載。

*13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「格納容器外側隔離弁よりタービンまで」と記載。

*14：記載の適正化を行う。既工事計画書では「タービンよりサブプレッションチェンバーまで」と記載。

*15：STPT42 同等材（STPT410）への取替えを行う。

*16：記載の適正化を行う。既工事計画書では「サブプレッションチェンバよりポンプ吸込管まで」と記載。

*17：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）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（原子炉隔離時冷却系）と兼用。

*18：記載の適正化を行う。既工事計画書では「補給水系よりポンプまで」と記載。

*19：記載の適正化を行う。既工事計画書では「ポンプより格納容器外側隔離弁まで」と記載。

8 原子炉補機冷却設備に係る次の事項

8.1 原子炉補機冷却系

(7) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前*1		変 更 後		
名 称				7-9V18A, B				
種 類		—		非平衡型				
吹 出 圧 力		MPa		0.86				
吹 出 量		kg/h/個		28380 以上				
主 要 寸 法	呼 び 径		—		40 A			
	の ど 部 の 径		mm					
	弁 座 口 の 径		mm					
	リ フ ト		mm					
材 料 (弁 箱)			—		SCPH2			
駆 動 方 法			—		—			
個 数			—		2			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		7-9V18A 原子炉補機 冷却系 A		7-9V18B 原子炉補機 冷却系 B	
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 29.00 m			
	溢水防護上の区画番号		—		—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—					

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

				変 更 前*1		変更後		
名 称				7-9V20				
種 類		—		非平衡型				
吹 出 圧 力		MPa		0.86				
吹 出 量		kg/h/個		11610 以上				
主 要 寸 法	呼 び 径		—		40 A			
	の ど 部 の 径		mm					
	弁 座 口 の 径		mm					
	リ フ ト		mm					
材 料 (弁 箱)			—		SCPH2			
駆 動 方 法			—		—			
個 数			—		1			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		7-9V20 原子炉補機冷却系			
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 29.00 m			
	溢水防護上の区画番号		—		—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—					

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

			変 更 前* ¹		変更後
名 称			7-9V19A, B		変更なし
種 類	—		非平衡型		
吹 出 圧 力	MPa		0.86		
吹 出 量	kg/h/個		11680		
主 要 寸 法	呼 び 径	—	40 A		
	の ど 部 の 径	mm			
	弁 座 口 の 径	mm			
	リ フ ト	mm			
材 料 (弁 箱)		—	SCS13		
駆 動 方 法		—	—		
個 数		—	2		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	7-9V19A 原子炉補機 冷却系 A	7-9V19B 原子炉補機 冷却系 B	
	設 置 床	—	タービン建屋 EL. 8.20 m		
	溢水防護上の区画番号		—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

8.2 残留熱除去系海水系

(3) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前				変 更 後					
名 称			残留熱除去系海水系ポンプ				変更なし					
ポンプ	種 類		—	ターボ形								
	容 量		m³/h/個	885.7 以上 (885.7*¹)								
	揚 程		m	184.4 以上 (184.4*¹)								
	最 高 使 用 圧 力		MPa	3.45								
	最 高 使 用 温 度		℃	38								
	主 要 寸 法	吸 込 口 径		mm	274.5*¹							
		吐 出 口 径		mm	400.0*¹							
		コ ラ ム 外 径		mm	428.0*¹							
		コ ラ ム 厚 さ		mm	(14.0*¹)							
		高 さ		mm	8787*¹							
	材 料	ケ ー シ ン グ		—								
	個 数		—	4								
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	残留熱除去系 海水系ポンプ A 残留熱除去系 海水系 A*²	残留熱除去系 海水系ポンプ B 残留熱除去系 海水系 B*²	残留熱除去系 海水系ポンプ C 残留熱除去系 海水系 A*²	残留熱除去系 海水系ポンプ D 残留熱除去系海 水系 B*²				
設 置 床		—	海水ポンプ室 EL. 0.80 m*³	海水ポンプ室 EL. 0.80 m*³	海水ポンプ室 EL. 0.80 m*³	海水ポンプ室 EL. 0.80 m*³						
溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—				(取水口)	(取水口)	(取水口)	(取水口)		
溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—					—*⁴	—*⁴	—*⁴	—*⁴		
原 動 機	種 類		—	誘導電動機				変更なし				
	出 力		kW/個	900								
	個 数		—	4								
	取 付 箇 所		—	ポンプと同じ*²								

注記 *1：公称値を示す。

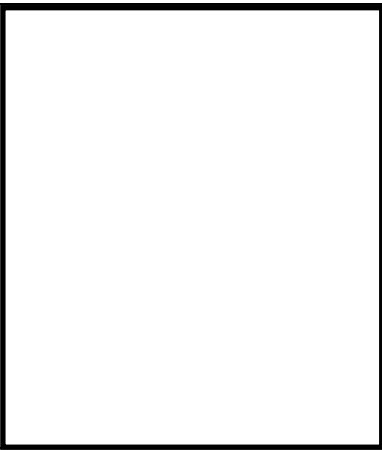
 *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

 *3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，平成 21 年 8 月 24 日付け平成 21・06・19 原第 21 号にて認可された工事計画の添付図面第 3 図「残留熱除去系海水系ポンプの配置を明示した図面」による。

 *4：溢水源がなく溢水による影響がない区画。

- (6) ろ過装置の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変更後
名 称			残留熱除去系海水系ストレーナ		
種 類		—	たて置円筒形* ¹		
容 量		m ³ /h/個	1726 以上* ² (1726) * ³		
最 高 使 用 圧 力		MPa	3.45* ⁴		
最 高 使 用 温 度		℃	38		
主 要 寸 法	胴 内 径		mm		
	胴 板 厚 さ * ⁵		mm		
	カ バ ー 厚 さ * ⁵		mm		
	管台口径（海水入口）		mm		
	管台厚さ（海水入口）		mm		
	管台口径（海水出口）		mm		
	管台厚さ（海水出口）		mm		
	フ ラ ン ジ 厚 さ		mm		
	全 長		mm		
材 料	胴 * ⁶		—	SCS14	
	ボ ン ネ ッ ト * ⁶		—	SCS14	
	カ バ ー * ⁶		—	SCS14	
	フ ラ ン ジ * ⁶		—	SCS14	
個 数		—	2		
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）		—	残留熱除去系 海水系ストレーナ A 残留熱除去系 海水系 A* ²	残留熱除去系 海水系ストレーナ B 残留熱除去系 海水系 B* ²
	設 置 床		—	海水ポンプ室 EL. 0.80 m	
	溢水防護上の区画番号		—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒縦形」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3：公称値を示す。

*4：S I 単位に換算したもの。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「肉厚」と記載。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」「ボンネット」「カバー」及び「胴フランジ」の記載なし。

- (7) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前 ^{*1}		変更後		
名 称				3-12VB001A, B		3-12VB001A, B ^{*2}		
種 類		—		非平衡型		変更なし		
吹 出 圧 力		MPa		3.45				
吹 出 量		kg/h/個		23690				
主要寸法	呼 び 径		—		40 A			
	の ど 部 の 径		mm					
	弁 座 口 の 径		mm					
	リ フ ト		mm					
材 料 （ 弁 箱 ）			—		BC3			
駆 動 方 法			—		—			
個 数			—		2			
取付箇所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）		—		3-12VB001A 残留熱除去系 海水系 A			3-12VB001B 残留熱除去系 海水系 B
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 2.00 m			
	溢水防護上の区画番号		—		—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—					

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：原子炉補機冷却設備（緊急用海水系）と兼用。

*3：公称値を示す。

(9) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

変 更 前						変 更 後							
名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
残 留 熱 除 去 系 海 水 系	*2 残留熱除去系海水系ポンプ A 及び C から残留熱除去系海水ストレーナ A	—						変更なし	3.45*3	38*3	406.4*4 /355.6*4	12.7*1, *4 /11.1*1, *4	STPT410*4
		3.45*5	38	355.6	11.1*1	STPT410*6	変更なし		変更なし	変更なし*7			
						変更なし							
		—							3.45*3	38*3	508.0*4 /355.6*4	12.7*1) *4 11.1*1) *4	SM50B*4
	3.45*5	38	508.0	(12.7*1)	SM50B	変更なし	変更なし		変更なし*7				
	*2, *9, *10 残留熱除去系海水ストレーナ A から A 系統緊急用海水系配管合流点	3.45*5	38	508.0	(12.7*1)	SM50B	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし*7			
				550.0*4, *6 /508.0*4, *6	13.0*1) *4, *6 (12.7*1) *4, *6	変更なし							
				508.0*4, *6	12.7*1, *4, *6	STPT410*4, *6							
				—						3.45*3	38*3	508.0 /508.0 /—	15.1*1 /15.1*1 /—
		3.45*5	38	—			変更なし	変更なし	508.0	12.7*1)	SGV410		
		—						3.45*3	38*3	508.0*11	12.7*1, *11	STPT410*11	
	*2 残留熱除去系海水系ポンプ B 及び D から残留熱除去系海水ストレーナ B	—						変更なし	3.45*3	38*3	406.4*4 /355.6*4	12.7*1, *4 /11.1*1, *4	STPT410*4
		3.45*5	38	355.6	11.1*1	STPT410*6	変更なし		変更なし	変更なし*7			
						変更なし							
		—							3.45*3	38*3	508.0*4 /355.6*4	(12.7*1) *4 (11.1*1) *4	SM50B*4
3.45*5	38	508.0	12.7*1)	SM50B	変更なし	変更なし	変更なし*7						

(続き)

変 更 前							変 更 後							
名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
残 留 熱 除 去 系 海 水 系	*2, *9, *10 残留熱除去系海水ス トレーナ B から B 系 統緊急用海水系配管 合流点	3.45*5	38	508.0	(12.7*1)	SM50B	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし*7				
				550.0*4, *6 /508.0*4, *6	 (12.7*1) *4, *6 / (12.7*1) *4, *6	SM50B*4, *6				変更なし				
				550.0*4, *6	 (12.0*1) *4, *6	SM50B*4, *6				変更なし				
				508.0*4, *6	 (12.7*1) *4, *6	SM50B*4, *6				変更なし				
		—						3.45*3	38*3	508.0 /508.0 /—	15.1*1 /15.1*1 /—	STPT410		
		3.45*5	38	—		508.0							12.7*1)	SGV410
		—											508.0*11	12.7*1, *11
	*10 A 系統緊急用海水系 配管合流点から残留 熱除去系熱交換器 A	—						*12 A 系統緊急用海水系配 管合流点から残留熱除 去系熱交換器 A	3.45*3	38*3	508.0 /508.0 /318.5	12.7*1)	SGV410	
		3.45*5	38	508.0	(12.7*1)	SM50B	12.7*1)					SGV410		
		—										508.0 /457.2		12.7*1) (12.7*1)
	*10 B 系統緊急用海水系 配管合流点から残留 熱除去系熱交換器 B	—						*12 B 系統緊急用海水系配 管合流点から残留熱除 去系熱交換器 B	3.45*3	38*3	508.0 /508.0 /318.5	12.7*1) (12.7*1) 10.3*1)	SGV410	
		3.45*5	38	508.0	12.7*1)	SM50B	12.7*1)					SGV410		
		—										508.0*11		12.7*1, *11
—						508.0 /457.2	12.7*1) 12.7*1)	SGV410						

(続き)

変 更 前						変 更 後							
名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
残 留 熱 除 去 系 海 水 系	*13, *14 残留熱除去系熱交換器 A から A 系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	—					*12 残留熱除去系熱交換器 A から A 系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	3.45*3	84*3	508.0*4 /457.2*4	12.7*1) *4 12.7*1) *4	SM50B*4	
		3.45*5	66	508.0	(12.7*1)	SM50B		変更なし	変更なし (84) *3	変更なし*7			
		—						3.45*3	84*3	508.0*4 /355.6*4	12.7*1) *4 12.7*1) *4	SM50B*4	
		—								508.0*4 /355.6*4	12.7*1, *4 /9.5*1, *4	STPT410*4	
		3.45	66	508.0	(12.7*1)	SM50B		変更なし	変更なし (84) *3	変更なし*7			
				508.0	(20.6*1)	STPT410				変更なし			
		—						3.45*3	84*3	508.0*4, *11	20.6*1, *4, *11	STPT410*4, *11	
		0.70	66	508.0	20.6*1)	STPT410		変更なし	変更なし (84) *3	変更なし			
	—					0.70*3	84*3	508.0*4, *11	20.6*1, *4, *11	STPT410*4, *11			
	*13, *14 残留熱除去系熱交換器 B から B 系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	—					*12 残留熱除去系熱交換器 B から B 系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	3.45*3	84*3	508.0*4 /457.2*4	12.7*1) *4 12.7*1) *4	SM50B*4	
		3.45*5	66	508.0	(12.7*1)	SM50B		変更なし	変更なし (84) *3	変更なし*7			
		—						3.45*3	84*3	508.0*4 /355.6*4	12.7*1) *4 12.7*1) *4	SM50B*4	
		—								508.0*4 /355.6*4	12.7*1, *4 /9.5*1, *4	STPT410*4	
		3.45	66	508.0	12.7*1)	SM50B		変更なし	変更なし (84) *3	変更なし*7			
		—						3.45*3	84*3	508.0*4, *11	12.7*1, *4, *11	STPT410*4, *11	
		3.45	66	508.0	(20.6*1)	STPT410		変更なし	変更なし (84) *3	変更なし			
		—						3.45*3	84*3	508.0*4, *11	20.6*1, *4, *11	STPT410*4, *11	
	—	0.70	66	508.0	(20.6*1)	STPT410	変更なし	変更なし (84) *3	変更なし				
—					0.70*3	84*3	508.0*4, *11	20.6*1, *4, *11	STPT410*4, *11				

(続き)

変 更 前						変 更 後							
名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
残 留 熱 除 去 系 海 水 系	*13, *14, *16 A 系統代替燃料プー ル冷却系緊急用海水 配管合流点から A 系 統非常用放出配管分 岐点	—						*12 A 系統代替燃料プー ル冷却系緊急用海水配管 合流点から A 系統非常 用放出配管分岐点	0.98*3	84*3	508.0 /508.0 /216.3	12.7*1) 12.7*1) (8.2*1)	SGV410
		0.70	66	—			変更なし (0.98) *3		変更なし (84) *3	508.0	(12.7*1)	SGV410	
		—							0.98*3	84*3	508.0*11	12.7*1, *11	STPT410*11
		0.70	66	508.0	(20.6*1)	STPT410	変更なし (0.98) *3		変更なし (84) *3	変更なし			
		—							0.98*3	84*3	508.0*4, *11	20.6*1, *4, *11	STPT410*4, *11
							508.0*4 /— /508.0*4	20.6*1, *4 /— /20.6*1, *4			STPT410*4		
	*14, *17 A 系統非常用放出配 管分岐点から弁 7- 12V82A	0.70	66	508.0	(20.6*1)	STPT410	変更なし						
	*14, *17 7-12V82A から放水 路	0.70	66	508.0	15.1*1)	SB410	変更なし						
	*13, *14, *16 B 系統代替燃料プー ル冷却系緊急用海水 配管合流点から B 系 統非常用放出配管分 岐点	—						*12 B 系統代替燃料プー ル冷却系緊急用海水配 管合流点から B 系統 非常用放出配管分岐 点	0.98*3	84*3	508.0 /508.0 /216.3	12.7*1) 12.7*1) (8.2*1)	SGV410
		0.70	66	—			変更なし (0.98) *3		変更なし (84) *3	508.0	12.7*1)	SGV410	
—						0.98*3	84*3		508.0*11	12.7*1, *11	STPT410*11		
0.70		66	508.0	(20.6*1)	STPT410	変更なし (0.98) *3	変更なし (84) *3		変更なし				
—						0.98*3	84*3		508.0*4, *11	20.6*1, *4, *11	STPT410*4, *11		
								508.0*4 /— /508.0*4	20.6*1, *4 /— /20.6*1, *4	STPT410*4			

(続き)

変 更 前							変 更 後						
名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
残 留 熱 除 去 系 海 水 系	*14, *17 B 系統非常用放出配 管分岐点から弁 7- 12V82B	0.70	66	508.0	(20.6*1)	STPT410	変更なし						
	*14, *17 7-12V82B から放水 路	0.70	66	508.0	(15.1)	SB410	変更なし						
	*16 A 系統非常用放出配 管分岐点から A 系統 放水先	0.70	66	508.0	(20.6*1)	STPT410	*12 A 系統非常用放出配 管分岐点から A 系統 放水先	変更なし (0.98) *3	変更なし (84) *3	変更なし			
		—						0.98*3	84*3	508.0*4, *11	20.6*1, *4, *11	STPT410*4, *11	
		0.70	66	508.0	15.1*1)	SB410		変更なし (0.98) *3	変更なし (84) *3	変更なし			
		—						0.98*3	84*3	508.0*4, *11	15.1*1, *4, *11	SB410*4, *11	
	*16 B 系統非常用放出配 管分岐点から B 系統 放水先	0.70	66	508.0	20.6*1)	STPT410	*12 B 系統非常用放出配 管分岐点から B 系統 放水先	変更なし (0.98) *3	変更なし (84) *3	変更なし			
		—						0.98*3	84*3	508.0*4, *11	20.6*1, *4, *11	STPT410*4, *11	
		0.70	66	508.0	15.1*1)	SB410		変更なし (0.98) *3	変更なし (84) *3	変更なし			
		—						0.98*3	84*3	508.0*4, *11	15.1*1, *4, *11	SB410*4, *11	

注記 *1 : 公称値を示す。

 *2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系海水系ポンプより取水建屋出口まで」と記載。

 *3 : 重大事故等時における使用時の値を示す。

 *4 : 本設備は既設の設備である。

 *5 : S I 単位に換算したもの。

 *6 : 既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

 *7 : エルボにあっては、管と同等以上の厚さのものを選定。

 *8 : 既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 50 年 6 月 5 日付け 50 資庁第 4488 号にて認可された工事計画書の添付書類Ⅲ-1-2-1「残留熱除去系海水系配管の規格計算書」による。

 *9 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「取水建屋より原子炉建屋まで（二重管部分）」と記載。

 *10 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉建屋より熱交換器まで」と記載。

 *11 : エルボを示す。

 *12 : 原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（緊急用海水系）と兼用。

 *13 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器より熱交換器出口減圧弁まで」と記載。

- ＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器出口減圧弁より放水路まで（放出配管）」と記載。
- ＊15：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，平成 21 年 4 月 15 日付け平成 21・03・03 原第 16 号にて認可された工事計画書の添付書類Ⅳ-2-2-1「残留熱除去系海水系配管の強度計算書」による。
- ＊16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「放出配管分岐点より放出先まで（非常用放出配管）」と記載。
- ＊17：本設備は記載の適正化のみを行うものであり，手続き対象外である。

8.3 緊急用海水系

(3) ポンプの名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変更前	変 更 後	
名 称					緊急用海水ポンプ	
ポンプ	種 類		—	—	ターボ形	
	容 量 ^{*1}		m³/h/個		844 以上 (844 ^{*2})	
	揚 程 ^{*1}		m		130 以上 (130 ^{*2})	
	最 高 使 用 圧 力 ^{*1}		MPa		2.45	
	最 高 使 用 温 度 ^{*1}		℃		38	
	主 要 寸 法	吸 込 内 径			mm	260 ^{*2}
		吐 出 内 径			mm	350 ^{*2}
		コ ラ ム 外 径			mm	378 ^{*2}
		コ ラ ム 厚 さ			mm	(14.0 ^{*2})
		高 さ			mm	8570 ^{*2}
	材 料	ケ ー シ ン グ			—	
	個 数		—		2	
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)			—	緊急用海水ポンプ 緊急用海水系
		設 置 床			—	屋外 EL. 0.80 m
溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—			
溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—				
原 動 機	種 類		—	誘導電動機		
	出 力		kW/個	510 ^{*2}		
	個 数		—	2		
	取 付 箇 所		—	ポンプと同じ		

注記 *1：重大事故等時における使用時の値を示す。

*2：公称値を示す。

- (7) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の原子炉補機冷却設備（残留熱除去系海水系）であり，原子炉補機冷却設備（緊急用海水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

3-12VB001A, B

- (9) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，既存の原子炉補機冷却設備（残留熱除去系海水系）であり，原子炉補機冷却設備（緊急用海水系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

A系統緊急用海水系配管合流点から残留熱除去系熱交換器A

B系統緊急用海水系配管合流点から残留熱除去系熱交換器B

残留熱除去系熱交換器AからA系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点

残留熱除去系熱交換器BからB系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点

A系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点からA系統非常用放出配管分岐点

B系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点からB系統非常用放出配管分岐点

A系統非常用放出配管分岐点からA系統放水先

B系統非常用放出配管分岐点からB系統放水先

9 原子炉冷却材浄化設備に係る次の事項

9.1 原子炉冷却材浄化系

(4) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所

				変 更 前 ^{*1}	変更後
名 称				G33-62A, B	変更なし
種 類	—			非平衡型	
吹 出 圧 力	MPa			9.80	
吹 出 量	kg/h/個			6130 以上	
主 要 寸 法	呼 び 径	—		20 A	
	の ど 部 の 径	mm			
	弁 座 口 の 径	mm			
	リ フ ト	mm			
材 料 (弁 箱)		—		SCS14	
駆 動 方 法		—		—	
個 数		—		2	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		G33-62A 原子炉冷却材 浄化系	
				G33-62B 原子炉冷却材 浄化系	
	設 置 床	—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 38.80 m	
	溢水防護上の区画番号	—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

				変 更 前*1		変更後		
名 称				CUW-VLV-B001 SHELL-SV				
種 類		—		平衡型				
吹 出 圧 力		MPa		9.80				
吹 出 量		kg/h/個		15950				
主要寸法	呼 び 径		—		25 A			
	の ど 部 の 径		mm					
	弁 座 口 の 径		mm					
	リ フ ト		mm					
材 料 (弁 箱)			—		SCS16			
駆 動 方 法			—		—			
個 数			—		1			
取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		CUW-VLV-B001 SHELL-SV 原子炉冷却材浄化系			
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 29.00 m			
	溢水防護上の区画番号		—		—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—					

注記 *1: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2: 公称値を示す。

		変 更 前 ^{*1}	変 更 後
名 称		CUW-VLV-B002 TUBE-SV	変更なし
種 類	—	平衡型	
吹 出 圧 力	MPa	9.80	
吹 出 量	kg/h/個	8060	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	25 A
	の ど 部 の 径	mm	
	弁 座 口 の 径	mm	
	リ フ ト	mm	
材 料 (弁 箱)		—	SCS16
駆 動 方 法		—	—
個 数		—	1
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	CUW-VLV-B002 TUBE-SV 原子炉冷却材浄化系
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 29.00 m
	溢水防護上の区画番号	—	—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：公称値を示す。

(5) 主要弁の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所

			変 更 前	変 更 後
名 称			G33-F001* ¹	変更なし
種 類	—		止め弁* ²	
最 高 使 用 圧 力	MPa		8.62* ¹	
最 高 使 用 温 度	℃		302* ¹	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	150 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ	mm		
材 料	弁 箱 * ⁴	—	SCS14	
	弁 ふ た * ⁴	—	SCS14* ¹	
	弁 体 * ⁴	—	SCS14* ¹	
駆 動 方 法		—	電気作動* ³	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	G33-F001 原子炉冷却材浄化系* ¹	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 14.00 m* ¹	
	溢水防護上の区画番号		—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動式(AC)」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「弁箱」「弁ふた」「弁体」の記載なし。

			変 更 前	変 更 後
名 称			G33-F004 ^{*1}	変更なし
種 類	—	止め弁 ^{*2}		
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62 ^{*1}		
最 高 使 用 温 度	℃	302 ^{*1}		
主 要 寸 法	呼 び 径	—	150 A	
	弁 箱 厚 さ	mm		
	弁 ふ た 厚 さ	mm		
材 料	弁 箱	—	SCS16A	
	弁 ふ た	—	SCS16A	
	弁 体 ^{*3}	—	SCS16A ^{*1}	
駆 動 方 法		—	電気作動 ^{*4}	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	G33-F004 原子炉冷却材浄化系 ^{*1}	
	設 置 床	—	原子炉建屋 EL. 14.00 m ^{*1}	
	溢水防護上の区画番号		—	RB-2-10
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—	EL. 15.54 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切弁」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「弁体」の記載なし。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「電動式(AC)」と記載。

(6) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料

変		更					変		更		後				
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
原 子 炉 冷 却 材 浄 化 系	原子炉再循環系及び原子炉圧力容器底部ドレンから弁 G33-F001*3	8.62*1	302	114.3	8.6*2	SUS316TP	原 子 炉 冷 却 材 浄 化 系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし				
				114.3 /114.3 /114.3	8.6*2, /8.6*2 /8.6*2	SUS316TP					114.3 /―*5 /114.3	8.6 /―*5 /8.6	変更なし		
				変更なし											
				―*5											
				変更なし											
				―*5											
				変更なし											
				―*5											
				変更なし											
				―*5											
				変更なし											
				―*5											
				変更なし											
				76.3 /76.3 /76.3							9.5 /9.5 /9.5	STPT49	76.3 /76.3 /―*5	9.5 /9.5 /―*5	変更なし
				76.3							9.5	SUS304TP	変更なし		

(続き)

変							更						後																			
名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名		称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料															
原 子 炉 冷 却 材 浄 化 系	弁 G33-F001 から弁 G33-F004 *3		8.62*1		302		165.2		11.0*2, *6		SUS316TP		変更なし																			
	弁 G33-F004 から循環ポンプ 入口*3		8.62*1		302		165.2		11.0*2		STPT42							変更なし														
							165.2 /165.2 /114.3		11.0*2 /11.0*2 /8.6*2		STPT42		変更なし																			
							114.3		8.6*2		STPT42												変更なし									
							165.2 /114.3		11.0*2 /8.6*2		STPT42																	変更なし				
							114.3		13.5*2		SUS304*10																					
							再生熱交換器出口か ら弁 G33-F040*4		9.80*1		302		165.2		11.0		SUS316TP						変更なし									
	165.2*7		11.0*7		STPT480*7																											
	165.2		11.0		STPT49																											
	165.2		11.0		STPT49																											
	267.4*7 /165.2*7		15.1*7 /11.0*7		STPT49*7																											
	267.4*7 /267.4*7 /—		15.1*7 /15.1*7 /—		STPA23*7																											
	267.4*7		15.1*7		STPA23*7																											
	165.2*7 /165.2*7 /114.3*7		11.0*7 /11.0*7 /8.6*7		STPT49*7																											
	165.2*7 /114.3*7		11.0*7 /8.6*7		STPT49*7																											
	114.3		8.6*6		STPT49																											
	114.3		11.1		STPT49																											

- 注記
- ＊ 1：S I 単位に換算したもの。

＊ 2：公称値を示す。

＊ 3：記載の適正化を行う。既工事計画には「原子炉再循環系及び原子炉压力容器底部ドレンより循環ポンプ入口」と記載。

＊ 4：記載の適正化を行う。既工事計画には「再生熱交換器出口より給水系まで」と記載。

＊ 5：当該ラインについては，主配管に該当しないため，記載の適正化を行う。

＊ 6：エルボについては取り合う配管と同等以上の厚さである。

＊ 7：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。

＊ 8：差込み継手の差込み部内径を示す。

＊ 9：差込み継手の最小厚さを示す。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SUS304TP」と記載。記載内容は設計図書による。

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，規格基準及び適用規格
(1) 基本設計方針

変 更 前	変 更 後
用語の定義の定義は「実用発電用原子炉及びその付属設備の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。 それ以外の用語については以下に定義する。 1. 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」（解釈を含む）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。）	用語の定義の定義は「実用発電用原子炉及びその付属設備の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。 それ以外の用語については以下に定義する。 1. 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」（解釈を含む）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。） 2. 設計基準対象施設のうち，安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。） 3. 安全施設のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。） 4. 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租隻が特に大きい施設を耐震重要施設とする。（以下「耐震重要施設」という。）
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。）については，その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（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。 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。 耐震重要施設以外の設計基準対象施設の建物・構築物及びその他の土木構造物については，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。 耐震重要施設は，地震発生に伴う地殻変動によって生じる可能性のある支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う周辺地盤の変状により，その安全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。 耐震重要施設は，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。	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。）は，その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（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若しくは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については，基準地震動S_s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。 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。 耐震重要施設以外の設計基準対象施設の建物・構築物及びその他の土木構造物については，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が設置される重大事故等対処施設については，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。 耐震重要施設及び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可能性のある支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う周辺地盤の変状により，その安全機能又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。），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。 耐震重要施設及び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。

変 更 前	変 更 後
設計基準対象施設の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界について、Ｓクラスの建物・構築物及びＳクラスの機器・配管系系及び土木構造物の基礎地盤について、弾性設計用地震動S_d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接地圧に対して、安全上適切と認められる規格及び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。 また、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接地圧が、安全上適切と認められる規格及び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。 屋外重要土木構造物が設置された建物・構築物の基礎地盤については、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接地圧が、安全上適切と認められる規格及び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。 Ｂ、Ｃクラスの建物・構築物及びその他の土木構造物、機器・配管系及び土木構造物の地盤については、弾性設計用地震動S_d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接地圧に対して、安全上適切と認められる規格及び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。 なお、建物・構築物とは、建物、構築物及び土木構造物の総称とする。 1.2 急傾斜地の崩壊の防止 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。	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については、基準地震動S_sによる地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、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場所に設置する。 設計基準対象施設の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界について、Ｓクラスの建物・構築物及びＳクラスの機器・配管系（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）の基礎地盤及び重大事故等対処施設の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界について、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の建物・構築物、機器・配管系及び土木構造物の基礎地盤については、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接地圧に対して、安全上適切と認められる規格及び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。 また、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接地圧が、安全上適切と認められる規格及び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。 屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止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・構築物の基礎地盤については、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接地圧が、安全上適切と認められる規格及び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。 Ｂ、Ｃクラスの建物・構築物及びその他の土木構造物の地盤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が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物、機器・配管系及び土木構造物の地盤については、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接地圧に対して、安全上適切と認められる規格及び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。 なお、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。 また、屋外重要土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、若しく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。 1.2 急傾斜地の崩壊の防止 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。
2. 自然現象 2.1 地震による損傷の防止 2.1.1 耐震設計 (1) 耐震設計の基本方針 耐震設計は、以下の項目に従って行う。 a. 地震により生ず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もの（以下「耐震重要施設」という。）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恐れがある地震（以下「基準地震動S_s」という。）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ように設計する。	2. 自然現象 2.1 地震による損傷の防止 2.1.1 耐震設計 (1) 耐震設計の基本方針 耐震設計は、以下の項目に従って行う。 a. 地震により生ず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もの（以下「耐震重要施設」という。）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ように設計する。

変 更 前	変 更 後
b. 設計基準対象施設は、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。）に応じて、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス及び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。 c. 建物・構築物については、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。 d. Sクラスの施設（f.に記載のもののうち、津波防護機能を有する設備（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施設（以下「津波監視設備」という。）を除く。）は、基準地震動による地震力にたいしてその安全機能が保持できるように設計する。 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概ね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。	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（特定重大事故等対処施設を除く。）については、基準地震動S_sによる地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故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。 b. 設計基準対象施設は、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。）に応じて、耐震重要度分類を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ように設計する。 重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用す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ことを目的として、設備分類に応じて耐震設計を行う。 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。）については、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ように設計する。 c. 建物・構築物については、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。 d. Sクラスの施設（f.に記載のもののうち、津波防護機能を有する設備（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施設（以下「津波監視設備」という。）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ように設計する。 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留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、発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。 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。)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ように設計する。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ように設計し、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留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、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。

変 更 前	変 更 後
e. Sクラスの施設（f.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。）については、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。 f. 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・構築物は、基準地震動S_sによる地震力に対して、構造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ように設計する。 g. 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留まる範囲で耐えられるように設計する。 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し、Sクラス施設と同様に許容限界の範囲に留まることを確認する。 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留まる範囲で耐えられるように設計する。	なお、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（特定重大事故等対処施設を除く。）と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。）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。 e. Sクラスの施設（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。 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。なお、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用し、影響が考えられる施設、設備については許容限界の範囲内に留まることを確認する。 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に適用する動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。なお、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用し、影響が考えられる施設及び設備については許容限界の範囲内に留まることを確認する。 f. 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ように設計する。 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ように設計する。 重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、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・構築物は、基準地震動S_sによる地震力に対して、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ように設計する。 g. 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留まる範囲で耐えられるように設計する。 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し、Sクラス施設と同様に許容限界の範囲に留まることを確認する。 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留まる範囲で耐えられるように設計する。 h. 耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。 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、Bクラス及びCクラスの施設、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

変 更 前	変 更 後
(2) 耐震重要度分類 a. 耐震重要度分類 設計基準対象施設の耐震重要度分類を以下のとおり分類する。 (a) Sクラスの施設 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。 - 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、その外部拡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 (b) Bクラスの施設 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クラスの施設と比べて小さい施設であり、次の施設を含む。 - 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1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。）	される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備並びに常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、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設計する。 i. 緊急時対策所の耐震設計 緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「(6)緊急時対策所建屋」に示す。 (2) 耐震重要度分類 a. 設計基準対象施設の耐震設計上の重要度分類 設計基準対象施設の耐震重要度を、次のように分類する。 (a) Sクラスの施設 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。 - 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 (b) Bクラスの施設 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。 - 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1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）

変 更 前	変 更 後
・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度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 (c) Cクラスの施設 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。 上記に基づくクラス別施設を第2.1.1表に示す。 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設備に適用する地震動についても併記する。 (3) 地震力の算定方法 設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。 a. 静的地震力 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。	・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 (c) Cクラスの施設 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。 上記に基づくクラス別施設を第2.1.1表に示す。 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。 b. 重大事故等対処施設の設備分類 重大事故等対処施設について、当該施設及び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、以下の区分に分類する。 (a) 常設重大事故防止設備 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（重大事故防止設備）のうち、常設のもの。 イ. 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（耐震Sクラス施設）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。 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 常設重大事故防止設備であって、イ以外のもの (b) 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（重大事故緩和設備）であって常設のもの。 (c) 可搬型重大事故等対処設備 重大事故等対処設備であって可搬型のもの。 重大事故等対処施設のうち、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。 (3) 地震力の算定方法 設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。 a. 静的地震力 静的地震力は、Sクラス（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が設置される重大事故等対処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C

変 更 前	変 更 後
(a) 建物・構築物 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、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。 Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0 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・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。 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に乘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。 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・構築物の振動特性及び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。 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。 (b) 機器・配管系 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。 なお、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。 上記(a)及び(b)の標準せん断力係数C_o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。 b. 動的地震力 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こととし、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入力として、動的解析により水平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。なお、構造特性から水平2方向及び鉛直方向の地震力の影響が考えられる施設、設備については、水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せに対して、許容限界の範囲内に留まることを確認する。 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。 屋外重要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。	i及び震度に基づき算定する。 (a) 建物・構築物 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、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。 Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0 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。 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に乘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。 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。 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。 (b) 機器・配管系 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。 なお、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。 上記(a)及び(b)の標準せん断力係数C_o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。 b. 動的地震力 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及び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に適用することとし、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入力として、動的解析により水平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。なお、構造特性から水平2方向及び鉛直方向の地震力の影響が考えられる施設、設備については、水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せに対して、許容限界の範囲内に留まることを確認する。 Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるもの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。 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

変 更 前	変 更 後
(a) 入力地震動 原子炉建屋設置位置付近は、地盤調査の結果、新第三紀の砂質泥岩からなる久米層が分布し、EL. -370 m 以深ではS波速度が 0.7 km/s 以上であることが確認されている。したがって、EL. -370 m の位置を解放基盤表面として設定する。 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・構築物の地盤条件を適切に考慮したうえで、必要に応じ 2 次元 FEM 解析又は 1 次元波動論により、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にも留意し、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。 (b) 地震応答解析 イ. 動的解析法 (イ) 建物・構築物 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及び適用限界等を考慮のうえ、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、時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、時刻歴応答解析法による。 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	波監視設備が設置された建物・構築物、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。 重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の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の地震応答解析、加振試験等を実施する。 基準地震動 S_s は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定し、年超過確率は、10^{-4} から 10^{-6} 程度である。 また、弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s との応答スペクトルの比率が目安として 0.5 を下回らないよう基準地震動 S_s に係数 0.5 を乗じて設定する。ここで、係数 0.5 は工学的判断として、原子炉施設の安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率が 0.5 程度であるという知見を踏まえ、さらに「原子炉設置変更許可申請書（平成 11 年 3 月 10 日許可/平成 09・09・18 資第 5 号）」の「添付書類六 変更後に係る原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書 3.2.6.3 基準地震動」における基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮した値とする。また、建物・構築物及び機器・配管系ともに 0.5 を採用することで、弾性設計用地震動 S_d に対する設計に一貫性をとる。なお、弾性設計用地震動 S_d の年超過確率は、10^{-3} から 10^{-5} 程度である。 (a) 入力地震動 原子炉建屋設置位置付近は、地盤調査の結果、新第三紀の砂質泥岩からなる久米層が分布し、EL. -370 m 以深ではS波速度が 0.7 km/s 以上であることが確認されている。したがって、EL. -370 m の位置を解放基盤表面として設定する。 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・構築物の地盤条件を適切に考慮したうえで、必要に応じ 2 次元 FEM 解析又は 1 次元波動論により、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にも留意し、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設定する。 (b) 地震応答解析 イ. 動的解析法 (イ) 建物・構築物 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うえ、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、時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、線形解析に適用可能な周波数応答解析法による。 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

変 更 前	変 更 後
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。 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は，基礎版の平面形状，基礎底面及び側面の地盤の状況及び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。	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。 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，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。 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歪レベルを考慮して定める。 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。 また，Sクラスの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。 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ばらつきによる変動幅を適切に考慮する。また，必要に応じて建物・構築物及び機器・配管系の設計用地震力に及ぼす影響を検討する。 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。 屋外重要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，非線形解析のいずれかにて行う。 なお，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。
(ロ) 機器・配管系 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及び適用限界等を考慮のうえ，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・基準又は実験等の結果に基づき設定する。 機器の解析に当たっては，形状，構造特性等を考慮して，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。 配管系については，適切なモデルを作成し，設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法等により応答を求める。 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時刻歴応答解析法を用いる等，解析対象と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・構築物の剛性及び地盤物性等の不確かさへの配慮をしつつ現象，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。 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。 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	(ロ) 機器・配管系 動的解析による地震力の算定にあたっては，地震応答解析手法の適用性，適用限界等を考慮のうえ，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実験等の結果に基づき設定する。 機器の解析にあたっては，形状，構造特性等を考慮して，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。 配管系については，適切なモデルを作成し，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。 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・構築物の剛性及び地盤物性のばらつき等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。 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。 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

変 更 前	変 更 後
用させて地震力を算定する。 c. 設計用減衰定数 応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。 なお、建物・構築物の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により、その妥当性を検討する。 (4) 荷重の組合せと許容限界 設計基準対象施設の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。 a. 耐震設計上考慮する状態 地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。 (a) 建物・構築物 設計基準対象施設については以下のイ～ハの状態を考慮する。 イ. 運転時の状態 発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常 of 自然条件下におかれている状態。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。 ロ. 設計基準事故時の状態 発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態。 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、積雪等）。 (b) 機器・配管系 設計基準対象施設については以下のイ～ニの状態を考慮する。 イ. 通常運転時の状態 原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機及び燃料取替等が計画的又は頻繁に行われた場合であっても運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。 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も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ず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。 ハ. 設計基準事故時の状態	用させて地震力を算定する。 c. 設計用減衰定数 応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。 なお、建物・構築物の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、必要に応じて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。 また、地盤と屋外重要土木建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、地中建造物としての特徴、同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。 (4) 荷重の組合せと許容限界 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。 a. 耐震設計上考慮する状態 地震以外に設計上考慮する状態を次に示す。 (a) 建物・構築物 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。 イ. 運転時の状態 発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常 of 自然条件下におかれている状態。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。 ロ. 設計基準事故時の状態 発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態。 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（積雪、風等）。 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の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。 (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。 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、燃料取替え等が計画的又は頻繁に行われた場合であっても運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。 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。 ハ. 設計基準事故時の状態

変 更 前	変 更 後
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か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。 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，積雪等）。 b. 荷重の種類 (a) 建物・構築物 設計基準対象施設については以下のイ～ニの荷重とする。 イ. 発電用原子炉の置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，水压及び通常的气象条件による荷重。 ロ. 運転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，積雪荷重等。 ただし，運転時及び設計基準事故時の荷重には，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。 (b) 機器・配管系 設計基準対象施設については，以下のイ～ニの荷重とする。 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，積雪荷重等。 c. 荷重の組合せ 地震力と他の組み合わせる荷重については，以下のとおり設定する。 (a) 建物・構築物（(c)に記載のものを除く。） イ. 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。 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と地震力とを組み合わせる。	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か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。 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（積雪, 風等）。 ホ. 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の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。 b. 荷重の種類 (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。 イ. 発電用原子炉の置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，水压及び通常的气象条件による荷重 ロ. 運転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，積雪荷重等 ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重 ただし，運転時の状態及び設計基準事故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。 (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。 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，積雪荷重等 ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重 c. 荷重の組合せ 地震力と他の荷重との組合せは次による。 (a) 建物・構築物（(c)に記載のものを除く。） 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。 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と地震力とを組み合わせる。

変 更 前	変 更 後
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。	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。 ハ. 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。重大事故等が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で設定する。 ニ. 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、工学的及び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。 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、その状態からさら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。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。 ホ. Bクラス及びC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動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。 (b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。） イ. Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重と地震力とを組み合わせる。 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。
ホ. Bクラス及びC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。 (b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。） イ. Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重と地震力とを組み合わせる。 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。	ホ. Bクラス及びC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動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。 (b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。） 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の機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重と地震力とを組み合わせる。 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。 ハ. 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。重大事故等が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で設定する。

変 更 前	変 更 後
へ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で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。	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。 ホ. 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、工学的及び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。 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。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、その状態からさら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。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、その状態からさら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。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。 へ. Bクラス及びC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。 (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 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。 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。 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。 (d) 荷重の組合せ上の留意事項 イ. Sクラス施設に作用する地震力のうち動的地震力及び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に作用する地震力のうち動的地震力につ

変 更 前	変 更 後
d. 許容限界 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又は試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。 (a) 建物・構築物（(c)に記載のものを除く。） イ. Sクラスの建物・構築物 (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み合わせに対する許容限界については、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。 ただし、1次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における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。 (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、終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする。 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、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。 ロ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物（へ、トに記載のものを除く。） 上記イ(イ)による許容応力度を許容限界とする。 ハ. 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物（へ、トに記載のものを除く。） 上記イ(ロ)を適用するほか、耐震クラスの異なる施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して、その支持機能が損なわれないものとする。 なお、当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が損なわれないことを確認する際の地震	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。 ロ. ある荷重の組合せ状態での評価が明らかに厳しいことが判明している場合には、その他の荷重の組合せ状態での評価は行わないことがある。 ハ. 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしもそれぞれの応力のピーク値を重ねなくてもよいものとする。 ニ. 上位の耐震重要度分類の施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を確認する場合においては、支持される施設の耐震重要度分類に応じた地震力と常時作用している荷重、運転時の状態で施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。 ホ. 地震と組み合わせる自然条件として、風及び積雪を考慮し、風荷重及び積雪荷重については、施設の設置場所、構造等を考慮して、地震荷重と組み合わせる。 d. 許容限界 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又は試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。 (a) 建物・構築物（(c)に記載のものを除く。） 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の建物・構築物（ホに記載のものを除く。） (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については、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。 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。 (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持たせることとする。 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、その変形又は歪が著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。 ロ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物（ホ及びへに記載のものを除く。）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。） 上記イ(イ)による許容応力度を許容限界とする。 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・構築物を支持する建物・構築物（ホ及びへに記載のものを除く。） 上記イ(ロ)を適用するほか、耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物が、変形等に対してその支持機能を損なわれないものとする。 なお、当該施設を支持する建物・構築物の支持機能を損なわれないことを確認する際の地震動

変 更 前	変 更 後
動は、支持される施設に適用される地震動とする。 ニ. 建物・構築物の保有水平耐力（へ，トに記載のものを除く。） 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に応じた安全余裕を有していることを確認する。 ホ. 屋外重要土木構造物 （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。 （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、曲げ耐力、限界層間変形角又は圧縮緑コンクリート限界ひずみに対して妥当な安全余裕を持たせることとし、構造部材のせん断については、せん断耐力に対して、妥当な安全余裕を持たせることを基本とする。ただし、構造部材の曲げ、せん断に対する上記の許容限界に代わり、許容応力度を適用することで、安全余裕を考慮する場合もある。 なお、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。 へ. その他の土木構造物 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を許容限界とする。 (b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。） イ. Sクラスの機器・配管系 （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 応答が全体的におおむね弾性状態に留まることとする。 （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 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留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。 また、地震時又は地震後に動的機能が要求される機器等については、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。 ロ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系 応答が全体的におおむね弾性状態に留まることとする。	は、支持される施設に適用される地震動とする。 ニ. 建物・構築物の保有水平耐力（ホ及びへに記載のものを除く。） 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に応じた安全余裕を有していることを確認する。 ここでは、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。 ホ. 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の土木構造物 （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。 （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、限界層間変形角及び終局曲率又は許容応力度、構造部材のせん断についてはせん断耐力又は許容せん断応力度を許容限界とする。 なお、限界層間変形角、終局曲率及びせん断耐力に対しては妥当な安全余裕を持たせた許容限界とし、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。 へ. 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を許容限界とする。 (b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。） 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の機器・配管系 （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 応答が全体的におおむね弾性状態に留まることとする。 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, 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。 （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 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留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。 また、地震時又は地震後に動的機能が要求される機器等については、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。 ロ. Bクラス及びC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機器・配管系 応答が全体的におおむね弾性状態に留まることとする。

変 更 前	変 更 後
ハ. チャンネル・ボックス 地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の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ることがないことを確認する。	ハ. チャンネル・ボックス 地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の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ることがないことを確認する。 (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 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）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）が保持できることを確認する。 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）が保持できることを確認する。 (5) 設計における留意事項 耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設（以下「下位クラス施設」という。）の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。 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。 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については、「耐震重要施設」を「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」に、「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替える。 波及的影響の評価に当たっては、以下a～dをもとに、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、耐震重要施設の安全機能への影響がないことを確認する。 なお、原子力発電所の地震被害情報をもとに、以下a～d以外に検討すべき事項がないかを確認し、新たな検討事項が抽出された場合には、その観点を追加する。 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 (a) 不等沈下 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り耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。 (b) 相対変位 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。 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 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、耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。 c. 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 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、転倒及び落下等により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。 d. 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

変 更 前	変 更 後
	(a) 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、転倒及び落下等により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。 (b) 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、耐震重要施設の周辺斜面が崩壊しないことを確認する。 設計基準対象施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。 建物・構築物は、原則として剛構造とし、重要な建物・構築物は、地震力に対し十分な支持性能を有する地盤に支持させる。剛構造としない建物・構築物は、剛構造と同等又はそれを上回る耐震安全性を確保する。 機器・配管系は、応答性状を適切に評価し、適用する地震力に対して構造強度を有する設計とする。 配置に自由度のあるものは、耐震上の観点からできる限り重心位置を低くし、かつ、安定性のよい据付け状態になるよう配置する。 また、建物・構築物の建屋間相対変位を考慮しても、建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性を確保する設計とする。 下位クラス施設は原則、耐震重要施設に対して離隔をとり配置する若しくは基準地震動S_sに対し構造強度を保つようにし、耐震重要施設の安全機能を損なわない設計とする。 (6) 緊急時対策所建屋 緊急時対策所建屋については、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ように設計する。 緊急時対策所建屋については耐震構造とし、遮蔽性能を担保する。また、緊急時対策所内の居住性を確保するため、緊急時対策所建屋の換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保できるよう、基準地震動S_sによる地震力に対し、過度な破損・変形等が生じない設計とする。 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、「(3)地震力の算定方法」及び「(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。 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。 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洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、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そ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も、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。 なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

変 更 前	変 更 後
	上記に加え、重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、当該重要安全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により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力について、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせる。 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、安全施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は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。）に対して安全機能を損なわない設計とする。 発電所敷地又はその周辺で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（故意によるものを除く。）として、想定される近隣の産業施設の火災・爆発については、離隔距離の確保等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。 また、想定される発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災及び航空機墜落による火災については、離隔距離の確保若しくは航空機が墜落し、その火災による損傷を考慮して、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又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全施設の安全機能を損なわない設計とする。 発電所敷地又はその周辺において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、「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14・7・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき評価した結果、約8.5×10^{-8}回/炉・年であり、防護設計の可否を判断する基準である10^{-7}回/炉・年を超えないため、飛来物（航空機落下）による防護について設計上考慮する必要はない。また、ダムの崩壊については、立地的要因により考慮する必要はない。 なお、定期的に航空路を含めた航空機落下確率評価に用いる最新データ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る。 ここで、想定される自然現象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機能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む。）への措置を含める。 重大事故等対処設備は、共通要因としては、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、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。 自然現象については、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の事象を考慮する。 自然現象による荷重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による組合せを考慮する。 外部人為事象については、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、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考慮する。 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。 建屋等及び地中の配管トレンチについては、外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。 サポート系の故障については、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮する。

変 更 前	変 更 後
	重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることを考慮する。 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に対して防護措置として設置する施設は、耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備の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。 2.3.1 外部からの衝撃による防護すべき施設 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、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及びクラス2及びクラス3に属する構築物、系統とする。 その上で、上記構築物、系統及び機器の中から、発電用原子炉施設を停止する又は停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するために必要な異常の発生防止の機能又は異常の影響緩和の機能を有する構築物、系統及び機器として安全重要度分類のクラス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、系統及び機器に加え、それらを内包する建屋を外部事象から防護する対象とし、機械的強度を有すること等により安全機能を損なわない設計とする。 また、上記に含まれない構築物、系統及び機器は、損傷した場合であっても、代替手段があること等により安全機能は損なわれない設計とする。 2.3.2 設計基準事故及び重大事故等時に生じる応力の組合せ 科学的技術的知見を踏まえ、当該重要安全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により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力について、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせる。 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による影響、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。 屋外の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並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備のそれぞれから100 m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。 2.3.3 設計方針 防護対象施設は、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。 (1) 自然現象 a. 竜巻 防護対象施設は、竜巻に対する防護設計を行うため、設計竜巻の最大風速を100 m/sとし、設計荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物が防護対象施設に衝突する際の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに防護対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重及びその他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組み合わせたものとして設定し、安全機能を損

変 更 前	変 更 後
	なわない設計とする。 また、防護対象施設は、設計荷重による波及的影響によって、安全機能を損なわない設計とする。 防護対象施設は、安全機能を損なわないようにするため、防護対象施設に影響を及ぼす飛来物の発生防止対策を実施するとともに、作用する設計荷重に対する防護対象施設及び防護対象施設を内包する区画の構造健全性の確保若しくは飛来物による損傷を考慮して、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又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。 (a) 影響評価における荷重の設定 飛来物の発生防止対策として、飛来物となる可能性のあるもののうち、敷地内の資機材、車両等については、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設定する設計飛来物（長さ4.2 m×幅0.3 m×高さ0.2 m、重量135 kg、飛来時の水平速度51 m/s、飛来時の鉛直速度34 m/s）より大きなものに対し、固縛、固定又は防護すべき施設からの離隔を実施し、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運用とする。 敷地近傍の他事業所等から、設計飛来物（鋼製材）の運動エネルギー又は貫通力を上回る飛来物が想定される場合は、当該飛来物の衝撃荷重を考慮した設計荷重に対し、当該飛来物が衝突し得る防護対象施設及び防護対象施設を内包する区画の構造健全性の確保若しくは当該飛来物による損傷を考慮して、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又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。又は当該飛来物が防護対象施設及び防護対象施設を内包する区画に到達しないよう管理することで、防護対象施設の機能に影響を及ぼすことのない運用とする。 (b) 竜巻に対する影響評価及び竜巻防護対策 防護対象施設のうち屋外施設及び防護対象施設を内包する区画は、設計荷重に対して、要求される防護対象施設の安全機能が維持される設計とし、必要に応じて防護ネット等の竜巻飛来物防護対策設備の設置又は運用により、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 防護対象施設のうち、屋内の施設で外気と繋がっている施設は、設計荷重に対して、要求される防護対象施設の安全機能が維持される設計とし、必要に応じて防護ネット等の竜巻飛来物防護対策設備の設置により、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 外殻となる施設等に内包される防護対象施設のうち、外殻となる施設等が設計竜巻の影響により健全性が確保されず、貫通又は裏面剥離が発生し、防護機能が期待できない防護対象施設は、施設の補強、竜巻飛来物防護対策設備の設置又は運用により、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る評価対象施設については、設計荷重による影響を受ける場合においても、防護対象施設の安全機能を損なわないよう、設備又は運用により、防護対象施設へ波及的影響を及ぼさない設計とする。 竜巻随伴事象を考慮する施設は、過去の竜巻被害事例及び発電所の施設の配置から想定される竜巻随伴事象として、火災、溢水及び外部電源喪失を抽出し、竜巻随伴事象が発生する場合においても、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

変 更 前	変 更 後
	b. 火山の影響 安全施設のうち、安全重要度分類のクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器機能を喪失することで上位クラスの安全機能に影響を及ぼす可能性のある屋外設備は、降下火砕物による直接的影響及び間接的影響のそれぞれに対し、安全機能を損なわない設計とする。 (a) 防護設計における降下火砕物の特性の設定 設計に用いる降下設計に用いる降下火砕物は、設置（変更）許可を受けた層厚 50 cm、粒径 8.0 mm 以下、密度 0.3 g/cm³（乾燥状態）～1.5 g/cm³（湿潤状態）と設定する。 (b) 降下火砕物に対する防護措置 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。 イ. 直接的影響に対する設計方針 (イ) 構築物への荷重 評価対象施設に作用する荷重として、自重等の常時作用する荷重、内圧等の運転時荷重を適切に組み合わせ、構築物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とする。 また、評価対象施設のうち設計基準事故時荷重が生じる屋外設備としては、海水ポンプ（残留熱除去系海水系、ディーゼル発電機海水系）が考えられるが、設計基準事故時においても、通常運転時の系統内圧力及び温度と変わらず、機械的荷重が変化することはないため、設計基準事故時荷重と降下火砕物との組合せは考慮しない。降下火砕物と組合せを考慮すべき火山以外の自然現象は、荷重の影響において風（台風）及び積雪であり、降下火砕物による荷重と適切に組み合わせ、安全機能を損なわない設計とする。 (ロ) 閉塞 水循環系は、降下火砕物を含む海水が流路の狭隘部等を閉塞しない設計とする。 換気系、電気系及び計装制御系は、降下火砕物が侵入しにくい設計とし、降下火砕物を含む空気が機器の狭隘部や換気系の流路を閉塞しない設計とする。 (ハ) 磨耗 水循環は、降下火砕物を含む海水が流路に接触することによる内部における摩耗に対して、摩耗しにくい設計とする。 換気系、電気系及び計測制御系は、降下火砕物を含む空気が動的機器の摺動部に侵入することによる摩耗に対して、摩耗しにくい設計とする。 (ニ) 腐食 構築物は、降下火砕物に付着した腐食性ガスにより建屋及び屋外設備の外面を腐食させる化学的影響（腐食）に対して、短期での腐食が発生しない設計とする。 水循環系は、海水に溶出した腐食性成分により海水管等を腐食させる化学的影響（腐食）に対して、短期での腐食が発生しない設計とする。 換気系、電気系及び計装制御系は、降下火砕物を含む空気の流路等を腐食させる化学的影響（腐食）に対して、短期での腐食が発生しない設計とする。 (ホ) 発電所周辺の大気汚染 中央制御室換気系は、降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して降下火砕物の除

変 更 前	変 更 後
	去や換気空調設備外気取入口のバグフィルタの取替え若しくは清掃又は換気空調設備の停止若しくは再循環運転の実施により降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気を遮断できる設計とする。 電気系及び計装制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計装制御設備（安全保護系）の設置場所の換気空調設備は降下火砕物が侵入しにくい設計とする。 （へ） 絶縁低下 電気系及び計装制御系絶縁部は、湿った降下火砕物により導電性を生じさせることによる絶縁低下防止する設計とする。 ロ． 間接的影響に対する設計方針 降下火砕物による間接的影響である 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、発電所の安全性を維持するために必要となる電源の供給が継続できることにより安全機能を損なわない設計とする。 c. 外部火災 想定される外部火災において、最も厳しい火災が発生した場合においても、防火帯の設置、離隔距離の確保、建屋による防護、代替手段等によって、安全機能を損なわない設計とする。 (a) 森林火災に対する設計方針 森林火災については、過去10年間の気象条件を調査し、発電所から直線距離で10 kmの間に発火点を設定し、森林火災シミュレーション（F A R S I T E）を用いて影響評価を実施し、森林火災の延焼を防ぐための手段として防火帯を設け、火災が防火帯外縁に到達するまでの時間、防護対象施設への熱影響及び危険距離を評価し、必要な防火帯幅、防護対象施設との離隔距離を確保すること等により、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 防火対幅については、延焼防止を目的として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（6,278 kW/m）から算出し、設置（変更）許可を受けた防火帯幅（約23 m）を敷地内に設ける設計とする。 (b) 防護対象施設への熱影響 外部火災では火災源として森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災、航空機墜落による火災を想定し、火災源からの防護対象設備への熱影響を評価する。 原子炉建屋、タービン建屋及び使用済燃料乾式貯蔵建屋及び海水ポンプ室については、最大の火炎輻射強度（444 kW/m²）に基づき算出する表面温度（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火炎の輻射に対して最も厳しい箇所）を、火災時における短期温度上昇を考慮した場合のコンクリート圧縮強度が維持される保守的な許容温度である200℃以下とする又は防火帯の外縁（火炎側）からの離隔距離を最大の火炎輻射強度に基づき算出する危険距離以上確保することにより、当該建屋内の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。 排気筒については、最大の輻射強度（0.07 kW/m²）に基づき算出する排気筒表面の温度を、鋼材の強度が維持される許容温度325℃以下とする又は防火帯の外縁（火炎側）からの離隔距離を最大の火炎輻射強度に基づき算出する危険距離以上確保することにより、安全機能を損なわない設計とする。

変 更 前	変 更 後
	ディーゼル発電機機関吸気系フィルタについては、最大の輻射強度（0.07 kW/m²）に基づき算出するディーゼル発電機機関吸気系フィルタ内への流入空気の温度を、ディーゼル発電機機関の性能維持に必要な許容温度53℃以下とする又は防火帯の外縁（火炎側）からの離隔距離を最大の火炎輻射強度に基づき算出する危険距離以上確保することにより、安全機能を損なわない設計とする。 (c) 発電所敷地外の火災源に対する設計方針 想定される近隣の産業施設の火災・爆発については、離隔距離の確保等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。 なお、発電所敷地外10 km以内の範囲において、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナートはないため、爆発による安全施設への影響については考慮する必要はない。 発電所敷地外10 km以内の危険物貯蔵施設の火災による直接的な影響を受ける防護対象施設への影響評価を実施し、離隔距離の確保、建屋による防護により、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 隔離距離は原子炉建屋、タービン建屋、使用済燃料乾式貯蔵建屋及び海水ポンプ室については41 m以上、排気筒については10 m以上、ディーゼル発電機機関吸気系フィルタについては23 m以上確保することにより、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 発電所敷地外10 km以内の高圧ガス貯蔵施設のガス爆発による爆風圧の影響に対し、高圧ガス貯蔵施設からの隔離距離を373 m以上確保することにより、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 また、高圧ガス貯蔵施設のガス爆発による飛来物の影響に対しては高圧ガス貯蔵施設からの隔離距離を1,406 m以上確保することにより、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 発電所敷地外10 km以内の燃料輸送車両の火災による直接的な影響を受ける防護対象施設への影響評価を実施し、離隔距離の確保、建屋による防護により、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 燃料輸送車両の火災による輻射の影響に対する隔離距離は、原子炉建屋、タービン建屋、使用済燃料乾式貯蔵建屋及び海水ポンプ室については10 m以上、排気筒については9 m以上、ディーゼル発電機機関吸気系フィルタについては17 m以上確保することにより、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 燃料輸送車両のガス爆発による爆風圧の影響に対しての隔離距離を88 m以上、燃料輸送車両のガス爆発による飛来物の影響に対しての隔離距離を435 m以上確保することにより、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 漂流船舶（発電所から約1,500 mの位置で稼働中の日立LNG基地の高圧ガス貯蔵施設に入港する燃料輸送船及び発電所港湾内に定期的に入港する船舶）の火災・爆発による直接的な影響を受ける防護対象施設への影響評価を実施し、離隔距離の確保、建屋による防護により、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 想定される漂流船舶の火災による輻射の影響に対する隔離距離を、原子炉建屋、タービン建屋、使用済燃料乾式貯蔵建屋及び海水ポンプ室については165 m及び54 m以上、排気筒については87 m

変 更 前	変 更 後
	及び29 m以上、ディーゼル発電機機関吸気系フィルタについては128 m及び42 m以上確保することにより、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 発電所周辺の海域を航行する燃料輸送船（日立L N G基地に実際に入港するL N G輸送船、L P G輸送船及び内航船）の爆発による直接的な影響を受ける評価対象施設への影響評価を実施し、離隔距離をL N G輸送船335 m以上、L P G輸送船340 m以上、内航船165 m以上確保することにより、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 (d) 発電所敷地内の火災源に対する設計方針 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、離隔距離の確保若しくは航空機が墜落し、その火災による損傷を考慮して、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又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全施設の安全機能を損なわない設計とする。 また、屋外施設への影響については、屋外施設の温度を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。 イ. 航空機落下火災に対する設計方針 航空機墜落による火災について直接的な影響を受ける、防護対象施設への影響評価を実施し、離隔距離の確保及び建屋による防護により、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 また、航空機墜落による火災と発電所敷地内の危険物貯蔵施設等による火災の重畳を考慮する設計とする。 また、屋外施設への影響については、航空機墜落火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとして算出する屋外施設の表面温度を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。 航空機墜落による火災と危険物貯蔵施設等の重畳火災が発生した場合を想定し、火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとして算出する屋外施設の表面温度を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。 発電所敷地内に設置する水素貯槽のガス爆発を想定し、直接的な影響を受ける防護対象施設への影響評価を実施し、離隔距離を7 m以上確保することにより、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 (e) 二次的影響（ばい煙）に対する設計方針 外気を取り込む中央制御室換気系、電気室換気系、原子炉建屋換気系及びディーゼル発電機室換気系については、フィルタを設置することにより、粒径2 μ m以上のばい煙粒子が侵入しにくい設計とし、また安全保護系の集積回路（I C）をモールド（樹脂）で保護することにより、2 μ m以下の粒子のばい煙の侵入を阻止する設計とすることで、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 なお、外気取入ダンパが設置されており再循環運転が可能である中央制御室の換気空調設備については、外気取入ダンパを閉止し、再循環運転を行うことで評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 中央制御室換気系、電気室換気系、原子炉建屋換気系及びディーゼル発電機室換気系以外の換

変 更 前	変 更 後
	気空調設備については、空調ファンを停止し、外気取入れを遮断することで評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 ディーゼル発電機機関の吸気系統に付属するフィルタを設置し、粒径5 μm以上のばい煙粒子が侵入しにくい設計とすることでディーゼル発電機の安全機能を損なわない設計とする。 海水ポンプ電動機，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ電動機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ電動機については、ばい煙が電動機内部に侵入することはなく、また、ばい煙粒子の粒径は、空気冷却器冷却管の内径に比べて十分に小さく、閉塞を防止することにより、電動機の安全機能を損なわない設計とする。 (f) 有毒ガス 有毒ガスの発生については、中央制御室換気系における外気取入遮断時の室内に滞在する人員の環境劣化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施することにより、居住空間へ影響を及ぼさない設計とする。 d. 風（台風） 安全施設は、設計基準風速による風荷重に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは風（台風）による損傷を考慮して、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で、その安全機能を損なわない設計とする。 e. 凍結 安全施設は、凍結に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは低温による凍結を考慮して、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で、その安全機能を損なわない設計とする。 f. 降水 安全施設は、設計基準降水量による浸水及び荷重に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは降水による損傷を考慮して、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で、その安全機能を損なわない設計とする。 g. 積雪 安全施設は、設計基準積雪深による荷重及び閉塞に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは積雪による損傷を考慮して、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で、その安全機能を損なわない設計とする。 h. 落雷 安全施設は、設計基準電流値による雷サージに対し、安全機能を損なわない設計とすること若しくは雷サージによる損傷を考慮して、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で、その安全機能を損なわない設計とする。

変 更 前	変 更 後
	i. 地滑り 土砂災害危険箇所図（茨城県土木部河川課発行）及び地すべり地形分布図（独立行政法人防災科学技術研究所発行）によると、発電所の敷地及びその近傍には地滑りを起こすような地形は存在しないことから、地滑りにより安全機能を損なわない。 j. 生物学的事象 安全施設は、生物学的事象として海生生物の襲来及び小動物の侵入に対し、その安全機能を損なわない設計とする。 海生生物の襲来に対しては、クラゲ等を含む塵芥による残留熱除去系海水系等への影響を防止するため、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。 小動物の侵入に対しては、屋内設備は建屋止水処置により、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより、安全施設の生物学的事象に対する健全性の確保若しくは生物学的事象による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保する設計とする。 安全上支障のない期間で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で、その安全機能を損なわない設計とする。 k. 高潮 安全施設は、高潮の影響を受けない敷地高さ（T.P. +3.3 m）以上に設置することで、安全機能を損なわない設計とする。 (2) 外部人為事象 a. 船舶の衝突 安全施設は、航路を通行する船舶の衝突に対し、航路からの離隔距離を確保することにより、安全施設の船舶の衝突に対する健全性の確保若しくは船舶の衝突による損傷を考慮して、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で、その安全機能を損なわない設計とする。 b. 電磁的障害 安全施設は、電磁的障害による擾乱に対し、制御盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により、安全施設の電磁的障害に対する健全性の確保若しくは電磁的障害による損傷を考慮して、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で、その安全機能を損なわない設計とする。 c. 航空機の墜落 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。
3. 火災 3.1 火災による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の火災による損傷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	3. 火災 3.1 火災による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の火災による損傷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

変 更 前	変 更 後
基づく設計とする。	基づく設計とする。
4. 溢水等 —	4. 溢水等 4.1 溢水等による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の溢水等による損傷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。
5. 設備に対する要求 5.1 安全設備，設計基準対象施設 5.1.1 通常運転時の一般要求 (1) 設計基準対象施設の機能 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。 (2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置 通常運転時において，放射性物質を含む流体が漏えいすることを許容しているポンプの軸封部及び原子炉冷却材バウンダリを構成する弁のグランド部は，系統外に漏えいさせることなく液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。 5.1.2 多様性，位置的分散等 (1) 多重性又は多様性及び独立性 重要施設は，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。	5. 設備に対する要求 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 5.1.1 通常運転時の一般要求 (1) 設計基準対象施設の機能 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。 (2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置 設計基準対象施設は，通常運転時において，発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損等によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において，当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。 5.1.2 多様性，位置的分散等 (1) 多重性又は多様性及び独立性 重要施設は，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。 建屋等及び地中の配管トレンチについては，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。 サポート系の故障については，系統又は機器に供給される電力，空気，油，冷却水を考慮する。 a. 常設重大事故等対処設備 常設重大事故防止設備は，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に，可能な限り多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること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，重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他のチャンネルの計器を除く。）による推定を重要監視パラメータと異なる物理量（水位，注水量等）又は測定原理とすることで，重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは，重要監視パラメータと可能な限り位置的分

変 更 前	変 更 後
	散を図る設計とする。 環境条件に対しては，重大事故等時の温度，放射線，荷重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」に記載する。 風（台風）及び竜巻のうち風荷重，凍結，降水，積雪及び火山の影響並びに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。 地震に対して常設重大事故防止設備は，「1. 地盤等」に基づく地盤上に設置するとともに，地震，津波及び火災に対しては，「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。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並びに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。）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。 風（台風），竜巻，落雷，生物学的事象，森林火災，爆発，近隣工場等の火災及び有毒ガスに対しては，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能を損なわないように，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。 落雷に対して常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置は，避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。 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の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。 高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備は除く。）は，高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。 飛来物（航空機落下等）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。 なお，自然現象のうち洪水及び地滑りについては，立地的要因により設計上考慮する必要はない。また，外部人為事象のうちダムの崩壊については，立地的要因により設計上考慮する必要はない。 常設重大事故緩和設備についても，可能な限り上記を考慮して多様性を有し，位置的分散を図る設計とする。 サポート系の故障に対して，常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか，駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応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。 b. 可搬型重大事故等対処設備

変 更 前	変 更 後
	可搬型重大事故防止装置は、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れるおそれがないように、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じた設計とする。 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による影響、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。 環境条件に対しては、重大事故等時の温度、放射線、荷重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」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。 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」に基づく地盤上に設置された建屋内に保管する。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、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響を受けない複数の保管場所に分散して保管する設計とする。 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。にて考慮された設計とする。 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。 溢水に対して可搬型重大事故等対処設備は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に保管する。 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、複数個所に分散して保管する。 風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋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。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型重大事故等対処設備は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。 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。 飛来物（航空機落下等）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。 屋外に保管する可搬型重大事故防止設備は、原子炉建屋から 100 m 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防止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

変 更 前	変 更 後
	設重大事故防止設備から 100 m 以上の離隔距離を確保した上で複数個所に分散して保管する設計とする。 なお、自然現象のうち洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。また、外部人為事象のうちダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。 サポート系の故障に対しては、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は、別の手段による対応が可能な設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。 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 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。 環境条件に対しては、重大事故等時の温度、放射線、荷重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、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、屋外に設置する場合は、接続口から建屋等又は地中の配管トレンチまでの経路が十分な離隔距離を確保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」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに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。 地震に対して接続口を屋内又は建屋面に設置する場合は、「1. 地盤等」に基づく地盤上の建屋等において、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する設計とする。 屋外に設置する場合は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置するとともに、接続口から建屋等又は地中の配管トレンチまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。 地震、津波及び火災に対しては、「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。 溢水に対しては、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。 地震、津波、溢水及び火災に対しては、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、屋外に設置する場合は、接続口から建屋等又は地中の配管トレンチまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する設計とする。 風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、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は、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に屋外に設置する場合は、接続口から建屋等までの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する設計とする。 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の必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。 高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。

変 更 前	変 更 後
(2) 単一故障 重要施設は、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，又は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。	なお，自然現象のうち洪水及び地滑りについては，立地的要因により設計上考慮する必要はない。 また，外部人為事象のうちダムの崩壊については，立地的要因により設計上考慮する必要はない。 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。 (2) 単一故障 重要度が特に高い安全機能を有する系統は，当該系統を構成する機器の単一故障，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。 短期間と長期間の境界は 24 時間を基本とする。 ただし，原子炉建屋ガス処理系の配管の一部，中央制御室換気系のダクトの一部，格納容器スプレイ系のスプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）については，設計基準事故が発生した場合に長期にわたっ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。 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，単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部については，当該設備に要求される格納容器又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障として，最も過酷な条件になる配管の全周破断を想定する。 この故障においては，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。 単一設計とする箇所設計に当たっては，想定される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。
5.1.3 悪影響防止等 (1) 飛来物による損傷防止 設計規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及び配管の破断並びに高速回転機器の損傷に伴う飛散物により，安全性を損なわない設計とする。 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，原子炉格納容器，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済み燃料プールが破損する確率を評価し，判定基準 10^{-7}/年以下となることを確認する。 原子炉格納容器内で想定される配管破断が生じた場合，破断口からの冷却材流出によるジェット噴流による力に耐えるよう設計する。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，必要に応じて適宜配管むち打ち防止対策等を行う設計とする。 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こと，又は飛散物の飛散方向を考慮し，防護対象を損傷し安全性を損なうことがないよう配置上の配慮または多重性を考慮する設計とする。	5.1.3 悪影響防止等 (1) 飛来物による損傷防止 設計規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ように設計する。 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および発電機は破損防止対策を行うとともに，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，原子炉格納容器，原子炉冷却材圧力バウンダリおよび使用済み燃料プールが破損する確率を評価し，判定基準 10^{-7}/年以下となることを確認する。 原子炉格納容器内で想定される配管破断が生じた場合，破断口からの冷却材流出によるジェット噴流による力に耐えるよう設計する。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，必要に応じて適宜配管むち打ち防止対策等を行う設計とする。 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こと，又は飛散物の飛散方向を考慮し，防護対象を損傷し安全性を損なうことがないよう配置上の配慮または多重性を考慮する設計とする。

変 更 前	変 更 後
(2) 共用 重要安全施設は、東海発電所との間で原則共用又は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、共用又は相互に接続することを考慮する。 安全施設（重要安全施設を除く。）において、 共用又は相互に接続する場合には、 原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。	(2) 共用 重要安全施設は、東海発電所との間で原則共用又は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、共用又は相互に接続することを考慮する。 安全施設（重要安全施設を除く。）において、 共用又は相互に接続する場合には、 原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。 敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、 常設重大事故等対処設備は共用しない。 (3) 相互接続 重要安全施設は、東海発電所との間で原則共用又は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、 共用又は相互に接続することを考慮する。 安全施設（重要安全施設を除く。）において、 共用又は相互に接続する場合には、 原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。 (4) 悪影響防止 重大事故等対処設備は、 発電用原子炉施設内の他の設備（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。 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通常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する。 系統的な影響に対して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、 通常待機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又は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により、 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 放水砲による建屋への放水により、 放水砲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。 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、 これらにより重大事故等対処設備が悪影響を及ぼさない設計とする。 5.1.4 容量等 (1) 常設重大事故等他対処設備 常設重大事故等対処設備は、 想定される最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等を考慮し、 重大事故等発生時に必要な目的を果たすために、 事故対応手段として系統設計を行う。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。 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。 「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。

変 更 前	変 更 後
5.1.5 環境条件等 安全施設の設計条件を設定するに当たっては、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、放射線量等各種の環境条件を考慮し、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。	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の仕様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。 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。 (2) 可搬型重大事故等対処設備 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。 可搬型重大事故等対処設備は、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。 「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電池容量、ポンベ容量、計装設備の計測範囲等とする。 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。 可搬型重大事故等対処設備の複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく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併せた容量等とし、兼用できる設計とする。 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 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を確保する。 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ポンベ（非常用窒素供給系）、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 負荷当たり 1 セット持つことに加え、故障時及び保守点検による待機除外時の予備を発電所全体で確保する。 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 セット持つことに加え、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。 5.1.5 環境条件等 安全施設の設計条件を設定するに当たっては、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、放射線量等各種の環境条件を考慮し、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。 重大事故等対処設備は、重大事故等時の温度、放射線、荷重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に、その設置（使用）・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。

変 更 前	変 更 後
	重大事故等時の環境条件については、重大事故等時の温度（環境温度、使用温度）、放射線、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、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響について考慮する。 荷重としては、重大事故等時の機械的荷重に加えて、環境圧力、環境温度及び自然現象（地震、津波、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）による荷重を考慮する。 自然現象による荷重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。 (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 環境条件のうち、重大事故等時の環境温度、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）・保管する場所に応じて、以下の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。 原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時の原子炉格納容器内の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。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。 原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備は、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、固縛等の措置をとる。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。 原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の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、固縛等の措置をとる。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。 屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等発生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、必要に応じ離れた場所又は設置箇所から可能な設計とする。 また、地震、津波、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響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。 (2) 海水を通水する系統への影響 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重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。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。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。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。 (3) 電磁波による影響

変 更 前	変 更 後
(5) 設置場所における放射線 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設置場所として選定した上で、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（フロア）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へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。	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その機能が損なわれない設計とする。 (4) 周辺機器等からの悪影響 重大事故等対処設備は、事故対応のために設置・配備している自主対策設備や風（台風）及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止、転倒防止、固縛等の措置を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。 溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、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又は保管する。 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、津波による荷重を含む耐津波設計については、「2.2 津波による損傷の防止」に、火災防護については、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。 (5) 設置場所における放射線 重大事故等対処設備の設置場所は、重大事故等時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距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で、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。 可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、重大事故等時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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所を選定することにより、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。 5.1.6 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性の確保 重大事故等対処設備は、重大事故等時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に対し、操作が可能な設計とする。 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、必要に応じて操作台を近傍に配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。 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。工具は、操作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、設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等が可能な設計とする。 現場のスイッチは、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、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。 現場で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。 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規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。

変 更 前	変 更 後
	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。中央制御盤の操作盤のスイッチは、運転員等の操作性を考慮した設計とする。 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。 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、通常待機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。 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、原則としてケーブルは、ボルト、ネジ又は簡便な接続規格を、配管は、フランジを用いる設計とする。他の方法で容易かつ確実に接続できる場合は、専用の接続方法を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する系統では、同口径の接続口とする又は接続継手を配備することにより、複数の系統での規格の統一も考慮する。 重大事故等時において、可搬型重大事故等対処設備を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。 アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、洪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に、迂回路等も考慮して複数のアクセスルートを確保する。なお、屋外アクセスルートは、基準地震動S_s及び敷地遡上津波の影響を受けないルートを確保する。 屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、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考慮する。 なお、自然現象のうち洪水及び地滑りについては、立地的要因により設計上考慮する必要はない。 また、外部人為事象のうちダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。 電磁的障害に対しては、道路面が直接影響をう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。 屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物の倒壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、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、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを1セット2台使用する。ホイールローダの保有数は、1セット2台、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として3台の合計5台を分散して保管する設計とする。 また、降水及び地震による屋外タンクからの洪水に対しては、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保する設計とする。 津波の影響については、基準津波を超え敷地に遡上する津波による遡上高さに対して十分余裕を見た高さに高所のアクセスルートを確保する設計とする。 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保する設計とする。 自然現象のうち凍結、森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火

変 更 前	変 更 後
	災，有毒ガス，船舶の衝突に対しては，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，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。 屋外のアクセスルートは，地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路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，ホイールローダによる崩壊箇所の復旧又は別ルートの通行を行うことで，通行性を確保できる設計とする。また，地震時に使用を想定するルートに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，段差緩和対策等を行う設計とする。 屋外アクセスルートは，考慮すべき自然事象のうち凍結及び積雪に対しては，道路については融雪剤を配備し，車両についてはタイヤチェーンを装着することにより通行性を確保できる設計とする。また，地震による薬品タンクからの漏えいに対しては，必要に応じて薬品防護具の着用により通行する運用とする。 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は，速やかな消火活動等を実施する運用とする。 屋外アクセスルートの地震発生時における，火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については，「火災防護計画」に定める。 屋内アクセスルートは，津波，その他の自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象及び森林火災）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下等），爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス及び船舶の衝突）に対しては，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する設計とする。 屋内アクセスルートにおいては，溢水等に対してアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用する。 また，地震時に資機材の転倒により通行が阻害されないように火災の発生防止対策や，通行性確保対策として，アクセスルートへは通行可能な通路幅が確保できない資機材を設置しないこととするとともに，通行可能な通路幅が確保できる資機材についても必要に応じて落下防止，転倒防止，固縛等により通行に支障をきたさない措置を講じる。 屋外及び屋内アクセスルートにおいては，被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い，移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また，夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明装置を配備する運用とする。 (2) 試験・検査性 設計基準対象施設は，その健全性及び能力を確認するために，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。）が可能な構造であり，かつ，そのために必要な配置，空間等を備えた設計とする。 試験及び検査は，使用前検査，施設定期検査，定期安全管理検査及び溶接安全管理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できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
5.2 材料及び構造等 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。）に属する容器，管，ポンプ若しくは弁又はこれらの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通りとし，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。 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。 5.2.1 材料について （1） 機械的強度及び化学的成分 a. クラス 1 機器又はクラス 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。 b. クラス 2 機器又はクラス 2 支持構造物，クラス 3 機器及びクラス 4 管は，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。	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，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できる設計とする。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。 重大事故等対処設備のうち電源は，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。 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。 5.2 材料及び構造等 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通りとし，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。 構造及び強度については，破断前漏えい（L B B）概念を適用した荷重を適切に考慮した設計とする。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，以下の「5.2.1 材料について」及び「5.2.2 構造及び強度について」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 JSME 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。 また，重大事故等クラス 3 機器であつて，完成品は，以下の「5.2.1 材料について」及び「5.2.2 構造及び強度について」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。 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であつて，以下の「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」によらない場合は，母材と同等の方法，同じ試験圧力での耐圧試験にて，当該機器のうち主要な耐圧部の溶接部が，溶接事業者検査により確認する性能と同等以上の性能を有することを確認する。 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。 5.2.1 材料について （1） 機械的強度及び化学的成分 a. クラス 1 機器又はクラス 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。 b. クラス 2 機器又はクラス 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。

変 更 前	変 更 後
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。 d. 非常用炉心冷却系ストレーナは、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。 (2) 破壊じん性 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。 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適切な破壊じん性を維持できるよう、保安規定に、監視試験片の評価結果に基づき冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを定めて管理する。 原子炉圧力容器は最低使用温度を 21℃に設定し、関連温度（初期）を-12℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。 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。）、原子炉格納容器及び原子炉格納容器支持構造物は、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、材料又は破壊じん性試験により確認する。 (3) 非破壊試験 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。）及び炉心支持構造物に使用する材料にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 5.2.2 構造及び強度について (1) 延性破断の防止 a. クラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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。 b. クラス 1 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。	c. 原子炉格納容器は、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。 d. 非常用炉心冷却系ストレーナは、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。 e. 重大事故等クラス 3 機器（重大事故等クラス 3 容器、重大事故等クラス 3 管、重大事故等クラス 3 ポンプ又は重大事故等クラス 3 弁）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工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。 (2) 破壊じん性 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。 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適切な破壊じん性を維持できるよう、保安規定に、監視試験片の評価結果に基づき冷却材温度の制限範囲を設定することを定めて管理する 原子炉圧力容器は最低使用温度を 21℃に設定し、関連温度（初期）を-12℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。 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、材料又は破壊じん性試験により確認する。 非常用炉心冷却系ストレーナは、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、材料又は破壊じん性試験により確認する。 重大事故等クラス 2 機器のうち、原子炉容器については、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。 (3) 非破壊試験 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。）に使用する材料にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 5.2.2 構造及び強度について (1) 延性破断の防止 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。 b. クラス 1 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。

変 更 前	変 更 後
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おそれがあるものは、(2)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。 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弁及びクラス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。）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。 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管及びクラス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。）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。 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。 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。 h. 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。 (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。）及びクラス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。）、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。 (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。）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。 b. クラス2機器，クラス3機器及び原子炉格納容器に属する伸縮継手は、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。	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おそれがあるものは、(2)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。 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弁及びクラス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。）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。 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管及びクラス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。）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。 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。 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。 h. 非常用炉心冷却系ストレーナは、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。 i. 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。 j. 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。 (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。）及びクラス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。）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。 (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。）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。 b. クラス2機器，クラス3機器，原子炉格納容器及び重大事故等クラス2機器に属する伸縮継手は、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。 c. 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。

変 更 前	変 更 後
(4) 座屈による破壊の防止 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、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。 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。 c. クラス 1 管、クラス 2 容器、クラス 2 管及びクラス 3 機器は、設計上定める条件において、座屈が生じない設計とする。 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。 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設計する。 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 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 管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部は、次の通りとし、溶接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。 (1) 不連続で特異な形状でない設計とする。 (2) 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。 (3) 適切な強度を有する設計とする。 (4) 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。 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止 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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、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部位の応力緩和を行う。 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、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないう、保安規定に基づき「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」等に従って検査及び維持管理を行う。	(4) 座屈による破壊の防止 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 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。 c. クラス 1 管、クラス 2 容器、クラス 2 管及びクラス 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。 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。 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設計する。 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 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 管及び原子炉格納容器、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、次の通りとし、溶接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。 (1) 不連続で特異な形状でない設計とする。 (2) 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。 (3) 適切な強度を有する設計とする。 (4) 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。 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止 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、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部位の応力緩和を行う。 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

変 更 前	変 更 後
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「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」等に従って検査及び維持管理を行う。 5.4 耐圧試験等 (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，最高使用圧力の〇・九倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。 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。 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 管であつ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。 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。 (2) 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漏えい試験を行ったとき，著しい漏えいがないことを確認する。 なお，漏えい試験は，保安規定に基づき日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（J S M E S N A1）」等に従って実施する。	て検査及び維持管理を行う。 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。 5.4 耐圧試験等 (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，最高使用圧力の〇・九倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する 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。 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 管であつ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。 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。 (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。 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。 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。 重大事故等クラス 3 機器であつて，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。 (3) 使用中のクラス 1 機器，クラス 2 機器，クラス 3 機器，クラス 4 管は，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ことを確認する。 なお，漏えい試験は，保安規定に基づき日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（J S M E S N A1）」等に従って実施する。 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。 重大事故等クラス 3 機器であつて，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。

変 更 前	変 更 後
(3) 原子炉格納容器は、最高使用圧力の○・九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。 なお、漏えい率試験は、保安規定に基づき日本電気協会「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。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。 5.5 安全弁等 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設計基準対象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）および（J S M E S N C 1－2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（N C－C C－0 0 1）」に適合するよう、以下のとおり設計する。 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 45 年通商産業省告示第 501 号）」及び通商産業省「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。 安全弁及び逃がし弁（以下「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。 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。 安全弁等又はた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。 設計基準対象施設に係る安全弁等のうち、補助作動装置付きの安全弁等にあつては、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。 設計基準対象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 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。 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を供給して弁を強制的に開放することによりサプレッション・チェンバからの背圧変動が逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。 逃がし安全弁の排気は、排気管によりサプレッション・チェンバ内のプール水面下に導き凝縮する設計とする。 逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を抑えるため、圧力の上昇に伴いスプリングに打勝って自動開放されることにより、原子炉冷却系の最も過酷な圧力変化となる発電機負荷遮断時にター	(4) 原子炉格納容器は、最高使用圧力の○・九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。 なお、漏えい率試験は、保安規定に基づき日本電気協会「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。 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。 5.5 安全弁等 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設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に設置する安全弁、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）および（J S M E S N C 1－2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（N C－C C－0 0 1）」に適合するよう、以下のとおり設計する。 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 45 年通商産業省告示第 501 号）」及び通商産業省「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。 安全弁及び逃がし弁（以下「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。 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。 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。 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備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。 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備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。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。 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を供給して弁を強制的に開放することによりサプレッション・チェンバからの背圧変動が逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。 逃がし安全弁の排気は、排気管によりサプレッション・チェンバ内のプール水面下に導き凝縮する設計とする。 逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を抑えるため、圧力の上昇に伴いスプリングに打勝って自動開放されることにより、原子炉冷却系の最も過酷な圧力変化となる発電機負荷遮断時にター

変 更 前	変 更 後
ビンバイパス弁が作動しない場合の蒸気流量以上とすることにより原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計する。 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。 なお、クラス 1 管には減圧弁を設置しない設計とする。 原子炉圧力容器，所内ボイラ並びに原子炉格納容器を除く設計基準対象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。 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。 なお，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れることのないよう設計する 設計基準対象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。 設計基準対象施設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る。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。 設計基準対象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，施錠開により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。 冷却材喪失事故後，ドライウエル内蒸気の凝縮がすすみ，ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より下がった場合に，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 8 組の真空破壊装置及び原子炉建屋とサブプレッション・チェンバに設置された 2 組の PCV 外真空逃し逆止隔離弁が，圧力差により自動的に働くことにより，サブプレッション・プール水のドライウエルへの逆流，あるいは，原子炉格納容器が負圧になった際に，逆止弁を介して外気を導入することで，ドライウエルの破損を防止する設計とする。 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。 設計基準対象施設のうち，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よう設計する。	ビンバイパス弁が作動しない場合の蒸気流量以上とすることにより原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計する。 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。 なお，クラス 1 管には減圧弁を設置しない設計とする。 発電用原子炉，所内ボイラ並びに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設備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。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。 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。 なお，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れることのないよう設計する。 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。 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る。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。 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，施錠開により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。 冷却材喪失事故後，ドライウエル内蒸気の凝縮がすすみ，ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より下がった場合に，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 8 組の真空破壊装置及び原子炉建屋とサブプレッション・チェンバに設置された 2 組の PCV 外真空逃し逆止隔離弁が，圧力差により自動的に働くことにより，サブプレッション・プール水のドライウエルへの逆流，あるいは，原子炉格納容器が負圧になった際に，逆止弁を介して外気を導入することで，ドライウエルの破損を防止する設計とする。 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設備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。 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備のうち，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よう設計する。
5.6 逆止め弁 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	5.6 逆止め弁 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

変 更 前	変 更 後
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。 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。 5.7 内燃機関 5.7.1 設計基準対象施設 設計基準対象施設に施設する内燃機関（以下「内燃機関」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。 内燃機関の耐圧部の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全となる設計とする。 内燃機関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、異常な磨耗、変形及び過熱が生じない設計とする。 内燃機関は、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を安全に停止させる非常調速装置その他非常停止装置を設置する設計とする。 内燃機関の附属設備であって過圧が生じる恐れのあるものには、適切な過圧防止装置を設ける設計とする。 内燃機関には、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。 内燃機関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。 5.8 電気設備の設計条件 設計基準対象施設に施設する電気設備（「電気設備」という。）は、感電又は火災のおそれがないように	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。 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。 5.7 内燃機関 5.7.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設 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。）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。 内燃機関の耐圧部の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全となる設計とする。 内燃機関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、異常な磨耗、変形及び過熱が生じない設計とする。 内燃機関は、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を安全に停止させる非常調速装置その他非常停止装置を設置する設計とする。 内燃機関の附属設備であって過圧が生じる恐れのあるものには、適切な過圧防止装置を設ける設計とする。 内燃機関には、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。 内燃機関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。 5.7.2 可搬型重大事故等対処設備 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。 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。 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る設計とする。 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。 5.8 電気設備の設計条件 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（「電気設備」という。）は、感電又は火

変 更 前	変 更 後
接地し、充電部分に容易に接触できない設計とする。 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。 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。 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。 電気設備における高圧又は特別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、避雷器等を施設する設計とする。 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等を施設する設計とする。 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的な障害を与えない設計とする。 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。 電気設備における電力保安通信線は、接触又は断線等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。 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。 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。 電気設備のうちガス絶縁機器等は、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及び腐食性等のない設計とする。 電気設備のうち圧縮ガスでケーブルに圧力を加える装置を使用する場合は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、使用する圧縮ガスは可燃性及び腐食性等のない設計とする。 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。 電気設備のうち発電機又は特別高圧の変圧器等には、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。 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。 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。 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。 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。 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又は反射板等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。	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。 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。 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。 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。 電気設備における高圧又は特別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、避雷器等を施設する設計とする。 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等を施設する設計とする。 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的な障害を与えない設計とする。 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。 電気設備における電力保安通信線は、接触又は断線等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。 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。 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。 電気設備のうちガス絶縁機器等は、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及び腐食性等のない設計とする。 電気設備のうち圧縮ガスでケーブルに圧力を加える装置を使用する場合は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、使用する圧縮ガスは可燃性及び腐食性等のない設計とする。 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。 電気設備のうち発電機又は特別高圧の変圧器等には、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。 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。 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。 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。 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。 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又は反射板等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。

変 更 前	変 更 後
	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を施す設計とする。 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。 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。
6. その他 6.1 立ち入りの防止 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。 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。 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）。 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。 6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止 発電用原子炉施設への人の不法な侵入，核物質の不法な移動及び妨害破壊行為を防止するため，特定核燃料物質の防護のための区域（以下，「防護区域」という。），その外周に周辺防護区域，更にその外周に立入制限区域を設定し，区域の境界を物的障壁により区画し，侵入防止及び出入管理を行う設計とする。	6. その他 6.1 立ち入りの防止 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。 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。 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）。 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。 6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止 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し，核物質防護対策として，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り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。 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。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侵入を防止する設計とする。 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，核物質防護対策として持込み点検を行うことができる設計とする。 不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため，核物質防護対策として，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。 6.3 安全避難通路等 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

変 更 前	変 更 後
6.4 放射性物質による汚染の防止 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。 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，液体廃棄物処理系で処理する設計とする。 液体廃棄物処理設備，液体廃棄物貯蔵設備及びこれに関連する施設を設ける建屋内部には発電所外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部を設けない設計とする。	路及び照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，蓄電池又は灯具に内蔵した蓄電池により，照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非常灯及び誘導灯を設ける設計とする。 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，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計とする。 非常用照明は非常用低圧母線，直流非常灯は蓄電池に接続し，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とともに，蓄電池内蔵型照明は常用低圧母線及び非常用低圧母線に接続し，内蔵蓄電池を備える設計とする。また，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，内蔵電池を備える可搬型照明も活用する。 直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は，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前までに必要な操作を実施する中央制御室及び電気室に設置し，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。 6.4 放射性物質による汚染の防止 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。 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，液体廃棄物処理系で処理する設計とする。 液体廃棄物処理設備，液体廃棄物貯蔵設備及びこれに関連する施設を設ける建屋内部には発電所外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部を設けない設計とする。

変 更 前													変 更 後												
第 2.1.1 表 耐震重要度分類表（ 1 / 5 ）													第 2.1.1 表 耐震重要度分類表（ 1 / 5 ）												
耐震重要度 分 類	ク ラ ス 別 施 設	主 要 設 備（注1）		補 助 設 備（注2）		直接支持構造物（注3）		間接支持構造物（注4）		波及的影響を 考慮すべき施設（注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	検討用 地震動 （注6）	適 用 範 囲	検討用 地震動 （注6）														
Sクラス	(ⅰ) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	・原子炉圧力容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁	S S	・隔離弁を閉とするために必要な電気計装設備	S	・原子炉圧力容器スカート ・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	S _{ss} S _{ss} S _{ss} S _{ss}	・原子炉遮蔽壁 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・その他	S _{ss} S _{ss} S _{ss} S _{ss}														
	(ⅱ) 使用済燃料を貯蔵するための施設	・使用済燃料プール ・使用済燃料貯蔵ラック ・使用済燃料乾式貯蔵容器	S S S	・使用済燃料プール水補給設備（残留熱除去系） ・非常用電源及び計装設備（非常用ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む）	S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・使用済燃料乾式貯蔵建屋 ・軽油貯蔵タンク等の基礎	S _{ss} S _{ss} S _{ss} S _{ss}	・原子炉建屋クレーン ・燃料取扱機 ・使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・その他	S _{ss} S _{ss} S _{ss} S _{ss} S _{ss} S _{ss}														
	(ⅲ) 原子炉の緊急停止のために急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	・炉心支持構造物 ・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	S _{ss}	・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・その他	S _{ss} S _{ss} S _{ss}														
	(ⅳ) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード運転に必要な設備） ・冷却水源としてのサプレッション・プール	S S S S	・残留熱除去系海水系 ・高圧炉心スプレイ系 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設 ・非常用電源及び計装設備（非常用ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む）	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 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・軽油貯蔵タンク等の基礎	S _{ss} S _{ss} S _{ss}	・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・その他	S _{ss} S _{ss} S _{ss}														
	(ⅴ) 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	・非常用炉心冷却系 1) 高圧炉心スプレイ系 2) 低圧炉心スプレイ系 3) 残留熱除去系（低圧注入モード運転に必要な設備） 4) 自動減圧系 ・冷却水源としてのサプレッション・プール	S	・残留熱除去系海水系 ・高圧炉心スプレイ系 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設 ・中央制御室の遮蔽と空調設備 ・非常用電源及び計装設備（非常用ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む）	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 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・軽油貯蔵タンク等の基礎	S _{ss} S _{ss} S _{ss}	・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・その他	S _{ss} S _{ss} S _{ss}														
	(ⅵ) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力隔壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設	・原子炉格納容器 ・原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁	S S	—	—	・機器・配管等の支持構造物	S	・原子炉建屋	S _{ss}	・原子炉ウエル用遮蔽ブロック ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・その他	S _{ss} S _{ss} S _{ss} S _{ss}														
Sクラス	(ⅵ) 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設備であり、(ⅵ)以外の施設	・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード運転に必要な設備） ・可燃性ガス濃度抑制系 ・原子炉建屋原子炉棟 ・非常用ガス処理系 ・非常用ガス再循環系 ・原子炉格納容器圧力低減装置（ダイヤフラムフロア、ベント管） ・冷却水源としてのサプレッション・プール	S S S S S S	・残留熱除去系海水系 ・非常用電源及び計装設備（非常用ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む）	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 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・排気筒 ・軽油貯蔵タンク等の基礎	S _{ss} S _{ss} S _{ss}	・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・その他	S _{ss} S _{ss} S _{ss}														
	(ⅶ) 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備	・防潮堤 ・防潮壁 ・放水路ゲート ・構内排水路逆流防止設備 ・貯留堰 ・浸水防止蓋 ・貫通部止水処置	S S S S S S S	—	—	・機器等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・当該の屋外設備を支持する構造物	S _{ss} S _{ss}	・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・その他	S _{ss} S _{ss}														
	(ⅷ) 敷地における津波監視機能を有する施設	・取水ビット水位計 ・潮位計 ・津波監視カメラ	S S S	・非常用電源及び計装設備（非常用ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む）	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 ・当該の屋外設備を支持する構造物	S _{ss} S _{ss}	・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・その他	S _{ss} S _{ss}														
	(ⅸ) その他	・ほう酸水注入系（注7） ・圧力容器内部構造物（注8）	S S	・非常用電源及び計装設備（非常用ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む）	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 ・当該の屋外設備を支持する構造物	S _{ss} S _{ss}	・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・その他	S _{ss} S _{ss} S _{ss}														
	(ⅹ) 敷地における津波監視機能を有する施設	・取水ビット水位計 ・潮位計 ・津波監視カメラ	S S S	・非常用電源及び計装設備（非常用ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む）	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 ・当該の屋外設備を支持する構造物	S _{ss} S _{ss} S _{ss}	・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・その他	S _{ss} S _{ss} S _{ss}														
	(ⅺ) その他	・ほう酸水注入系（注7） ・圧力容器内部構造物（注8）	S S	・非常用電源及び計装設備（非常用ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む）	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 ・当該の屋外設備を支持する構造物	S _{ss} S _{ss}	・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・その他	S _{ss} S _{ss} S _{ss}														

変 更 前

第 2.1.1 表 耐震重要度分類表（ 4 ／ 5 ）									
耐震重要度 分 類	ク ラ ス 別 施 設	主 要 設 備（注1）		補 助 設 備（注2）		直接支持構造物（注3）		間接支持構造物（注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	検討用 地震動 （注5）
Bクラス	(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	—	—	—	—	—	—	—	—
Cクラス	(i) 原子炉の反応度を制御するための施設でSクラス及びBクラスに属さない施設	・再循環流量制御系 ・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 C	—	—	—	—	・原子炉建屋	S _C
	(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	・試料採取系 ・洗濯廃液処理系 ・固化装置より下流の固体廃棄物処理系（貯蔵庫を含む） ・雑固体減容処理設備 ・放射性廃棄物処理施設のうち濃縮装置の凝縮水側 ・新燃料貯蔵庫 ・その他	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 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・固体廃棄物貯蔵庫 ・給水加熱器保管庫 ・固体廃棄物作業建屋	S _C S _C S _C S _C S _C S _C

変 更 後

第 2.1.1 表 耐震重要度分類表（ 3 ／ 5 ）									
耐震重要度 分 類	ク ラ ス 別 施 設	主 要 設 備（注1）		補 助 設 備（注2）		直接支持構造物（注3）		間接支持構造物（注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	検討用 地震動 （注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	・主蒸気系（外側主蒸気隔離弁より主塞止弁まで） ・主蒸気逃がし安全弁排気管	B （注9） B （注10）	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋（外側主蒸気隔離弁より主塞止弁までの配管・弁を支持する部分）	S _d S _d
		・主蒸気系及び給水系 ・原子炉冷却材浄化系	B B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋	S _B S _B
	(ii) 放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損による公衆に与える放射線の影響が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）	・放射性廃棄物処理施設（Cクラスに属するものは除く）	B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・廃棄物処理建屋	S _B S _B
	(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、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	・タービン、復水器、給水加熱器及びその主要配管 ・復水脱塩装置 ・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） ・原子炉建屋クレーン ・燃料取扱機 ・使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン ・制御棒貯蔵ラック	B B B B B B B B B B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・使用済燃料乾式貯蔵建屋	S _B S _B S _B S _B
(iv) 使用済燃料を冷却するための施設	・燃料プール冷却浄化系	B	・原子炉補機冷却系 ・補機冷却海水系 ・電気計装設備	B 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 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物	S _B S _B	

変 更 前					変 更 後				
第 2.1.1 表 耐震重要度分類表（5／5）					第 2.1.1 表 耐震重要度分類表（5／5）				
耐震重要度 分 類	ク ラ ス 別 施 設	主 要 設 備（注1）		補 助 設 備（注2）		直接支持構造物（注3）		間接支持構造物（注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	検討用 地震動 (注6)
Cクラス	(iii) 原子炉施設ではあるが、放射線安全に関係しない施設	・循環水系 ・タービン補機冷却系 ・所内ボイラ及び所内蒸気系 ・消火系 ・主発電機・変圧器 ・空調設備 ・タービン建屋クレーン ・所内用空気系及び計器用空気系 ・その他	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 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋	S ₀ S ₀ S ₀
(注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。							
(注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。							
(注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、若しく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。							
(注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）をいう。							
(注5)		波及的影響を考慮すべき施設とは、下位の耐震クラスに属する施設の破損によって上位クラスに属する施設に波及的影響を及ぼすおそれのある施設をいう。また、その他の施設として「1.3.1.5 設計における留意事項」での検討を踏まえた施設も適用範囲とする。							
(注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 ： 耐震Bクラス施設に適用される地震力 S _C ： 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力							
(注7)		ほう酸水注入系は、安全機能の重要度を考慮して、Sクラスに準ずる。							
(注8)		圧力容器内部構造物は、炉内にあることの重要性からSクラスに準ずる。							
(注9)		Bクラスではあるが、弾性設計用地震動S _d に対して破損しないことの検討を行うものとする。							
(注10)		地震により主蒸気逃がし安全弁排気管が破損したとしても、ドライウエル内に放出された蒸気はベント管を通してサブプレッション・チェンバのプール水中に導かれて凝縮するため、原子炉格納容器の内圧が有意に上昇することはないと考えられるが、基準地震動S _s に対し破損しないことを確認する。							
(注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。							
(注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。							
(注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、若しく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。							
(注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）をいう。							
(注5)		波及的影響を考慮すべき施設とは、下位の耐震クラスに属する施設の破損によって上位クラスに属する施設に波及的影響を及ぼすおそれのある施設をいう。また、その他の施設として「1.3.1.5 設計における留意事項」での検討を踏まえた施設も適用範囲とする。							
(注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 ： 耐震Bクラス施設に適用される地震力 S _C ： 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力							
(注7)		ほう酸水注入系は、安全機能の重要度を考慮して、Sクラスに準ずる。							
(注8)		圧力容器内部構造物は、炉内にあることの重要性からSクラスに準ずる。							
(注9)		Bクラスではあるが、弾性設計用地震動S _d に対して破損しないことの検討を行うものとする。							
(注10)		地震により主蒸気逃がし安全弁排気管が破損したとしても、ドライウエル内に放出された蒸気はベント管を通してサブプレッション・チェンバのプール水中に導かれて凝縮するため、原子炉格納容器の内圧が有意に上昇することはないと考えられるが、基準地震動S _s に対し破損しないことを確認する。							

変 更 前	変 更 後						
	第 2. 1. 2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（ 1 ／ 7 ） <table><tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>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><tr><td>1. 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</td><td>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</td><td>(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（SA広域） ・使用済燃料プール温度（SA） (2) 計測制御系統施設 ・衛星電話設備(固定型) (3) 非常用取水設備 ・取水路[C] ・取水ビット[C]</td></tr></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）	1. 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（SA広域） ・使用済燃料プール温度（SA） (2) 計測制御系統施設 ・衛星電話設備(固定型) (3) 非常用取水設備 ・取水路[C] ・取水ビット[C]
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（SA広域） ・使用済燃料プール温度（SA） (2) 計測制御系統施設 ・衛星電話設備(固定型) (3) 非常用取水設備 ・取水路[C] ・取水ビット[C]					

変 更 前	変 更 後						
	第 2. 1. 2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（ 2 ／ 7 ） <table><tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>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><tr><td>2. 常設耐震重要 重大事故防止 設備</td><td>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</td><td>(1) 原子炉本体 ・原子炉圧力容器〔S〕 (2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール〔S〕 ・常設スプレイヘッダ ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替燃料プール冷却系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・代替燃料プール冷却系熱交換器 ・代替淡水貯槽 (3) 原子炉冷却系統施設 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・逃がし安全弁〔S〕 ・自動減圧機能用アキュムレータ〔S〕 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水ストレーナ ・残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール〔S〕</td></tr></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) 原子炉本体 ・原子炉圧力容器〔S〕 (2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール〔S〕 ・常設スプレイヘッダ ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替燃料プール冷却系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・代替燃料プール冷却系熱交換器 ・代替淡水貯槽 (3) 原子炉冷却系統施設 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・逃がし安全弁〔S〕 ・自動減圧機能用アキュムレータ〔S〕 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水ストレーナ ・残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール〔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）					
2. 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) 原子炉本体 ・原子炉圧力容器〔S〕 (2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール〔S〕 ・常設スプレイヘッダ ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替燃料プール冷却系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・代替燃料プール冷却系熱交換器 ・代替淡水貯槽 (3) 原子炉冷却系統施設 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・逃がし安全弁〔S〕 ・自動減圧機能用アキュムレータ〔S〕 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水ストレーナ ・残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール〔S〕					

変 更 前

変 更 後

第 2. 1. 2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（3／7）

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	(4) 計測制御系統施設 ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ 制御棒〔S〕 ・ 制御棒駆動機構〔S〕 ・ 制御棒制御水圧系水圧制御ユニット〔S〕 ・ ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） ・ ほう酸水注入ポンプ〔S〕 ・ ほう酸水貯蔵タンク〔S〕 ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチ ・ 過渡時自動減圧機能 ・ 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） ・ 高压代替注水系系統流量 ・ 低压代替注水系原子炉注水流量 ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ・ 低压代替注水系格納容器スプレイ流量 ・ 低压代替注水系格納容器下部注水流量 ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ ドライウエル雰囲気温度 ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ サプレッション・プール水温度 ・ ドライウエル圧力 ・ サプレッション・チェンバ圧力 ・ サプレッション・プール水位 ・ 起動領域計装〔S〕 ・ 平均出力領域計装〔S〕 ・ フィルタ装置水位 ・ フィルタ装置圧力 ・ フィルタ装置スクラビング水温度 ・ フィルタ装置入口水素濃度 ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・ 代替淡水貯槽水位 ・ 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 (5) 放射線管理施設 ・ フィルタ装置遮蔽 ・ 配管遮蔽 ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）〔S〕 ・ 格納容器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（高レンジ・低レンジ） ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ ・ 中央制御室遮蔽〔S〕 ・ 中央制御室換気系空気調和機ファン〔S〕 ・ 中央制御室換気系フィルタ系ファン〔S〕 ・ 中央制御室換気系高性能粒子フィルタ〔S〕 ・ 中央制御室換気系チャコールフィルタ〔S〕

変 更 前	変 更 後						
	第 2. 1. 2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（ 4 ／ 7 ） <table><tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>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><tr><td>2. 常設耐震重要 重大事故防止 設備</td><td>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</td><td> (6) 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器[S] ・常設低圧代替注水系ポンプ ・フィルタ装置 ・遠隔人力操作機構 ・代替循環冷却系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水ストレーナ ・残留熱除去熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール[S] (7) 非常用電源設備 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ ・125V A系蓄電池[S] ・125V B系蓄電池[S] ・中性子モニタ用蓄電池A系 ・中性子モニタ用蓄電池B系 ・緊急用直流 125V 蓄電池 ・緊急用M／C ・緊急用P／C ・軽油貯蔵タンク[S] ・可搬型設備用軽油タンク (8) 非常用取水設備 ・貯留堰 </td></tr></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	(6) 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器[S] ・常設低圧代替注水系ポンプ ・フィルタ装置 ・遠隔人力操作機構 ・代替循環冷却系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水ストレーナ ・残留熱除去熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール[S] (7) 非常用電源設備 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ ・125V A系蓄電池[S] ・125V B系蓄電池[S] ・中性子モニタ用蓄電池A系 ・中性子モニタ用蓄電池B系 ・緊急用直流 125V 蓄電池 ・緊急用M／C ・緊急用P／C ・軽油貯蔵タンク[S] ・可搬型設備用軽油タンク (8) 非常用取水設備 ・貯留堰
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	(6) 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器[S] ・常設低圧代替注水系ポンプ ・フィルタ装置 ・遠隔人力操作機構 ・代替循環冷却系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水ストレーナ ・残留熱除去熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール[S] (7) 非常用電源設備 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ ・125V A系蓄電池[S] ・125V B系蓄電池[S] ・中性子モニタ用蓄電池A系 ・中性子モニタ用蓄電池B系 ・緊急用直流 125V 蓄電池 ・緊急用M／C ・緊急用P／C ・軽油貯蔵タンク[S] ・可搬型設備用軽油タンク (8) 非常用取水設備 ・貯留堰					

変 更 前	変 更 後						
	第 2. 1. 2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（ 5 ／ 7 ） <table><tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>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><tr><td>3. 常設重大事故緩和設備</td><td>重大事故等対処設備のうち，重大事故等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（重大事故緩和設備）のうち，常設のもの</td><td> （1） 原子炉本体 ・原子炉圧力容器[S] （2） 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール[S] ・使用済燃料プール水位・温度（SA広域） ・使用済燃料プール温度（SA） ・常設スプレイヘッド ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替燃料プール冷却系ポンプ ・代替燃料プール冷却系熱交換器 ・代替淡水貯槽 （3） 原子炉冷却系統施設 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水ストレーナ ・残留熱除去系熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール[S] （4） 計測制御系統施設 ・原子炉圧力容器温度 ・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） ・低圧代替注水系原子炉注水流量 ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サブプレッション・プール水温度 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（SA） ・格納容器内酸素濃度（SA） ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置入口水素濃度 ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・代替淡水貯槽水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・原子炉建屋水素濃度 ・衛星連絡設備（固定型） ・緊急時対策所用差圧計 </td></tr></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	重大事故等対処設備のうち，重大事故等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（重大事故緩和設備）のうち，常設のもの	（1） 原子炉本体 ・原子炉圧力容器[S] （2） 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール[S] ・使用済燃料プール水位・温度（SA広域） ・使用済燃料プール温度（SA） ・常設スプレイヘッド ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替燃料プール冷却系ポンプ ・代替燃料プール冷却系熱交換器 ・代替淡水貯槽 （3） 原子炉冷却系統施設 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水ストレーナ ・残留熱除去系熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール[S] （4） 計測制御系統施設 ・原子炉圧力容器温度 ・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） ・低圧代替注水系原子炉注水流量 ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サブプレッション・プール水温度 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（SA） ・格納容器内酸素濃度（SA） ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置入口水素濃度 ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・代替淡水貯槽水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・原子炉建屋水素濃度 ・衛星連絡設備（固定型） ・緊急時対策所用差圧計
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	重大事故等対処設備のうち，重大事故等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（重大事故緩和設備）のうち，常設のもの	（1） 原子炉本体 ・原子炉圧力容器[S] （2） 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール[S] ・使用済燃料プール水位・温度（SA広域） ・使用済燃料プール温度（SA） ・常設スプレイヘッド ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替燃料プール冷却系ポンプ ・代替燃料プール冷却系熱交換器 ・代替淡水貯槽 （3） 原子炉冷却系統施設 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水ストレーナ ・残留熱除去系熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール[S] （4） 計測制御系統施設 ・原子炉圧力容器温度 ・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） ・低圧代替注水系原子炉注水流量 ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サブプレッション・プール水温度 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（SA） ・格納容器内酸素濃度（SA） ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置入口水素濃度 ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・代替淡水貯槽水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・原子炉建屋水素濃度 ・衛星連絡設備（固定型） ・緊急時対策所用差圧計					

変 更 前	変 更 後						
	第 2. 1. 2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（6／7） <table><tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>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><tr><td>3. 常設重大事故 緩和設備</td><td>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（重大事故緩和設備）のうち，常設のもの</td><td> (5) 放射線管理施設 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・二次隔離室操作室遮蔽 ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）〔S〕 ・格納容器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（高レンジ・低レンジ） ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・中央制御室遮蔽〔S〕 ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室換気系空気調和機ファン〔S〕 ・中央制御室換気系フィルタ系ファン〔S〕 ・中央制御室換気系高性能粒子フィルタ〔S〕 ・中央制御室換気系チャコールフィルタ〔S〕 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系粒子用高効率フィルタ ・非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタ ・非常用ガス処理系粒子用高効率フィルタ ・非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタ ・緊急時対策所遮蔽 ・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 (6) 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器〔S〕 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・フィルタ装置 ・圧力開放板 ・遠隔人力操作機構 ・二次隔離弁操作室 空気ポンプユニット（配管・弁） ・代替循環冷却系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール〔S〕 ・静的触媒式水素再結合器 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 </td></tr></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	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（重大事故緩和設備）のうち，常設のもの	(5) 放射線管理施設 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・二次隔離室操作室遮蔽 ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）〔S〕 ・格納容器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（高レンジ・低レンジ） ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・中央制御室遮蔽〔S〕 ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室換気系空気調和機ファン〔S〕 ・中央制御室換気系フィルタ系ファン〔S〕 ・中央制御室換気系高性能粒子フィルタ〔S〕 ・中央制御室換気系チャコールフィルタ〔S〕 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系粒子用高効率フィルタ ・非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタ ・非常用ガス処理系粒子用高効率フィルタ ・非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタ ・緊急時対策所遮蔽 ・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 (6) 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器〔S〕 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・フィルタ装置 ・圧力開放板 ・遠隔人力操作機構 ・二次隔離弁操作室 空気ポンプユニット（配管・弁） ・代替循環冷却系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール〔S〕 ・静的触媒式水素再結合器 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置
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	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（重大事故緩和設備）のうち，常設のもの	(5) 放射線管理施設 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・二次隔離室操作室遮蔽 ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）〔S〕 ・格納容器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（高レンジ・低レンジ） ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・中央制御室遮蔽〔S〕 ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室換気系空気調和機ファン〔S〕 ・中央制御室換気系フィルタ系ファン〔S〕 ・中央制御室換気系高性能粒子フィルタ〔S〕 ・中央制御室換気系チャコールフィルタ〔S〕 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系粒子用高効率フィルタ ・非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタ ・非常用ガス処理系粒子用高効率フィルタ ・非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタ ・緊急時対策所遮蔽 ・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 (6) 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器〔S〕 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・フィルタ装置 ・圧力開放板 ・遠隔人力操作機構 ・二次隔離弁操作室 空気ポンプユニット（配管・弁） ・代替循環冷却系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール〔S〕 ・静的触媒式水素再結合器 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置					

変 更 前	変 更 後						
	第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（7／7） <table><tr><th>設 備 分 類</th><th>定 義</th><th>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><tr><td>3. 常設重大事故 緩和設備</td><td>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（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの</td><td>(7) 非常用電源設備 ・常設代替高压電源装置 ・常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ ・125V A系蓄電池〔S〕 ・125V B系蓄電池〔S〕 ・中性子モニタ用蓄電池A系 ・中性子モニタ用蓄電池B系 ・緊急用直流 125V 蓄電池 ・緊急用M／C ・緊急用P／C ・軽油貯蔵タンク〔S〕 ・可搬型設備用軽油タンク ・緊急時対策所用発電機 ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク ・緊急時対策所用M／C</td></tr></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	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（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの	(7) 非常用電源設備 ・常設代替高压電源装置 ・常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ ・125V A系蓄電池〔S〕 ・125V B系蓄電池〔S〕 ・中性子モニタ用蓄電池A系 ・中性子モニタ用蓄電池B系 ・緊急用直流 125V 蓄電池 ・緊急用M／C ・緊急用P／C ・軽油貯蔵タンク〔S〕 ・可搬型設備用軽油タンク ・緊急時対策所用発電機 ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク ・緊急時対策所用M／C
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	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（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの	(7) 非常用電源設備 ・常設代替高压電源装置 ・常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ ・125V A系蓄電池〔S〕 ・125V B系蓄電池〔S〕 ・中性子モニタ用蓄電池A系 ・中性子モニタ用蓄電池B系 ・緊急用直流 125V 蓄電池 ・緊急用M／C ・緊急用P／C ・軽油貯蔵タンク〔S〕 ・可搬型設備用軽油タンク ・緊急時対策所用発電機 ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク ・緊急時対策所用M／C					

変 更 前	変 更 後
第2章 個別項目 1. 原子炉冷却材 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、熱水力の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し得る設計とする。	第2章 個別項目 1. 原子炉冷却材 変更なし
2. 原子炉冷却材再循環設備 2.1 原子炉冷却材再循環系 原子炉冷却材再循環系は、再循環回路の再循環ポンプ及び原子炉圧力容器内部に設けられたジェット・ポンプにより、炉水を原子炉内に循環させて、炉心から熱除去を行う。 再循環系ポンプ全台が電源喪失した場合でも、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、再循環系は適切な慣性を有する設計とする。	2. 原子炉冷却材再循環設備 2.1 原子炉冷却材再循環系 変更なし
3. 原子次冷却材の循環設備 3.1 主蒸気系、復水給水系等 炉心で発生した蒸気は、圧力容器内の気水分離器及び乾燥器を経た後、主蒸気管でタービンに導く設計とする。 主蒸気管には、主蒸気逃がし安全弁及び隔離弁を取り付ける。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、復水脱塩装置、給水加熱器を通り、給水ポンプにより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。 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 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。 設計における衝撃荷重として、原子炉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材圧力バウンダリ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。 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。 (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） (2) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管（一次冷却材設備系配管及び弁） (3) 接続配管 （一）通常時開及び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。	3. 原子炉冷却材の循環設備 3.1 主蒸気系、復水給水系等 変更なし 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 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。 設計における衝撃荷重として、原子炉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材圧力バウンダリ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。 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。 (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） (2) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管（一次冷却材設備系配管及び弁） (3) 接続配管 （一）通常時開及び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。

変 更 前	変 更 後
(三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。 (四) 通常時閉及び原子炉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。 (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。 なお、通常時閉、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）に該当するものとする。 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。 通常運転時において、出力運転中、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・冷却率を一定の値以下に抑える等の配慮をする。 タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止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」等による原子炉スクラムのような安全保護回路を設け、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である8.62MPaの1.1倍の圧力9.48MPaを超えない設計とする。 設計基準事故時において、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ものとして、制御棒落下がある。これについては「原子炉出力ペリオド短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け、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あいまって、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。 原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設ける設計とする。 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器等は、耐食性を有する材料を使用する。 また、材料選定に加え、保安規定に基づき、水質管理を行うとともに原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を定めて管理することにより、材料の健全性を維持する。 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等 原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、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、適切な隔離弁を設ける設計とする。 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。 (一) 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、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。	(二) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。 (三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。 (四) 通常時閉及び原子炉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。 (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。 なお、通常時閉、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）に該当するものとする。 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。 通常運転時において、出力運転中、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・冷却率を一定の値以下に抑える等の配慮をする。 タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止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」等による原子炉スクラムのような安全保護回路を設け、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である8.62MPaの1.1倍の圧力9.48MPaを超えない設計とする。 設計基準事故時において、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ものとして、制御棒落下がある。これについては「原子炉出力ペリオド短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け、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あいまって、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。 原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設ける設計とする。 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器等は、耐食性を有する材料を使用する。 また、材料選定に加え、保安規定に基づき、水質管理を行うとともに原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を定めて管理することにより、材料の健全性を維持する。 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等 原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、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、適切な隔離弁を設ける設計とする。 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。 (一) 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、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。 (二) 通常時開及び事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは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。

変 更 前	変 更 後
(三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、原子炉側からみて、第一隔離弁を対象とする。 (四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も、原子炉側からみた第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。 (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。 上記において、通常時閉、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）に該当するものとすることから、原子炉側からみた第一隔離弁を対象とする。 3.4 逃がし安全弁の機能 3.4.1 逃がし安全弁の容量 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を供給して弁を強制的に開放することによりサプレッション・チェンバからの背圧変動が逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。 逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を抑えるため、圧力の上昇に伴いスプリングに打勝って自動開放されることにより、原子炉冷却系の最も過酷な圧力変化となる発電機負荷遮断時にタービンバイパス弁が作動しない場合の蒸気流量以上とすることにより原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないように設計する。 なお、逃がし安全弁の排気は、排気管によりサプレッション・チェンバ内のプール水面下に導き凝縮する設計とする。	(三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、原子炉側からみて、第一隔離弁を対象とする。 (四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も、原子炉側からみた第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。 (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。 上記において、通常時閉、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）に該当するものとすることから、原子炉側からみた第一隔離弁を対象とする。 3.4 逃がし安全弁の機能 3.4.1 逃がし安全弁の容量 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を供給して弁を強制的に開放することによりサプレッション・チェンバからの背圧変動が逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。 逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を抑えるため、圧力の上昇に伴いスプリングに打勝って自動開放されることにより、原子炉冷却系の最も過酷な圧力変化となる発電機負荷遮断時にタービンバイパス弁が作動しない場合の蒸気流量以上とすることにより原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないように設計する。 なお、逃がし安全弁の排気は、排気管によりサプレッション・チェンバ内のプール水面下に導き凝縮する設計とする。 3.4.2 過渡時自動減圧機能 (1) 系統構成 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）が故障により原子炉の自動での減圧ができない場合を想定した原子炉減圧の自動化のための設備として、重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）及び逃がし安全弁の手動操作による原子炉減圧のための設備として重大事故等対処設備（手動による原子炉減圧）を設ける。 自動減圧系が、故障により原子炉の自動での減圧ができない場合の重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）は、過渡時自動減圧機能からの信号により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁（自動減圧機能）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。

変 更 前	変 更 後
	自動減圧系が、故障により原子炉の自動での減圧ができない場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉減圧）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）は、中央制御室から開操作することにより、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁（自動減圧機能）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。 本系統の流路として主蒸気配管及びクエンチャ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設計する。 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉格納容器破損を防止するための設備として重大事故等対処設備（炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止）を設ける。 原子炉格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）は、中央制御室から開操作することにより、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁（自動減圧機能）に供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。 (2) 環境条件等 逃がし安全弁（自動減圧機能）は、重大事故等時においても確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、窒素供給系の供給能力が喪失した場合に使用する非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの容量の設定も含めて、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、操作は、中央制御室で可能な設計とする。 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧で使用する逃がし安全弁（逃がし弁機能）は、重大事故等時においても確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、窒素供給系の供給能力が喪失した場合に使用する非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの容量の設定も含めて、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、操作は、中央制御室で可能な設計とする。 3.4.3 逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復 (1) 系統構成 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復、可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復）を設ける。 所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復）として、常設代替直流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。

変 更 前	変 更 後
	所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復）として、可搬型代替直流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。 所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復）として、逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を作動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。 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（代替直流電源設備による復旧及び代替交流電源設備による復旧）を設ける。 全交流動力電源及び常設直流電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替直流電源設備による復旧）として、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。 全交流動力電源及び常設直流電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替交流電源設備による復旧）として、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。 (2) 環境条件等 自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、中央制御室に保管及び設置するため、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、操作は、中央制御室で可能な設計とする。 3. 4. 4 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 L O C A 発生時における原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量の抑制及び漏えい箇所を隔離するための設備として重大事故等対処設備（インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応）を設ける。 インターフェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。 逃がし安全弁（自動減圧機能）は、インターフェイスシステム L O C A 発生時に、原子炉冷却材の漏えい量を抑制するため、中央制御室からの操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。

変 更 前	変 更 後
4. 残留除去設備 4.1 残留熱除去系 (1) 系統構成 通常の停止操作の場合において、残留熱除去系は、燃料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、設計条件を超えずに残留熱を除去し、さらにその後原子炉停止時冷却系で残留熱及び炉心の崩壊熱を除去できる設計とする。 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。	4. 残留除去設備 4.1 残留熱除去系 (1) 系統構成 通常の停止操作の場合において、残留熱除去系は、燃料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、設計条件を超えずに残留熱を除去し、さらにその後原子炉停止時冷却系で残留熱及び炉心の崩壊熱を除去できる設計とする。 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。 設計基準事故対処設備の機能が健全な場合において、原子炉の崩壊熱を除去するための設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）を設ける。 残留熱除去系ポンプによる残留熱除去機能が健全な場合において、原子炉の崩壊熱を除去するための重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）として残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。 残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介して、原子炉圧力容器内の水を循環させることで、原子炉の除熱が可能な設計とする。 原子炉運転停止中において、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧）として、常設代替高圧電源装置、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。 なお、残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系の故障の場合は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。 残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、原子炉圧力容器内の水を、残留熱除去系熱交換器を介して注水することで、原子炉の除熱が可能な設計とする。 残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に使用する残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプから供給が可能な設計とする。 残留熱除去系熱交換器は、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナで構成する緊急用海水系により冷却できる設計とする。 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱、残留熱除去系海水系による除熱、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱、遠隔人力操作機構による現場操作及び緊急用海水系による除熱）を設ける。

変 更 前	変 更 後
	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する設計とする。 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・プール冷却系）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する設計とする。 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）については、「5 原子炉格納施設 第2章 3. 圧力低減設備その他の安全設備 3.2.2 サプレッション・プール冷却系 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。 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系）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する設計とする。 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）については、「5 原子炉格納施設 第2章 3. 圧力低減設備その他の安全設備 3.2.1 格納容器スプレイ冷却系 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。 (2) インターフェイスシステムLOCA時の隔離 インターフェイスシステムLOCA発生時における原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量の抑制及び漏えい個所を隔離するための設備として重大事故等対処設備（インターフェイスシステムLOCA発生時の対応）を設ける。 インターフェイスシステムLOCA発生時に原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい個所を隔離するための重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系A系注入弁、残留熱除去系B系注入弁及び残留熱除去系C系注入弁（以下、「インターフェイスシステムLOCA隔離弁」という。）を使用する。 インターフェイスシステムLOCA隔離弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい個所を隔離できる設計とする。 インターフェイスシステムLOCA隔離弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、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、操作は、設置場所で可能な設計とする。 4.2 格納容器圧力逃がし装置 残留熱除去系ポンプの故障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（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板で構成し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を介して、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原子炉棟屋上に設ける排気口を通して放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、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が可能な設計とする。 格納容器圧力逃がし装置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、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱、遠隔人力操作機構による現場操作については、「5 原子炉格納施設 第2章 3. 圧力低減設備その他の安全設備 3.6.1 格納容器圧力逃がし

変 更 前	変 更 後
	装置 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の第一弁（S／C側），第一弁（D／W側），第二弁及び第二弁バイパス弁の駆動源が喪失した場合においても，隔離弁に遠隔人力操作機構を設け人力により確実に操作可能とすることで，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が可能な設計とする。 4.3 耐圧強化ベント系 (1) 系統構成 残留熱除去系ポンプの故障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（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として，耐圧強化ベント系は，第一弁（S／C側），第一弁（D／W側），耐圧強化ベント系一次隔離弁，耐圧強化ベント系二次隔離弁等で構成し，格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を介して，排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して放出することで，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が可能な設計する。 耐圧強化ベント系は，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。仮に，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既定の圧力まで減圧した場合には，原子炉格納容器へのスプレイを停止する運用とする。 耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁（第一弁（S／C側），第一弁（D／W側），耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は電動弁とし，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とするとともに，第一弁（S／C側），第一弁（D／W側）については，駆動部に遠隔人力操作機構を設け，原子炉建屋原子炉棟外から手動操作が可能な設計とする。 耐圧強化ベント系は，原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気が可能な設計とする。 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，ドライウェルからの排気では，ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで，水没の悪影響を受けない設計とする。 最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として使用する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が，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，あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。 (2) 多様性，位置的分散 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系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の輸送が可能な設計とすることで，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。

変 更 前	変 更 後
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車からの独立した電源供給ラインからの給電により中央制御室から遠隔操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。また、第一弁（S／C側）及び第一弁（D／W側）は、遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟外にて人力により確実に操作が可能な設計とすること、及び耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、駆動部にハンドルを設け設置場所にて人力により確実に操作が可能な設計とすることで、電動駆動に対して多様性を有する設計とする。
5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 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、低圧注水系及び自動減圧系から構成され、冷却材喪失事故等が起こったときは、サブプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を発電用原子炉に注入し、又は原子炉蒸気をサブプレッション・プールの中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、炉心を冷却できる設計とする。 燃料の過熱による燃料被覆材の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニウムと水との反応を無視しうる程度におさえる設計とする。 非常用炉心冷却系は、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。 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のサブプレッション・プール水を水源とする設計基準事故対処設備のポンプは、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冷却材中の異物の影響については「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、予想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。 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のサブプレッション・プールを水源とする非常用炉心冷却系のポンプは、設計基準事故時に想定される最も厳しい吸込水頭を仮定した場合でも、十分性能を発揮できる設計とする。 非常用炉心冷却系の作動性を確認するためテスト・ラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とする。弁については、単体で開閉試験ができる設計とする。	5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 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、低圧注水系及び自動減圧系から構成され、冷却材喪失事故等が起こったときは、サブプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を発電用原子炉に注入し、又は原子炉蒸気をサブプレッション・プールの中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、炉心を冷却できる設計とする。 燃料の過熱による燃料被覆材の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニウムと水との反応を無視しうる程度におさえる設計とする。 非常用炉心冷却系は、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。 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のサブプレッション・プール水を水源とする設計基準事故対処設備のポンプは、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冷却材中の異物の影響については「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、予想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。 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のサブプレッション・プールを水源とする非常用炉心冷却系のポンプは、設計基準事故時に想定される最も厳しい吸込水頭を仮定した場合でも、十分性能を発揮できる設計とする。 非常用炉心冷却系の作動性を確認するためテスト・ラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とする。弁については、単体で開閉試験ができる設計とする。 5.1 高圧炉心スプレイ系及び低圧炉心スプレイ系 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、原子炉を冷却するための設備として重大事故等対処設備（高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）を設ける。 設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系が健全な場合の重大事故等対処設備（高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として高圧炉心スプレイ系ポンプ、サブプレッション・プール及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を使用する。また、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に必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。

変 更 前	変 更 後
	サブプレッション・プールを水源とする高圧炉心スプレイ系ポンプは、高圧炉心スプレイ系を介して原子炉へ注水が可能な設計とする。 高圧炉心スプレイ系は、高圧炉心スプレイ系の配管及び弁を使用することから、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。 設計基準事故対処設備が健全な場合において、原子炉を冷却し、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重大事故等対処設備（低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）を設ける。 低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールによる原子炉の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として低圧炉心スプレイ系ポンプ、サブプレッション・プールを使用する。 サブプレッション・プールを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプは、低圧炉心スプレイ系を介して原子炉へ注水が可能な設計とする。 全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系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原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水）として、常設代替高圧電源装置、低圧炉心スプレイ系ポンプ、サブプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。 なお、残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系故障の場合は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。 5.2 原子炉隔離時冷却系 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、原子炉を冷却するための設備として重大事故等対処設備（全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）を設ける。 設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系が健全な場合の重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）として原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。また、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に必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。 サブプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉隔離時冷却系を介して原子炉へ注水が可能な設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプを原子炉圧力容器で発生する蒸気にて駆動が可能な設計とする。 原子炉隔離時冷却系は、蒸気系の流路として主蒸気系及び原子炉隔離時冷却系の配管及び弁を使用することから、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。 全交流動力電源が喪失し、所内常設直流電源設備による給電中の蓄電池の枯渇を想定した重大事故等対処設備（代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として、常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。また、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に必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。

変 更 前	変 更 後
	常設代替高压電源装置が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低压電源車及び可搬型整流器を使用し原子炉隔離時冷却系を復旧することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能な設計とする。また、原子炉隔離時冷却系ポンプは、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压時の冷却対策の準備が整うまでの期間、運転継続が可能な設計とする。 全交流動力電源が喪失し、所内常設直流電源設備による給電中の蓄電池の枯渇を想定した重大事故等対処設備（代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として、常設代替直流電源設備の緊急用125V系蓄電池、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。また、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に必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。 緊急用125V系蓄電池が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低压電源車及び可搬型整流器を使用し原子炉隔離時冷却系を復旧することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能な設計とする。また、原子炉隔離時冷却系ポンプは、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压時の冷却対策の準備が整うまでの間、運転継続が可能な設計とする。 5.3 低压注水系 設計基準事故対処設備が健全な場合において、原子炉を冷却し、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設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備（残留熱除去系（低压注水系）による原子炉注水）を設ける。 残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・プールによる原子炉冷却機能が健全な場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（低压注水系）による原子炉注水）として残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サブプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。 サブプレッション・プールを水源とした残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介して、サブプレッション・プール水を冷却し、原子炉へ注水が可能な設計とする。 全交流動力電源喪失又は残留熱除去系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低压注水系）が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（低压注水系）復旧後の原子炉注水）として、常設代替高压電源装置、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サブプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。 なお、残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系故障の場合は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。 サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系熱交換器を介してサブプレッション・プール水を冷却し、原子炉へ注水が可能な設計とする。 5.4 ほう酸水注入系 原子炉への高压注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合の事象進展抑制のため、重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）を設ける。

変 更 前	変 更 後
	高圧炉心スプレイ系ポンプの故障又は全交流動力電源喪失時において、常設高圧代替注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉水位の維持ができない場合の重大事故等の進展抑制のため、重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）として、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。また、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に必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。 ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプは、ほう酸水注入系統を介してほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉へ注水することで、重大事故等の進展抑制が可能な設計とする。 ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系の配管及び弁を使用することから、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。 5.5 高圧代替注水系 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、原子炉を冷却するための設備として重大事故等対処設備（高圧代替注水系による原子炉注水、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水）を設ける。 原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障により原子炉への注水機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（中央制御室からの高圧代替注水系起動）として、高圧代替注水系の常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。また、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に必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。 サブプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉隔離時冷却系を介して、原子炉へ注水が可能な設計とする。常設高圧代替注水系ポンプは、蒸気タービン駆動のポンプとし、原子炉で発生する主蒸気系からの蒸気にて駆動が可能な設計とする。 高圧代替注水系は、蒸気系の流路として主蒸気系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の配管及び弁を使用することから、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。 高圧代替注水系は、注水系の流路として高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の配管及び弁を使用することから、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。 高圧代替注水系の電動弁の電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車又は常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池から給電が可能な設計とする。 常設高圧代替注水系ポンプは、中央制御室からの遠隔操作により起動が可能な設計とする。 全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源喪失により、高圧注水系による原子炉注水ができない場合の重大事故等対処設備（中央制御室からの高圧代替注水系起動）として、サブプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプは、中央制御室からの遠隔操作によって起動し、高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源系統の喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水ができない場合であって、かつ中央制御室から高圧代替注水系を起動できない場合の重大事故等対処設備（現場での人力操作による高圧代替注水系起動）として常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。また、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

変 更 前	変 更 後
	却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。 常設高圧代替注水系ポンプは、蒸気タービン駆動ポンプとし、原子炉で発生する主蒸気系からの蒸気にて駆動が可能な設計とする。 常設高圧代替注水系ポンプは、高圧代替注水系の高圧代替注水系タービン止め弁を現場において人力で開操作することにより蒸気タービンに蒸気を供給し、ポンプの起動が可能な設計とする。また、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って運転継続が可能な設計とする。高圧代替注水系タービン止め弁は、現場での人力操作が容易に行える設計とする。 5.6 低圧代替注水系 5.6.1 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 (1) 系統構成 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、重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）を設ける。 設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障により、原子炉注水ができない場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）として、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。 代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除去系C系を介して原子炉へ注水が可能な設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。 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残存する場合、原子炉圧力容器内へ注水することにより、残存する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設備として、重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却）を設ける。 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残存する場合の重大事故等対処設備（常設低圧代替注水系ポンプによる残存熔融炉心の冷却）は、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。 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に、重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）を設ける。 原子炉運転停止中において、残留熱除去系ポンプの故障等により、残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）は、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。 (2) 多様性，位置的分散 常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉注水は、常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、原子炉建屋付属棟に設置する非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用す

変 更 前	変 更 後
	る原子炉への注水に対して多様性を有する設計とする。 低圧代替注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設け手動操作を可能とすることで，常設代替高压電源装置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。 常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉注水は，代替淡水貯槽を水源とすることで，サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子炉注水に対して異なる水源を持つ設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは，屋外の常設低圧代替注水系格納槽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に対して位置的分散を図る設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで，残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 (3) 独立性 常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉への注水配管は，代替淡水貯槽から残留熱除去系C系配管との合流点まで，残留熱除去系ポンプを使用する系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。 5.6.2 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 (1) 系統構成 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち，原子炉を冷却し，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重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）を設ける。 設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により，原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）として，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。 西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系C系を介して原子炉へ注水が可能な設計とする。 代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系C系を介して原子炉へ注水が可能な設計とする。 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，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより海も利用可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは，空冷式のディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの燃料は，可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。

変 更 前	変 更 後
	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残存する場合，原子炉圧力容器内へ注水することにより，残存する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設備として，重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却）を設ける。 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残存する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水））は，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水と同じ。 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち，原子炉を冷却し，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，重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）を設ける。 原子炉運転停止中において，残留熱除去系ポンプの故障等により，残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）は，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」と同じである。 (2) 多様性，位置的分散 可搬型代替注水中型ポンプを使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）は，可搬型代替注水中型ポンプを空冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで，電動駆動の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプを使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）は，西側淡水貯水設備を水源とすることで，代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉への注水及びサプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子炉への注水に対して異なる水源を持つ設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプを使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）は，可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで，電動駆動の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプを使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）は，代替淡水貯槽を水源とすることで，サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子炉への注水に対して異なる水源を持つ設計とする。 低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設け手動操作を可能とすることで，常設代替高圧電源装置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。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは，屋外の保管場所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常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプに対して，位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は，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。 (3) 独立性 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用する低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）の配管は，代替淡水貯槽から残留熱除去系C系配管及び低圧炉心スプ

変 更 前	変 更 後
	レイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。 5.7 代替循環冷却系 (1) 系統構成 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残存する場合，原子炉圧力容器内へ注水することにより，残存する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設備として，重大事故等対処設備（代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却）を設ける。 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残存する場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却）として，代替循環冷却系ポンプ，サブレッション・プール，残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。 なお，残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系の故障の場合は，緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。 サブレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは，残留熱除去系熱交換器によりサブレッション・プール水を冷却し，残留熱除去系を介してサブレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水することにより，残存熔融炉心の冷却が可能な設計とする。 残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は，緊急用海水系の緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプからの海水を使用する。 代替循環冷却系ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。 代替循環冷却系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプを流路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設計する。 (2) 多様性，位置的分散 代替循環冷却系ポンプを使用する代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却は，電源を常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより，非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系ポンプを使用する原子炉注水に対して多様性を有する設計とする。また，代替循環冷却系ポンプは，冷却水を不要（自然冷却）とすることで，残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の電動弁は，ハンドルを設け手動操作を可能とすることで，常設代替高圧電源装置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。 代替循環冷却系ポンプは，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，残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。 (3) 独立性 代替循環冷却系ポンプを使用する残存熔融炉心の冷却の配管は，残留熱除去系熱交換器の出口配管の分岐点から，残留熱除去系配管との合流点までの系統について，残留熱除去系ポンプを使用する系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。

変 更 前	変 更 後
	5.8 水源 5.8.1 重大事故等の収束に必要となる水源 (1) 系統構成 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備として重大事故等対処設備（代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水，サブプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水，サブプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水，西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水，海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水，海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保，海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への熱輸送，海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送，海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保，海を水源とした２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）及び可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水））を設ける。 代替水源からの移送ルートを確保し，ホース及びポンプについては，複数箇所分散して保管する。 (2) 多様性，位置的分散 原子炉圧力容器への注水に使用する可搬型代替注水中型ポンプの水源である西側淡水貯水設備は，設計基準事故対処設備の水源であるサブプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源として設計する。 西側淡水貯水設備は，原子炉建屋原子炉棟外に設置することにより，原子炉格納容器内のサブプレッション・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。原子炉圧力容器への注水に使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源である代替淡水貯槽は，設計基準事故対処設備の水源であるサブプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源として設計する。 代替淡水貯槽は，原子炉建屋原子炉棟外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することにより，原子炉格納容器内のサブプレッション・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。 原子炉圧力容器への注水に使用する可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは，屋外に分散して保管することで，原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計基準事故対処設備のポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと，位置的分散を図る設計とする。 5.8.2 代替水源供給設備 重大事故等時の代替淡水源としては，西側淡水貯水設備に対しては代替淡水貯槽及び淡水タンクを確保し，代替淡水貯槽に対しては西側淡水貯水設備及び淡水タンクを確保する。また，海を水源として

変 更 前	変 更 後
	使用可能な設計とする。 代替水源からの移送ルートを確認し、ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。 重大事故等により、原子炉圧力容器への注水の水源となる代替淡水貯槽の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水））として可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ及び代替淡水源である西側淡水貯水設備又は淡水タンクを使用する。また，海水を代替淡水貯槽へ補給する場合は，ＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管及びＳＡ用海水ピットを使用する。 西側淡水貯水設備，淡水タンク又はＳＡ用海水ピットを水源とする可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプは，ホースを介して代替淡水貯槽へ淡水又は海水の補給が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。 重大事故等により，原子炉圧力容器への注水の水源となる西側淡水貯水設備の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水））として可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ及び代替淡水源である代替淡水貯槽又は淡水タンクを使用する。また，海水を西側淡水貯水設備へ補給する場合は，ＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管及びＳＡ用海水ピットを使用する。 代替淡水貯槽，淡水タンク又はＳＡ用海水ピットを水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，ホースを介して西側淡水貯水設備へ淡水又は海水を補給可能な設計とする。
6. 原子炉冷却材補給設備 6.1 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系は，原子炉停止後，何らかの原因で復水・給水が停止した場合等に，主蒸気を用いたタービン駆動ポンプにより，サプレッション・プール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に補給し水位を維持できる設計とする。 また，原子炉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冷却材の漏えいに対し，補給する能力を有するように設計する。 原子炉隔離時冷却系は，短時間の全交流動力電源喪失時においても，炉心を冷却する機能を有する設計とする。	6. 原子炉冷却材補給設備 6.1 原子炉隔離時冷却系 変更なし
7. 原子炉補機冷却設備 7.1 原子炉補機冷却系及び残留熱除去系海水系 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炉補機冷却系及び残留熱除去系海水系は，原子炉圧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する熱を最終的な熱の逃がし場である海に放出できる設計とする。	7. 原子炉補機冷却設備 7.1 原子炉補機冷却系及び残留熱除去系海水系 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炉補機冷却系及び残留熱除去系海水系は，原子炉圧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する熱を最終的な熱の逃がし場である海に放出できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
また、原子炉停止時に、残留熱除去系及び原子炉停止時冷却系により除去された原子炉圧力容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱及び重要安全施設において原子炉機器から発生した熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送が可能な設計とする。	また、発電用原子炉停止時に、残留熱除去系及び原子炉停止時冷却系により除去された原子炉圧力容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱及び重要安全施設において原子炉機器から発生した熱を、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へ輸送が可能な設計とする。 海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給可能な設計とする。 海を水源とした残留熱除去系海水系は、残留熱除去系海水ポンプにて非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピットを通じて海水を取水し、残留熱除去系海水ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給することで、サブプレッション・プールを水源とした残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）で発生した熱を回収し、最終的な熱の逃がし場である海への熱の輸送が可能な設計とする。 残留熱除去系海水系は、通常原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却を目的とし設置される残留熱除去系の残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。 残留熱除去系海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。 7.2 緊急用海水系 (1) 系統構成 海を水源とした緊急用海水ポンプは、非常用取水設備であるS A用海水ピット、海水引込み管、S A用海水ピット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを通じて取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給が可能な設計とする。 緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。 設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系の機能喪失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できない場合を想定した重大事故等対処設備（緊急用海水系による除熱）として、海を水源とした緊急用海水系は、緊急用海水ポンプにて非常用取水設備であるS A用海水ピット、海水引込み管、S A用海水ピット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを通じて取水した海水を取水し、緊急用海水ポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に海水を供給することで、原子炉圧力容器又はサブプレッション・プールを水源とした残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）で発生した熱を回収し、最終的な熱の逃がし場である海への熱の輸送が可能な設計とする。 S A用海水ピット、海水引込み管、S A用海水ピット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを重大事故等対処設備として使用し、必要な海水を確保できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
	(2) 多様性，位置的分散 緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプは，常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプに対して多様性を有する設計とする。 緊急用海水ポンプは，原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。 海を水源とした緊急用海水ポンプは，非常用取水設備であるS A用海水ピット，海水引込み管，S A用海水ピット取水塔，緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを通じて取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去し，冷却水として残留熱除去系熱交換器及び代替燃料プール冷却系熱交換器に供給可能な設計とする。 残留熱除去系海水系が機能喪失している場合は，緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する設計とする。
8. 原子炉冷却材浄化設備 8.1 原子炉冷却材浄化系 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，再循環回路から冷却材を一部バイパスし，フィルタ脱塩装置によって浄化脱塩することにより，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。 原子炉起動時，停止時及び高温待機時において，放射性物質を含む原子炉冷却材を一次冷却材設備外に排出する場合に，原子炉冷却材浄化系は，原子炉冷却材を浄化して，液体廃棄物処理系導く設計とする。	8. 原子炉冷却材浄化設備 8.1 原子炉冷却材浄化系 変更なし
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 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，格納容器床ドレン流量，格納容器機器ドレン流量及び格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射能の測定を検出する装置を設ける設計とする。 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，格納容器床ドレン流量，格納容器機器ドレン流量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8 L/min （約 0.23 m³/h）の漏えいを 1 時間以内に検出できる設計とする。 測定値は，指示するとともに，原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す設計とする。	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 変更なし
10. 流体振動等による損傷の防止 燃料体及び炉心支持構造物並びに原子炉冷却系統に係る容器，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。 流体振動による損傷防止は，設計時に以下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。 ・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 O 1 2）による。	10. 流体振動等による損傷の防止 変更なし

変 更 前	変 更 後
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、設計時に日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S O 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。	
11. 主要対象設備 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。	11. 主要対象設備 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。 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。

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（1／36）

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	原子炉冷却材再循環系	ポンプ	再循環系ポンプ	S	クラス1	—		変更なし		—	—	
		主配管	原子炉圧力容器出口から原子炉冷却材再循環ポンプ吸込管分岐点	S	クラス1	—		変更なし		—	—	
			原子炉冷却材再循環ポンプ吸込管分岐点から弁B35-F023A	S	クラス1	—		変更なし		—	—	
			原子炉圧力容器出口から弁B35-F023B	S	クラス1	—		変更なし		—	—	
			弁B35-F023A, Bから再循環系ポンプA, B入口	S	クラス1	—		変更なし		—	—	
			再循環系ポンプA, B出口から弁B35-F067A, B	S	クラス1	—		変更なし		—	—	
			弁B35-F067A, Bから原子炉冷却材再循環ポンプA, B吐出管合流点	S	クラス1	—		変更なし		—	—	
			原子炉冷却材再循環ポンプA, B吐出管合流点からマニホールド管	S	クラス1	—		変更なし		—	—	
			マニホールド管	S	クラス1	—		変更なし		—	—	
			マニホールド管よりジェットポンプへの供給管	S	クラス1	—		変更なし		—	—	
		原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	容器	自動減圧機能用アキュムレータ	S	クラス3	—		変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和
逃がし安全弁制御用アキュムレータ	S				クラス3	—		変更なし		—	—	
主蒸気隔離弁制御用アキュムレータ	S				クラス3	—		変更なし		—	—	
主蒸気流量制限器	流出制限器			S	—	—		変更なし		—	—	
安全弁及び逃がし弁	逃がし安全弁			S	—	—		変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和	—	

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（2／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	主要弁	B22-F022A, B, C, D	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			B22-F028A, B, C, D	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
		主配管	原子炉圧力容器から逃がし安全弁分岐点	S	クラス 1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	S	クラス 1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から逃がし安全弁分岐点	S	クラス 1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			逃がし安全弁分岐点から逃がし安全弁（安全弁機能）分岐点	S	クラス 1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			逃がし安全弁分岐点及び逃がし安全弁分岐点（安全弁機能）から主蒸気管端部	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			逃がし安全弁分岐点及び逃がし安全弁分岐点（安全弁機能）から弁 B22-F028	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			主蒸気管から逃がし安全弁（操作対象弁）	S	クラス 1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			主蒸気管から逃がし安全弁（自動減圧機能付）	S	クラス 1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			主蒸気管から逃がし安全弁	S	クラス 1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			逃がし安全弁からクエンチャ	B－1	クラス 3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			逃がし安全弁（自動減圧機能付）からクエンチャ	B－1	クラス 3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			逃がし安全弁（操作対象弁）からクエンチャ	B－1	クラス 3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			クエンチャ	B－1	クラス 3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			弁B22-F028から弁B22-F098	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
			弁B22-F098から主蒸気ヘッダ	B－1	クラス 3	—		変更なし			—	—
			主蒸気ヘッダから高圧タービン主塞止弁	B－1	クラス 3	—		変更なし			—	—

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（3／36）

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	主蒸気ヘッドからバイパスチェスト	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			バイパスチェストから復水器	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			主蒸気ヘッドより原子炉給水ポンプ駆動用タービン主蒸気止め弁入口までおよびタービングラント蒸気蒸発器へ	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			弁B22-F036及び逃がし安全弁制御用アキュムレータから逃がし安全弁, 逃がし安全弁(自動減圧機能付)及び逃がし安全弁（操作対象弁）	S	クラス3	－		変更なし			－	－
			弁B22-F040からアキュムレータ窒素供給配管分岐点	S	クラス3	－		変更なし			－	－
			自動減圧機能用アキュムレータからアキュムレータ窒素供給配管分岐点	S	クラス3	－		変更なし			－	－
			アキュムレータ窒素供給配管分岐点から逃がし安全弁（自動減圧機能付）	S	クラス3	－		変更なし			－	－
	復水給水系	主要弁	B22-F010A, B	S	クラス1	－		変更なし			－	－
			B22-F032A, B	S	クラス1	－		変更なし			－	－
		主配管	タービン駆動原子炉給水ポンプ出口管	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			電動機駆動原子炉給水ポンプ出口管	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			原子炉給水ポンプ出口ヘッド	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－

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（4／36）

設備区分			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	原子炉給水ポンプ出口ヘッダより第1給水加熱器まで	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			第1給水加熱器から弁B22-F065A, B	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			弁B22-F065A, Bから弁B22-F032A, B	S	クラス2	－		変更なし			－	－
			脱塩器出口弁から高圧復水ポンプ	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			高圧復水ポンプよりタービン及び電動機駆動原子炉給水ポンプ（原子炉給水ポンプ吸込管）	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			弁B22-F032A, Bから弁B22-F010A, B	S	クラス1	－		変更なし			－	－
			弁B22-F010A, Bから原子炉圧力容器	S	クラス1	－		変更なし			－	－
	復水脱塩系	ろ過装置	復水脱塩系脱塩器	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			復水脱塩系陽イオン樹脂再生塔	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			復水脱塩系陰イオン樹脂再生塔	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			復水脱塩系樹脂貯槽	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
		主配管	脱塩器入口止め弁より脱塩器まで	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			脱塩器より脱塩器出口止め弁まで	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
	給水加熱器 ドレン系	主配管	第1給水加熱器から第2給水加熱器	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			第2給水加熱器から第3給水加熱器	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			第3給水加熱器から第4給水加熱器	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－

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（5／36）

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	給水加熱器ドレン系	主配管	第 4 給水加熱器から第 5 給水加熱器	B－1	クラス 3	－		変更なし			－	－
			第 5 給水加熱器からドレンポンプ	B－1	クラス 3	－		変更なし			－	－
			ドレンポンプより第 6 給水加熱器まで	B－1	クラス 3	－		変更なし			－	－
			第 6 給水加熱器より主復水器入口調節弁まで	B－1	クラス 3	－		変更なし			－	－
			主復水器入口調整弁から主復水器	B－1	火力技術基準	－		変更なし			－	－
			湿分分離器ドレンタンクから主復水器への管より分岐する給水加熱器への管	B－1	クラス 3	－		変更なし			－	－
	抽気系	主配管	高圧タービン出口逆止弁より第 1 給水加熱器まで（3 系列）	B－1	クラス 3	－		変更なし			－	－
			第 2 給水加熱器入口逆止弁より第 2 給水加熱器まで（3 系列）	B－1	クラス 3	－		変更なし			－	－
			低圧タービン出口逆止弁から第 3 給水加熱器（3 系列）	B－1	クラス 3	－		変更なし			－	－
			低圧タービン出口逆止弁より第 4 給水加熱器まで（3 系列）	B－1	クラス 3	－		変更なし			－	－
			低圧タービン出口逆止弁より第 5 給水加熱器まで（3 系列）	B－1	クラス 3	－		変更なし			－	－
			低圧タービン出口より第 6 給水加熱器まで（復水器内抽気管）	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入口逆止弁よりタービンまで	B－1	クラス 3	－		変更なし			－	－
	漏えい抑制系 主蒸気隔離弁	主配管	B22-F028 からサプレッション・チェンバ	S	クラス 3	－		変更なし			－	－
			外側主蒸気隔離弁漏えい水処理配管から弁 E32-F002（E, F, G, H）	S	クラス 3	－		変更なし			－	－
			弁 B22-F028 と弁 B22-F098 間の主蒸気管からサプレッション・チェンバ	S	クラス 3	－		変更なし			－	－
			主蒸気隔離弁外側漏えい水処理配管から弁 E32-F002（A, B, C, D）	S	クラス 3	－		変更なし			－	－

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（6／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	熱交換器	残留熱除去系熱交換器	S	クラス 2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
		ポンプ	残留熱除去系ポンプ A	S	クラス 2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			残留熱除去系ポンプ B	S	クラス 2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			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	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			残留熱除去系ストレーナ B	S	クラス 2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			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	E12-F005	S	—	—		変更なし			常設／防止	—
			E12-F025A	S	—	—		変更なし			常設／防止	—
			E12-F025B	S	—	—		変更なし			常設／防止	—
			E12-F025C	S	—	—		変更なし			—	—
			E12-F088A, B	S	—	—		変更なし			常設／防止	—
			E12-F088C	S	—	—		変更なし			—	—
			E12-FF028	S	—	—		変更なし			常設／防止	—
		主要弁	E12-F009	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			E12-F008	S	クラス 2	—		変更なし		クラス 1	—	—
			E12-F050A	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			E12-F050B	S	クラス 1	—		変更なし			—	—

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（7／36）

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	E12-F053A, B	S	クラス 2	—		変更なし		クラス 1	—	—
			E12-F027A, B	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
			E12-F041A, C	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			E12-F041B	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			E12-F042A, B, C	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			E12-F024A, B	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
			E12-F048A, B	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
			E12-F023	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
		主配管	弁E12-F042Cから弁E12-F041C	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			弁E12-F041Cから原子炉圧力容器	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			弁E12-F042Aから弁E12-F041A	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			弁E12-F041Aから原子炉圧力容器	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			弁E12-F042Bから弁E12-F041B	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			弁E12-F041Bから原子炉圧力容器	S	クラス 1	—		変更なし			—	—
			弁E12-F053Aから弁E12-F050A	S	クラス 2	—		変更なし		クラス 1	常設／防止	S Aクラス 2
			弁E12-F050Aから原子炉冷却材再循環ポンプ A 吐出管合流点	S	クラス 1	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			弁E12-F053Bから弁E12-F050B	S	クラス 2	—		変更なし		クラス 1	常設／防止	S Aクラス 2
			弁E12-F050Bから原子炉冷却材再循環ポンプ B 吐出管合流点	S	クラス 1	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			原子炉冷却材再循環ポンプ吸込管分岐点から弁E12-F009	S	クラス 1	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			弁E12-F009から弁E12-F008	S	クラス 2	—		変更なし		クラス 1	常設／防止	S Aクラス 2
サプレッション・チェンバから弁E12-F004A	S	クラス 2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2			

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（8／36）

設備区分			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	弁E12-F004Aから残留熱除去系ポンプA吸込管合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系ポンプA吸込管合流点から残留熱除去系ポンプA	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			サプレッション・チェンバから弁E12-F004B	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			弁E12-F004Bから残留熱除去系ポンプB吸込管合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系ポンプB吸込管合流点から残留熱除去系ポンプB	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系ポンプAから残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器A	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系ポンプBから残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器B	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系熱交換器AからA系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器A出口管合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系熱交換器A出口管合流点からA系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からA系統ドライウェルスプレイ配管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点からA系統テスト配管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			A系統テスト配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管A系合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2

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（9／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	低压代替注水系残留熱除去系配管A系合流点からA系統原子炉注水管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	SAクラス2
			A系統原子炉注水管分岐点から格納容器スプレイヘッダA（ドライウエル側）	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	SAクラス2
			残留熱除去系熱交換器BからB系統代替循環冷却水系ポンプ吸込管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	SAクラス2
			B系統代替循環冷却水系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器B出口管合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	SAクラス2
			残留熱除去系熱交換器B出口管合流点からB系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	SAクラス2
			B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からB系統テスト配管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	SAクラス2
			B系統テスト配管分岐点からB系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	SAクラス2
			B系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から低压代替注水系残留熱除去系配管B系合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	SAクラス2
			低压代替注水系残留熱除去系配管B系合流点から格納容器スプレイヘッダB（ドライウエル側）	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	SAクラス2
			残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器A出口管合流点	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器B出口管合流点	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			サブプレッション・チェンバから弁E12-F004C	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			弁E12-F004Cから残留熱除去系ポンプC吸込管合流点	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			残留熱除去系ポンプC吸込管合流点から残留熱除去系ポンプC	S	クラス2	—		変更なし			—	—

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（10／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	残留熱除去系ポンプCから低压代替注水系残留熱除去系配管C系合流点	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			低压代替注水系残留熱除去系配管C系合流点からC系統低压注水系配管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			C系統低压注水系配管分岐点から弁E12-F042C	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			A系統テスト配管分岐点からA系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			A系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点からA系統代替循環冷却系テスト配管合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			A系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサプレッション・チェンバ	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			B系統テスト配管分岐点からB系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点からB系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点からB系統低压注水系配管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			B系統低压注水系配管分岐点からB系統代替循環冷却系テスト配管合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			B系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサプレッション・チェンバ	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			C系統低压注水系配管分岐点からB系統テスト配管	S	クラス2	—		— *2				
			A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点からA系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			A系統原子炉停止時冷却系配管分岐点からA系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から弁E12-F042A	S	クラス2	—		変更なし			—	—

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（11／36）

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	B系統低圧注水系配管分岐点から弁E12-F042B	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			A系統原子炉停止時冷却系配管分岐点から弁E12-F053A	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点から弁E12-F053B	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			A系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から格納容器スプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			B系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から格納容器スプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			弁E12-F008から原子炉停止時冷却系配管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			原子炉停止時冷却系配管分岐点から残留熱除去系ポンプA吸込管合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			原子炉停止時冷却系配管分岐点から残留熱除去系ポンプB吸込管合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			原子炉停止時冷却系配管から残留熱除去系ポンプC吸込管合流点	S	クラス2	—		— *2				
			弁G41-F016から原子炉停止時冷却系配管	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			B系統テスト配管及びA系統格納容器スプレイ配管から弁G41-F036	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			A系統原子炉注水管分岐点から残留熱除去系原子炉注水管合流点	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			残留熱除去系ストレーナAからサブプレッション・チェンバ	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系ストレーナBからサブプレッション・チェンバ	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系ストレーナCからサブプレッション・チェンバ	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			—					原子炉圧力容器出口から原子炉冷却材再循環ポンプ吸込管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉冷却材再循環ポンプA，B吐出管合流点からマニホールド管	—	—	常設／防止	S Aクラス2

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（12／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	—	—	—	—	—	マニホールド管	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								マニホールド管からジェットポンプへの供給管	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								格納容器スプレイヘッダA（ドライウエル側）	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								格納容器スプレイヘッダB（ドライウエル側）	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								格納容器スプレイヘッダ（サブレッション・チェンバ側）	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-11A	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-11B	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-19A	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-19B	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-20	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-25A	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-25B	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-32	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-35	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-47	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-48	—	—	常設／防止	S Aクラス2
	圧力逃がし装置が格納容器	主配管	—	—	—	—	—	原子炉格納容器から弁2-26B-12	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉格納容器から弁2-26B-10	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2

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（13／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	格納容器圧力逃がし装置	主配管	—					弁2-26B-12からドライウエル側窒素ガス代替注入系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								弁2-26B-10からサブプレッショ ン・チェンバ側窒素ガス代替注 入系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								ドライウエル側窒素ガス代替注 入系配管合流点及びサブプレッ ション・チェンバ側窒素ガス代替 注入系配管合流点から窒素排気 管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								窒素排気管合流点から原子炉棟 換気系及び原子炉建屋ガス処理 系分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉棟換気系及び原子炉建屋 ガス処理系分岐点から耐圧強化 ベント系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								耐圧強化ベント系配管分岐点か ら格納容器圧力逃がし装置配管 分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								格納容器圧力逃がし装置配管分 岐点からフィルタ装置	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								フィルタ装置から排気管	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-3	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-79	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
	耐圧強化ベント系	主配管	—					原子炉格納容器から弁2-26B-12	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器から弁2-26B-10	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								弁2-26B-12からドライウエル側窒素ガス代替注入系配管合流点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								弁2-26B-10からサブプレッショ ン・チェンバ側窒素ガス代替注 入系配管合流点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2

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（14／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	主配管	—	—	—	—	—	ドライウエル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点から窒素排気管合流点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								窒素排気管合流点から原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点から耐圧強化ベント系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								耐圧強化ベント系配管分岐点から格納容器圧力逃がし装置配管分岐点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								格納容器圧力逃がし装置配管分岐点から耐圧強化ベント系配管合流点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								耐圧強化ベント系配管合流点から非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点から非常用ガス処理系排気筒接続部	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-3	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-79	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
非常用炉心冷却設備その他	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	—	—	変更なし			常設／防止	S Aクラス2
		ろ過装置	高圧炉心スプレイ系ストレーナ	S	クラス2	—	—	変更なし			常設／防止	S Aクラス2
		安全弁及び逃がし弁	E22-F014	S	—	—	—	変更なし			常設／防止	—
			E22-F035	S	—	—	—	変更なし			常設／防止	—
			—					逃がし安全弁	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
		主要弁	E22-F004	S	クラス1	—	—	変更なし			—	—
			E22-F005	S	クラス1	—	—	変更なし			—	—

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（15／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	弁E22-F001から補給水系配管合流点	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
			補給水系配管合流点から高圧炉心スプレイ系ポンプ	S	クラス 2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			高圧炉心スプレイ系ポンプから弁E22-F004	S	クラス 2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			弁E22-F004から弁E22-F005	S	クラス 1	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			弁E22-F005から原子炉压力容器	S	クラス 1	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			サプレッション・チェンバから高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点	S	クラス 2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点から補給水系配管合流点	S	クラス 2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			高圧炉心スプレイ系ストレーナからサプレッション・チェンバ	S	クラス 2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス 2
			—			—		原子炉压力容器から逃がし安全弁分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
						—		原子炉压力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
						—		原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から逃がし安全弁分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
						—		逃がし安全弁分岐点から逃がし安全弁（安全弁機能）分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
						—		主蒸気管から逃がし安全弁（操作対象弁）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
						—		主蒸気管から逃がし安全弁（自動減圧機能付）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
						—		主蒸気管から逃がし安全弁	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2

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（16／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	—					逃がし安全弁（自動減圧機能付）からクエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁（操作対象弁）からクエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								クエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-6	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-31	—	—	常設／防止	S Aクラス2
	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	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
		ろ過装置	低圧炉心スプレイ系ストレーナ	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
		安全弁及び逃がし弁	E21-F018	S	—	—		変更なし			常設／防止	—
			E21-F031	S	—	—		変更なし			常設／防止	—
		主要弁	E21-F005	S	クラス1	—		変更なし			—	—
			E21-F006	S	クラス1	—		変更なし			—	—
		主配管	サプレッション・チェンバから低圧炉心スプレイ系ポンプ	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			低圧炉心スプレイ系ポンプから低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点から弁E21-F005	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			弁E21-F005から弁E21-F006	S	クラス1	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			弁E21-F006から原子炉圧力容器	S	クラス1	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			低圧炉心スプレイ系ストレーナからサプレッション・チェンバ	S	クラス2	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			—					原子炉格納容器配管貫通部X-8	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-34	—	—	常設／防止	S Aクラス2

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（17／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	ポンプ	—					原子炉隔離時冷却系ポンプ	—	—	常設／防止	S Aクラス2
		ろ過装置	—					原子炉隔離時冷却系ストレーナ	—	—	常設／防止	S Aクラス2
		安全弁及び逃がし弁	—					E51-F017	—	—	常設／防止	—
								逃がし安全弁	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
		主配管	—					原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から弁E51-F063	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E51-F063から弁E51-F064	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E51-F064から原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点から弁E51-F045	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E51-F045から原子炉隔離時冷却系タービン	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系タービンから原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点から弁E51-F068	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E51-F068からサブプレッショ ン・チェンバ	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系ストレーナからサブプレッショ ン・チェンバ	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								サブプレッショ ン・チェンバから補給水系配管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								補給水系配管合流点から原子炉隔離時冷却系ポンプ	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系ポンプから原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2

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（18／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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吐出管合流点から残留熱除去系原子炉注水管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系原子炉注水管合流点から弁E51-F065	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E51-F065から弁E51-F066	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E51-F066から原子炉压力容器	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉压力容器から逃がし安全弁分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から逃がし安全弁分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁分岐点から逃がし安全弁（安全弁機能）分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								主蒸気管から逃がし安全弁（操作対象弁）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								主蒸気管から逃がし安全弁（自動減圧機能付）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								主蒸気管から逃がし安全弁	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁からクエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁（自動減圧機能付）からクエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁（操作対象弁）からクエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								クエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-2	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-4	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-21	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-33	—	—	常設／防止	S Aクラス2

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（19／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	低圧注水系	ポンプ	—	—				残留熱除去系ポンプA	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系ポンプB	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系ポンプC	—	—	常設／防止	S Aクラス2
		ろ過装置	—	—				残留熱除去系ストレーナA	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系ストレーナB	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系ストレーナC	—	—	常設／防止	S Aクラス2
		安全弁及び逃がし弁	—	—				E12-F025A	—	—	常設／防止	—
								E12-F025B	—	—	常設／防止	—
								E12-F025C	—	—	常設／防止	—
								E12-F088A, B	—	—	常設／防止	—
								E12-F088C	—	—	常設／防止	—
		主配管	—	—				残留熱除去系ストレーナAからサプレッション・チェンバ	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系ストレーナBからサプレッション・チェンバ	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系ストレーナCからサプレッション・チェンバ	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								サプレッション・チェンバから弁E12-F004A	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								サプレッション・チェンバから弁E12-F004B	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								サプレッション・チェンバから弁E12-F004C	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E12-F004Aから残留熱除去系ポンプA吸込管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E12-F004Bから残留熱除去系ポンプB吸込管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E12-F004Cから残留熱除去系ポンプC吸込管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系ポンプA吸込管合流点から残留熱除去系ポンプA	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系ポンプB吸込管合流点から残留熱除去系ポンプB	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系ポンプC吸込管合流点から残留熱除去系ポンプC	—	—	常設／防止	S Aクラス2

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（20／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	低圧注水系	主配管	—	—	—	—	—	残留熱除去系ポンプAから残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系ポンプBから残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器A	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器B	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系熱交換器AからA系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系熱交換器BからB系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器A出口管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器B出口管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系熱交換器A出口管合流点からA系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系熱交換器B出口管合流点からB系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からA系統ドライウェルスプレイ配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からB系統テスト配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2

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（21／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	低圧注水系	主配管	—	—	—	—	—	B系統テスト配管分岐点からB系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点からB系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点からB系統低圧注水系配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点からA系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								A系統原子炉停止時冷却系配管分岐点からA系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から弁E12-F042A	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								B系統低圧注水系配管分岐点から弁E12-F042B	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系ポンプCから低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点からC系統低圧注水系配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								C系統低圧注水系配管分岐点から弁E12-F042C	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器A出口管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器B出口管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2

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（22／36）

変 更 前			変 更 後									
設備区分	系統名	機器区分	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	低圧注水系	主配管	—	—	—	—	—	弁E12-F042Aから弁E12-F041A	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E12-F042Bから弁E12-F041B	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E12-F042Cから弁E12-F041C	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E12-F041Aから原子炉圧力容器	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E12-F041Bから原子炉圧力容器	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								弁E12-F041Cから原子炉圧力容器	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-32	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-35	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-36	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-12A	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-12B	—	—	常設／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-12C	—	—	常設／防止	S Aクラス2
	ほう酸水注入系	ポンプ	—	—	—	—	—	ほう酸水注入ポンプ	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
		容器	—	—	—	—	—	ほう酸水貯蔵タンク	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
		安全弁及び逃がし弁	—	—	—	—	—	C41-F029A, B	—	—	常設耐震／防止	—
								逃がし安全弁	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
		主配管	—	—	—	—	—	タンクよりポンプまで（ポンプ入口管）	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								ポンプ出口より爆破開放弁（ポンプ出口バイパス管含む）	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2

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（23／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	—	—	—	—	—	爆破開放弁より原子炉圧力容器まで	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉圧力容器から逃がし安全弁分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から逃がし安全弁分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁分岐点から逃がし安全弁（安全弁機能）分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								主蒸気管から逃がし安全弁（操作対象弁）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								主蒸気管から逃がし安全弁（自動減圧機能付）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								主蒸気管から逃がし安全弁	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁からクエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁（自動減圧機能付）からクエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁（操作対象弁）からクエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								クエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-13	—	—	常設／耐震防止	S Aクラス2
	高圧代替注水系	ポンプ	—	—	—	—	—	常設高圧代替注水系ポンプ	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
		ろ過装置	—	—	—	—	—	高圧炉心スプレイ系ストレーナ	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
		安全弁及び逃がし弁	—	—	—	—	—	逃がし安全弁	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—

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（24／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	—	—				原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から弁E51-F063	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								弁E51-F063から弁E51-F064	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								弁E51-F064から原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点から常設高圧代替注水系タービン	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								常設高圧代替注水系タービンから原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点から弁E51-F068	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								弁E51-F068からサプレッション・チェンバ	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								高圧炉心スプレイ系ストレーナからサプレッション・チェンバ	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								サプレッション・チェンバから高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点から常設高圧代替注水系ポンプ	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								常設高圧代替注水系ポンプから原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点から残留熱除去系原子炉注水管合流点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								残留熱除去系原子炉注水管合流点から弁E51-F065	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								弁E51-F065から弁E51-F066	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2

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（25／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	—	—	—	—	—	弁E51-F066から原子炉圧力容器	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉圧力容器から逃がし安全弁分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から逃がし安全弁分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁分岐点から逃がし安全弁（安全弁機能）分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								主蒸気管から逃がし安全弁（操作対象弁）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								主蒸気管から逃がし安全弁（自動減圧機能付）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								主蒸気管から逃がし安全弁	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁からクエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁（自動減圧機能付）からクエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								逃がし安全弁（操作対象弁）からクエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								クエンチャ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-2	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-4	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-21	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-31	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2

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（26／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	ポンプ	—					常設低圧代替注水系ポンプ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								可搬型代替注水大型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
								可搬型代替注水中型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
		貯蔵槽	—					代替淡水貯槽	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								西側淡水貯水設備	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
		安全弁及び逃がし弁	—					E21-F018	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
								E12-F025C	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
		主配管	—					代替淡水貯槽から常設低圧代替注水系ポンプ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								常設低圧代替注水系ポンプから低圧代替注水系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								低圧代替注水系配管合流点から代替格納容器スプレイ冷却系配管B系分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								代替格納容器スプレイ冷却系配管B系分岐点から格納容器下部注水系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								格納容器下部注水系配管分岐点から代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点からC系統低圧注水系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								C系統低圧注水系配管分岐点か弁E12-F042C)	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								弁E12-F042Cから弁E12-F041C	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								弁E12-F041Cから原子炉圧力容器	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2

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（27／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	—	—				原子炉建屋東側接続口から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点から弁E21-F005	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								弁E21-F005から弁E21-F006	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								弁E21-F006から原子炉压力容器	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉建屋西側接続口から高所接続口合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								高所接続口合流点から低圧代替注水系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								高所西側接続口及び高所東側接続口から高所接続口合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-8	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
								原子炉格納容器配管貫通部X-12C	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
								取水用5mホース	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								送水用5m, 10m, 50mホース	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2

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（28／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	ポンプ	—					代替循環冷却系ポンプ	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
		ろ過装置	—					残留熱除去系ストレーナA	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								残留熱除去系ストレーナB	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
		安全弁及び逃がし弁	—					E12-F025A	—	—	常設／緩和	—
								E12-F025B	—	—	常設／緩和	—
								E12-F088A, B	—	—	常設／緩和	—
		主配管	—					残留熱除去系ストレーナAからサブプレッション・チェンバ	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								残留熱除去系ストレーナBからサブプレッション・チェンバ	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								サブプレッション・チェンバから弁E12-F004A	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								サブプレッション・チェンバから弁E12-F004B	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								弁E12-F004Aから残留熱除去系ポンプA吸込管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								弁E12-F004Bから残留熱除去系ポンプB吸込管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								残留熱除去系ポンプA吸込管合流点から残留熱除去系ポンプA	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								残留熱除去系ポンプB吸込管合流点から残留熱除去系ポンプB	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								残留熱除去系ポンプAから残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								残留熱除去系ポンプBから残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2

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（29／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	—	—	—	—	—	残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器A	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器B	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								残留熱除去系熱交換器AからA系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								残留熱除去系熱交換器BからB系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から代替循環冷却系ポンプA	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から代替循環冷却系ポンプB	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								代替循環冷却系ポンプAから代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管A系分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								代替循環冷却系ポンプBから代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管B系分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管A系分岐点から代替循環冷却系テスト配管A系分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管B系分岐点から代替循環冷却系テスト配管B系分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								代替循環冷却系テスト配管A系分岐点からA系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								代替循環冷却系テスト配管B系分岐点からB系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2

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（30／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	—	—				B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点からB系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点からB系統低圧注水系配管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から弁E12-F042A	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								B系統低圧注水系配管分岐点から弁E12-F042B	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								弁E12-F042Aから弁E12-F041A	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								弁E12-F042Bから弁E12-F041B	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								弁E12-F041Aから原子炉压力容器	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								弁E12-F041Bから原子炉压力容器	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-35	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-32	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-12A	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								原子炉格納容器配管貫通部X-12B	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
	代替水源供給設備	ポンプ	—	—				可搬型代替注水大型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
								可搬型代替注水中型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
		貯蔵槽	—	—				代替淡水貯槽	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								西側淡水貯水設備	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
		主配管	—	—				取水用5mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
								送水用5m, 10m, 50mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3

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（31／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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-F063	S	クラス1	—		変更なし			—	—
			E51-F064	S	クラス1	—		変更なし			—	—
			E51-F065	S	クラス1	—		変更なし			—	—
			E51-F066	S	クラス1	—		変更なし			—	—
		主配管	原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から弁E51-F063	S	クラス1	—		変更なし			—	—
			弁E51-F063から弁E51-F064	S	クラス1	—		変更なし			—	—
			弁E51-F065から弁E51-F066	S	クラス1	—		変更なし			—	—
			弁E51-F066から原子炉圧力容器	S	クラス1	—		変更なし			—	—
			弁E51-F064から原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点から弁E51-F045	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			弁E51-F045から原子炉隔離時冷却系タービン	S	クラス3	—		変更なし			—	—
			原子炉隔離時冷却系タービンから原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点	S	クラス3	—		変更なし			—	—
			原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点から弁E51-F068	S	クラス3	—		変更なし			—	—
			弁E51-F068からサプレッション・チェンバ	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			弁E51-F010より補給水系配管合流点	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			補給水系配管合流点から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ストレーナからサプレッション・チェンバ	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			サプレッション・チェンバから補給水系配管合流点	S	クラス2	—		変更なし			—	—

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（32／36）

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	原子炉隔離時冷却系ポンプから原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点	S	クラス 2	—		変更なし	—		—	—
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点から残留熱除去系原子炉注水管合流点	S	クラス 2	—		変更なし	—		—	—
			残留熱除去系原子炉注水管合流点から弁E51-F065	S	クラス 2	—		変更なし	—		—	—
	補給水系	容器	復水貯蔵タンク	B－1	クラス 2	—		変更なし	—		—	—
		主配管	復水貯蔵タンクから復水器及び復水移送ポンプ	B－1	クラス 3	—		変更なし	—		—	—
			復水貯蔵タンクより高圧炉心スプレイ系および原子炉隔離時冷却系へ	B－1	クラス 2	—		変更なし	—		—	—
			復水系から復水貯蔵タンク	B－1	クラス 3	—		変更なし	—		—	—
			放射性廃棄物処理系から復水貯蔵タンク	B－1	クラス 3	—		変更なし	—		—	—
			復水移送ポンプから復水器	B－1	クラス 3	—		変更なし	—		—	—
原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却系	熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器	B－1	クラス 3	—		変更なし	—		—	—
		安全弁及び逃がし弁	7-9V18A, B	B－1	—	—		変更なし	—		—	—
			7-9V19A, B	B－1	—	—		変更なし	—		—	—
			7-9V20	B－1	—	—		変更なし	—		—	—
			主配管	原子炉補機冷却水ポンプから燃料プール冷却浄化系熱交換器及び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	—		—
		燃料プール冷却浄化系熱交換器及び原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器から原子炉補機冷却系熱交換器		B－1	クラス 3	—		変更なし	—		—	—
		原子炉補機冷却水ポンプ出口管から排ガス復水器及び廃液濃縮器復水器		B－1	クラス 3	—		変更なし	—		—	—
		排ガス復水器及び廃液濃縮器復水器から原子炉補機冷却系熱交換器入口管		B－1	クラス 3	—		変更なし	—		—	—
		原子炉補機冷却器熱交換器出口より原子炉補機冷却水ポンプ入口まで		B－1	クラス 3	—		変更なし	—		—	—
原子炉冷却材浄化系循環ポンプクーラ，サンプルクーラ，制御棒駆動水圧系ポンプオイルクーラ，原子炉建屋機器ドレンサンプ熱交換器の出入口母管	B	クラス 3		—		— *2						

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（33／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	残留熱除去系海水系	ポンプ	残留熱除去系海水系ポンプ	S	Non*3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
		ろ過装置	残留熱除去系海水系ストレーナ	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
		安全弁及び逃がし弁	3-12VB001A, B	S	—	—		変更なし			常設／防止	—
		主配管	残留熱除去系海水系ポンプA及びCから残留熱除去系海水ストレーナA	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系海水ストレーナAからA系統緊急用海水系配管合流点	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系海水系ポンプB及びDから残留熱除去系海水ストレーナB	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系海水ストレーナBからB系統緊急用海水系配管合流点	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			A系統緊急用海水系配管合流点から残留熱除去系熱交換器A	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			B系統緊急用海水系配管合流点から残留熱除去系熱交換器B	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系熱交換器AからA系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			残留熱除去系熱交換器BからB系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			A系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点からA系統非常用放出配管分岐点	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			A系統非常用放出配管分岐点から弁7-12V82A	S	クラス3	—		変更なし			—	—
			B系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点からB系統非常用放出配管分岐点	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2

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（34／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	残留熱除去系海水系	主配管	B系統非常用放出配管分岐点から弁7-12V82B	S	クラス3	—		変更なし			—	—
			A系統非常用放出配管分岐点からA系統放水先	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			B系統非常用放出配管分岐点からB系統放水先	S	クラス3	—		変更なし			常設／防止	S Aクラス2
			弁7-12V82Aから放水路*4	C	クラス3	—		変更なし				
			弁7-12V82Bから放水路*4	C	クラス3	—		変更なし				
	緊急用海水系	ポンプ	—					緊急用海水ポンプ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
		ろ過装置	—					緊急用海水系ストレーナ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
		安全弁及び逃がし弁	—					3-12VB001A, B	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
		主配管	—	緊急用海水ポンプから緊急用海水系ストレーナ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2				
				緊急用海水系ストレーナから代替燃料プール冷却系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2				
				代替燃料プール冷却系配管分岐点から緊急用海水系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2				
				緊急用海水系配管分岐点からA系統緊急用海水系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2				
				緊急用海水系配管分岐点からB系統緊急用海水系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2				
				A系統緊急用海水系配管合流点から残留熱除去系熱交換器A	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2				
				B系統緊急用海水系配管合流点から残留熱除去系熱交換器B	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2				
				残留熱除去系熱交換器AからA系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2				
				残留熱除去系熱交換器BからB系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2				

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（35／36）

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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	緊急用海水系	主配管	—	—				A系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点からA系統非常用放出配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								B系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点からB系統非常用放出配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								A系統非常用放出配管分岐点からA系統放水先	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								B系統非常用放出配管分岐点からB系統放水先	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								代替燃料プール冷却系配管分岐点から代替燃料プール冷却系熱交換器	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
								代替燃料プール冷却系熱交換器からA系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点及びB系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
原子炉冷却材浄化設備	原子炉冷却材浄化系	熱交換器	再生熱交換器	B－1	クラス3	—		変更なし			—	—
			非再生熱交換器	B－1	クラス3	—		変更なし			—	—
		ろ過装置	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器	B－1	クラス3	—		変更なし			—	—
		安全弁及び逃がし弁	CUW-VLV-B001 SHELL-SV	B－1	—	—		変更なし			—	—
			CUW-VLV-B002 TUBE-SV	B－1	—	—		変更なし			—	—
			G33-62A, B	B－1	—	—		変更なし			—	—
		主要弁	G33-F001	S	クラス1	—		変更なし			—	—
			G33-F004	S	クラス1	—		変更なし			—	—
		主配管	原子炉再循環系及び原子炉圧力容器底部ドレンから弁G33-F001	S	クラス1	—		変更なし			—	—

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（36／36）

変 更 前			変 更 後									
設備区分	系統名	機器区分	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	弁G33-F001から弁G33-F004	S	クラス1	—		変更なし			—	—
			弁G33-F004から循環ポンプ入口	B－1	クラス3	—		変更なし			—	—
			循環ポンプ出口より再生熱交換器入口まで（再生熱交換器入口管）	B－1	クラス3	—		変更なし			—	—
			再生熱交換器出口より非再生熱交換器入口まで	B－1	クラス3	—		変更なし			—	—
			非再生熱交換器出口からろ過脱塩器（ろ過脱塩器入口管）	B－1	クラス3	—		変更なし			—	—
			ろ過脱塩器より再生熱交換器入口まで（ろ過脱塩器出口管）	B－1	クラス3	—		変更なし			—	—
			再生熱交換器出口から弁G33-F040	B－1	クラス3	—		変更なし			—	—
			弁G33-F040から給水系	S	クラス2	—		変更なし			—	—
			再生熱交換器連結管及び非再生熱交換器連絡管	B－1	クラス3	—		変更なし			—	—
			非再生熱交換器よりフィルタ脱塩器まで	B－1	クラス3	—		変更なし			—	—
			フィルタ脱塩器より再生熱交換器へ	B－1	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「5 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：当該ラインについては，主配管に該当しないため記載の適正化を行う。

注記 *3：「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年度（2007年追補版含む））＜第Ⅰ編 軽水炉規格＞JSME S NC1-2005/2007」（日本機械学会）における「クラス3ポンプ」である。

注記 *4：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。

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（1／3）

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	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 原子炉压力容器	—				原子炉压力容器	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S A クラス 2	
			原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備	—				E12-F042A, B, C	—	—	常設／防止	S A クラス 2	
	格納容器圧力逃がし装置	—	原子炉格納容器施設 原子炉格納容器	—				原子炉格納容器	—	—	常設耐震／防止	S A クラス 2	
			原子炉格納容器施設 圧力低減設備その他安全設備	—				フィルタ装置	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S A クラス 2	
								圧力開放板	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
								2-26B-12	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S A クラス 2	
	2-26B-10	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S A クラス 2								
	耐圧強化ベント系	—	原子炉格納容器施設 原子炉格納容器	—				原子炉格納容器	—	—	常設耐震／防止	S A クラス 2	
			原子炉格納容器施設 圧力低減設備その他安全設備	—				2-26B-12	—	—	常設耐震／防止	S A クラス 2	
								2-26B-10	—	—	常設耐震／防止	S A クラス 2	
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			—				非常用ガス処理系排気筒	—	—	常設耐震／防止	—		

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（2／3）

	変 更 前					変 更 後							
設備区分	系統名	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	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	－	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	S Aクラス2	
				－				高圧炉心スプレイスパージャ	－	－	常設／防止	－	
				－				高圧炉心スプレイ配管（压力容器内部）	－	－	常設／防止	－	
				－				E22-F004	－	－	常設／防止	S Aクラス2	
	低圧炉心スプレイ系	－	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	S Aクラス2	
				－				低圧炉心スプレイスパージャ	－	－	常設／防止	－	
				－				低圧炉心スプレイ配管（压力容器内部）	－	－	常設／防止	－	
				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	－				E21-F005	－	－	常設／防止	S Aクラス2
	原子炉隔離時冷却系	－	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	S Aクラス2	
	低圧注水系	－	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	S Aクラス2	
				－				残留熱除去系配管（原子炉压力容器内部）	－	－	常設／防止	－	
				－				残留熱除去系熱交換器	－	－	常設／防止	S Aクラス2	

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（3／3）

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	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 原子炉压力容器	—				原子炉压力容器	—	—	常設耐震／防止	S A クラス 2	
				—				差圧検出・ほう酸水注入管（ティーよりN10ノズルまでの外管）	—	—	常設耐震／防止	—	
				—				差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉压力容器内部）	—	—	常設耐震／防止	—	
	高压代替注水系	—	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	S A クラス 2	
	低压代替注水系	—	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	S A クラス 2	
				—				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	—	
	代替循環冷却系	—	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	S A クラス 2	
			原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備	—				残留熱除去系ポンプ A	—	—	常設／緩和	S A クラス 2	
				—				残留熱除去系ポンプ B	—	—	常設／緩和	S A クラス 2	
				—				残留熱除去系熱交換器	—	—	常設／緩和	S A クラス 2	
—				残留熱除去系配管（原子炉压力容器内部）	—	—	常設／緩和	—					

注記 *1：表2に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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

12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

12(1)～12(5)について次に示す。

12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項目次

1. 品質保証計画
2. 適用範囲
3. 定義
4. 品質マネジメントシステム
 - 4.1 一般要求事項
 - 4.2 文書化に関する要求事項
 - 4.2.1 一般
 - 4.2.2 品質マニュアル
 - 4.2.3 文書管理
 - 4.2.4 記録の管理
5. 経営者の責任
 - 5.1 経営者のコミットメント
 - 5.2 原子力安全の重視
 - 5.3 品質方針
 - 5.4 計画
 - 5.4.1 品質目標
 - 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画
 - 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
 - 5.5.1 の2 プロセス責任者
 - 5.5.2 管理責任者
 - 5.5.3 内部コミュニケーション
 - 5.6 マネジメントレビュー
 - 5.6.1 一般
 - 5.6.2 マネジメントレビューへのインプット
 - 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット
6. 資源の運用管理
 - 6.1 資源の提供
 - 6.2 人的資源
 - 6.2.1 一般
 - 6.2.2 力量，教育・訓練及び認識
 - 6.3 原子炉施設及びインフラストラクチャー
 - 6.4 作業環境
7. 業務の計画及び実施
 - 7.1 業務の計画

- 7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス
 - 7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化
 - 7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー
 - 7.2.3 外部とのコミュニケーション
- 7.3 設計・開発
 - 7.3.1 設計・開発の計画
 - 7.3.2 設計・開発へのインプット
 - 7.3.3 設計・開発からのアウトプット
 - 7.3.4 設計・開発のレビュー
 - 7.3.5 設計・開発の検証
 - 7.3.6 設計・開発の妥当性確認
 - 7.3.7 設計・開発の変更管理
- 7.4 調達
 - 7.4.1 調達プロセス
 - 7.4.2 調達要求事項
 - 7.4.3 調達製品の検証
- 7.5 業務の実施
 - 7.5.1 業務の管理
 - 7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認
 - 7.5.3 識別及びトレーサビリティ
 - 7.5.4 組織外の所有物
 - 7.5.5 調達製品の保存
- 7.6 監視機器及び測定機器の管理
- 8. 評価及び改善
 - 8.1 一般
 - 8.2 監視及び測定
 - 8.2.1 原子力安全の達成
 - 8.2.2 内部監査
 - 8.2.3 プロセスの監視及び測定
 - 8.2.4 検査及び試験
 - 8.3 不適合管理
 - 8.4 データの分析
 - 8.5 改善
 - 8.5.1 継続的改善
 - 8.5.2 是正処置
 - 8.5.3 予防処置

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
当社は、原子力発電所の安全を達成・維持・向上するため、社長をトップマネジメントとし、発電所の保安活動及び保守管理（以下「保安活動等」という。）のために必要な品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することとしている。 当社における品質マネジメントシステムは、「原子力発電所における安全のための品質保証規程」（J E A C 4 1 1 1－2009）（以下「J E A C 4 1 1 1」という。）及び「原子力発電所の保守管理規程」（J E A C 4 2 0 9－2007）を適用規格として策定した、「東海第二発電所原子炉施設保安規定の品質保証計画」及び「品質保証規程」（以下「品質マニュアル」という。）に基づき保安活動等を実施している。 本説明書は、東海第二発電所（以下「発電所」という。）の「□□□」に係る保安活動等について述べるものである。 なお、品質マニュアルの内容に変更があった場合は、最新の品質マニュアルに基づき実施することとする。 また、本工事に係る当社及び発注先の保安活動の概要を「第 1 表 本工事に係る保安活動の概要」に示す。 1. 品質マネジメントシステム 1.1 一般要求事項 1.1.1 一般要求事項（4.1）※¹ （1） 「第 1 図 東海第二発電所 品質マネジメントシステム組織図」に定める組織（以下「組織」という。）は、J E A C 4 1 1 1に基づき作成した品質マニュアルに従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。	1. 品質保証計画 当社は、「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」及び「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4 1 1 1－2009）」（以下「J E A C 4 1 1 1」という。）に基づき、安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含めた品質マネジメントシステムを構築し、「品質マニュアル（品質保証規程）」を定めている。本品質保証計画は、「品質マニュアル（品質保証規程）」に基づき定めたものである。 2. 適用範囲 本品質保証計画は、東海第二発電所の設計及び工事に係る保安活動に適用する。 3. 定義 本品質保証計画における用語の定義は、以下を除き J E A C 4 1 1 1に従う。 （1） 原子炉施設 原子力発電所を構成する構造物、系統及び機器等の総称をいう（以下、関係法令における「発電用原子炉施設」のことをいう。）。 （2） 実施部門 第 1 図に定める組織（以下「組織」という。）をいう。 （3） 原子力施設情報公開ライブラリー 原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう（以下「ニューシア」という。）。 （4） BWR 事業者協議会 国内BWR（沸騰水型軽水炉）プラントの安全性及び信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。 4. 品質マネジメントシステム 4.1 一般要求事項 （1） 組織は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

変更前	変更後
(2) 組織は次の各号に掲げる事項を実施する。 (a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を、「発電部門に係る品質管理要項」（以下「品質管理要項」という。）に定める二次文書及び三次文書で明確にする。 (b) (a)のプロセスの順序及び相互関係を「第2図 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」に示す。 (c) (a)のプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であるようにするために、必要な判断基準及び判断方法を「発電部門に係る品質管理要項」に定める文書（以下「規程」という。）に示す。 (d) (a)のプロセスの運用及び監視を支援するために、必要な資源及び情報を利用できるように「3. 資源の運用管理」に定める。 (e) (a)のプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析することを5.2.2（内部監査）、5.2.3（プロセスの監視及び測定）及び5.4.1（データの分析）に定め、実施する。 (f) (a)のプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために、「2.6 マネジメントレビュー」、「5.3 不適合管理」及び「5.5 改善」に示す処置をとる。	(2) 組織は、次の事項を実施する。 a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を、第1表(2)及び(3)に示す二次文書、「品質管理要項」に定める三次文書（以下「三次文書」という。）で明確にする。 b) これらのプロセスの順序及び相互関係を第2図に示す。 c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。 d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。 e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。 f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。 g) これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムとの整合をとれたものにする。 h) 社会科学及び行動科学の知見を踏まえて、品質マネジメントシステムの運用を促進する。
(3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、「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。）に基づく重要性に応じて、「原子力施設の重要度分類基準要項」を定め、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて以下の事項を考慮する。 (a) プロセス及び原子力施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度 (b) プロセス及び原子力施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度 (c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度 (d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度 (e) 運転開始後の原子力施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度	(3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、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。）に基づく重要性に応じて、「原子力施設の重要度分類基準要項」を定め、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また、これに基づき資源の適切な配分を行う。なお、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて以下の事項を考慮することができる。 a) プロセス及び原子炉施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度 b) プロセス及び原子炉施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度 c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度 d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度 e) 運転開始後の原子炉施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度

変更前	変更後
(4) 組織は、これらのプロセスを、品質マニュアルに従って運営管理する。 (5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合は、組織は「4.4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスに関して管理する。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式及び程度は、「調達管理要項」に定める。 ※1：括弧内の数字は、J E A C 4 1 1 1 の項目番号を示す（以下同様）。 1.2 文 書 1.2.1 一般（4.2.1） (1) 品質マネジメントシステムの文書には、次の各号に掲げる事項を含める。なお、記録は、適正に作成する。文書体系については、「第3図 品質マネジメントシステム文書体系図」に示す。 (a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明 (b) 品質マニュアル イ. 原子炉施設保安規定の品質保証計画及び「品質保証規程」 (c) J E A C 4 1 1 1 が要求する“文書化された手順”及び記録 イ. 「品質管理要項」に定める J E A C 4 1 1 1 が要求する“文書化された手順”である二次文書 ロ. 「品質管理要項」に定める記録 (d) 組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、組織が必要と決定した記録を含む以下の文書 イ. 「品質管理要項」に定める前号イ.以外の二次文書 ロ. 「品質管理要項」に定める三次文書 ハ. 一次文書、二次文書及び三次文書に基づき作成する社内文書 ニ. 外部文書（組織外が作成する文書のうち、品質マネジメントシステムで必要とされる文書。第35条（調達管理）において供給者が作成する文書、及び法令、基準等の社外文書を含む。） ホ. 上記イ.からニ.で規定する記録	(4) 組織は、これらのプロセスを本品質保証計画に従って運営管理する。 (5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には、組織は調達（7.4 参照）に従ってアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式及び程度は、「調達管理要項」に定める。 4.2 文書化に関する要求事項 4.2.1 一般 (1) 品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含める。なお、記録は適正に作成する。 a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明 b) 品質マニュアル イ. 本品質保証計画、原子炉施設保安規定の品質保証計画及び第1表(1)に示す「品質保証規程」 c) J E A C 4 1 1 1 が要求する“文書化された手順”及び記録 イ. 文書化された手順は、「第1表(2) J E A C 4 1 1 1 が要求する“文書化された手順”である二次文書」に示す。 ロ. 記録は、「第2表 J E A C 4 1 1 1 の要求事項に基づき作成する記録」に示す。 d) 組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、組織が必要と決定した記録を含む以下の文書 イ. 第1表(3)に示す二次文書 ロ. 三次文書 ハ. 一次文書、二次文書及び三次文書に基づき作成する社内文書 ニ. 外部文書（組織外が作成する文書のうち、品質マネジメントシステムで必要とされる文書。調達プロセスにおいて供給者が作成する文書、及び法令、基準等の社外文書を含む。） ホ. 上記イ.からニ.で規定する記録

変更前	変更後
1.2.2 品質マニュアル（4.2.2） （1） 組織は、品質マニュアルとして次の各号に掲げる事項を含む、原子炉施設保安規定の品質保証計画及び「品質保証規程」を作成し、維持する。なお、「品質保証規程」の作成にあたっては、品質保証計画との整合をとる。 （a） 品質マネジメントシステムの適用範囲 （b） 品質マネジメントシステムについて確立された“文書化された手順”又はそれらを参照できる情報 （c） 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述 1.2.3 文書管理（4.2.3） （1） 組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために、保安活動の重要度に応じて管理する。ただし、記録は文書の一種ではあるが、1.2.4（記録の管理）に定める要求事項に従って管理する。 （2） 次の活動に必要な事項を「文書取扱要項」に定め、管理する。 （a） 「文書取扱要項」に定める決裁者（以下「決裁者」という。）は、規程を発行する前に、適切かどうかの観点から承認する。 （b） 組織は、規程を年度毎及び必要に応じて見直しの要否を確認し、必要に応じて改正する。 （c） 組織は、規程を改正する場合は、変更前後の当該箇所に下線を引く等変更箇所を明示し、変更理由を明らかにして決裁書に添付する。また、改正履歴に改正次を記載し、現在有効な版の識別をする。 （d） 組織は、適用する規程の適切な版が、必要な場合に必要なところで利用できるように検索台帳を備える等により管理する。	（2） 品質マネジメントシステムの文書の本品質保証計画上の位置付けを、次の事項により明確にする。 a) 一次文書及び二次文書と本品質保証計画の条項との関係を第1表に示す。 b) 三次文書と一次文書及び二次文書との関係を「品質管理要項」に定める。 c) 一次文書、二次文書及び三次文書に基づき作成する社内文書は、それぞれ関係する一次文書、二次文書及び三次文書に定める。 d) 外部文書は、それぞれ関係する一次文書、二次文書及び三次文書に定める。 （3） 品質マネジメントシステムの文書体系を第3図に示す。 4.2.2 品質マニュアル 組織は、次の事項を含む品質マニュアルとして、本品質保証計画、原子炉施設保安規定の品質保証計画及び「品質保証規程」を作成し、維持する。なお、「品質保証規程」の作成にあたっては、本品質保証計画及び原子炉施設保安規定の品質保証計画との整合をとる。 a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。） b) 品質マネジメントシステムの計画、実施、評価、改善に関する事項 c) 品質マネジメントシステムについて確立された“文書化された手順”又はそれらを参照できる情報 d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述 4.2.3 文書管理 （1） 組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために、保安活動の重要度に応じて管理する。ただし、記録は文書の一種ではあるが、4.2.4（記録の管理）に規定する要求事項に従って管理する。 （2） 次の活動に必要な事項を「文書取扱要項」に定め、管理する。 a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。 b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。 c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。 d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。

変更前	変更後
(e) 規程は、簡潔、明瞭に記載するとともに、品質マネジメントシステム規程管理番号により識別する。 (f) 組織は、品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、配布する必要がある文書は配布先を明確にする。 (g) 組織は、不要となった文書のうち保存する必要がある文書は旧版であることを明示して保存し、保存期間経過時点で継続保存の必要性を判断して、廃棄又は保存の継続を行う。 (3) 品質マニュアルに基づいて作成又は変更された文書は、作成又は変更後、5年が経過するまで保存する。ただし、法令等にこれより長い定めのあるものについては、その定めに従う。 1.2.4 記録の管理（4.2.4） (1) 組織は、品質マネジメントシステムに必要な記録を次のとおり管理する。 (a) 組織は、業務に対する要求事項への適合の証拠及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために適正に作成された記録を管理する。 (b) 組織は、記録の識別、保管、保護、検索、保存期間及び廃棄に関して必要な事項を、「品質記録管理要項」に定め管理する。 (c) 記録の作成に当たっては、読みやすく、容易に識別可能かつ識別番号等により検索ができるようにする。 (2) 品質マニュアルに基づいて作成又は変更された記録は、作成又は変更後、5年が経過するまで保存する。ただし、法令等にこれより長い定めのあるものについては、その定めに従う。 2. 経営者の責任 2.1 経営者のコミットメント 2.1.1 経営者のコミットメント（5.1） (1) 社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施並びにその有効性について継続的な改善を統括した証拠を、次の各号に掲げる事項によって示す。 (a) 法令・規制要求事項を満たすこと及び原子力安全を達成するための保安活動等を実施することの重要性を組織内に周知する。 (b) 品質方針を設定する。 (c) 組織に品質目標を設定させる。 (d) マネジメントレビューを実施する。 (e) 原子力安全に必要な資源が適切に提供されるようにする。	e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。 f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。 g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。 4.2.4 記録の管理 (1) 組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために適正に作成する記録の対象を明確にし、管理する。 (2) 組織は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な事項を「品質記録管理要項」に定め、管理する。 (3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。 5. 経営者の責任 5.1 経営者のコミットメント 社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。 a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。 b) 品質方針を設定する。 c) 品質目標が設定されることを確実にする。 d) マネジメントレビューを実施する。 e) 資源が使用できることを確実にされる。 f) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

変更前	変更後
2.2 原子力安全の重視 2.2.1 原子力安全の重視（5.2） （1） 社長は，原子力安全を最優先に位置付け，業務に対する要求事項が決定され，満たされていることをマネジメントレビューにて確認する。 2.3 品質方針 2.3.1 品質方針（5.3） （1） 社長は，次の各号に掲げる事項を考慮した品質方針を定める。なお，品質方針には J E A C 4 2 0 9－2007 で要求される保守管理の実施方針が含まれるようにする。 （a） 原子力安全の達成に対して適切なものである。 （b） 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。 （c） 品質目標の設定及びレビューのための指針となる。 （d） 組織全体に伝達させ，理解させる。 （e） 適切性の持続のためにレビューする。 2.4 計画 2.4.1 品質目標（5.4.1） （1） 社長は，組織内のしかるべき部門及び階層に「品質目標及び品質保証計画管理要項」に基づき，業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標を設定させる。なお，品質目標に J E A C 4 2 0 9－2007 で要求される保守管理目標が含まれるようにする。 （2） 品質目標は，その達成度が判定可能で，品質方針との整合をとる。 2.4.2 品質マネジメントシステムの計画（5.4.2） （1） 社長は，次の各号に掲げる事項が実施されていることを確認する。 （a） 発電管理室長，考査・品質監査室長及び各発電所長が，品質目標に加えて 1.1.1（一般要求事項）に規定する要求事項を満たすために，品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。 （b） 品質マネジメントシステムの変更を計画し，実施する場合には，その変更が品質マネジメントシステム全体の体系に対して矛盾なく，整合性がとれている。また，必要に応じて第 1 図に掲げる委員会にて審議する。	5.2 原子力安全の重視 原子力安全を最優先に位置付け，社長は，業務・原子炉施設に対する要求事項が決定され，満たされていることを確実にする（7.2.1 及び 8.2.1 参照）。 5.3 品質方針 社長は，品質方針について，次の事項を確実にする。 a) 組織の目的に対して適切である。 b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。 c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。 d) 組織全体に伝達され，理解される。 e) 適切性の持続のためにレビューされる。 f) 組織運営に関する方針と整合がとれている。 5.4 計画 5.4.1 品質目標 （1） 社長は，組織内のしかるべき部門及び階層で，業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7.1(3)a 参照）が設定されていることを確実にする。 （2） 品質目標は，その達成度が判定可能で，品質方針との整合がとれていること。 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画 社長は，次の事項を確実にする。 a) 品質目標に加えて 4.1（一般要求事項）に規定する要求事項を満たすために，品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。 b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し，実施する場合には，その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく，整合性が取れている。

変更前	変更後
2.5 責任，権限及びコミュニケーション 2.5.1 責任及び権限（5.5.1） （1） 組織における社長と考査・品質監査室長の責任と権限は，次のとおりとする。それ以外の組織の責任と権限については，「発電部門に係る品質管理要項」に定める。 （a） 社長 管理責任者を指揮し，発電所における品質マネジメントシステムの構築，実施及び維持並びにその有効性の継続的な改善を統括する。 （b） 考査・品質監査室長 品質マネジメントシステムの内部監査業務を行う責任と権限を有する。 （2） 本店の各室長は，室内にグループを設置することができる。当該グループの分掌業務は業務体制表によって示す。 （3） 各室所長は，自己の責任において与えられた権限の一部を下級職位に再配分し，行使させることができる。 （4） 各発電所長は，前項の権限の再配分を行う場合は，再配分を行う職位及びその権限等について「権限再配分要領」に定める。 2.5.2 管理責任者（5.5.2） （1） 社長は，次項の各号に掲げる事項を遂行しうる能力を有する者として，次のとおり管理責任者を任命する。 （a） 発電部門管理責任者 （発電管理室長） （b） 監査管理責任者 （考査・品質監査室長） （2） 発電部門管理責任者は，与えられている他の責任とかかわりなく，次に示す管理責任者としての責任と権限をもつ。 （a） 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立，実施及び維持を確実にする。 （b） 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。	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，別添 1 の保安に関する職務及び別添 2 の主任技術者の職務に定める責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）及び権限が定められ，組織全体に周知されていることを確実にする。 5.5.1 の 2 プロセス責任者 社長は，プロセス責任者に対し，所掌する業務に関して，次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。 a) プロセスが確立され，実施されるとともに，有効性を継続的に改善する。 b) 業務に従事する要員の，業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。 c) 成果を含む実施状況について評価する（5.4.1 及び 8.2.3 参照）。 d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。 5.5.2 管理責任者 （1） 社長は，安全室を担当する取締役（以下「安全室担当取締役」という。）及び考査・品質監査室長を管理責任者に任命する。 （2） 安全室担当取締役は，与えられている他の責任とかかわりなく，次に示す管理責任者としての責任及び権限をもつ。 a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立，実施及び維持を確実にする。 b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

変更前	変更後
(c) 組織全体（考査・品質監査室長を除く）にわたって原子力安全についての認識を高めることを確実にする。 (3) 監査管理責任者は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す管理責任者としての責任と権限をもつ。 (a) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立，実施及び維持を確実にする。 (b) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。 (c) 内部監査プロセスを通じて、組織全体にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。 (4) 社長は、品質マネジメントシステムに関する活動の推進に関し、与えられている他の責任とかかわりなく、管理責任者を補佐する者として、発電部門の品質保証担当を任命する。 2.5.3 内部コミュニケーション（5.5.3） (1) 社長は、組織内のコミュニケーションを図るため、品質マネジメントシステムの文書で定めた品質保証委員会等の会議体及び文書等をとおして、情報交換が行われるようにする。 (2) 社長は、品質保証委員会及び品質保証運営委員会をとおして、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われていることを、マネジメントレビューにて確認する。 (3) 品質保証委員会の委員長は、社長が指名する副社長とする。また、品質保証運営委員会の委員長は、発電所長とする。 (4) 品質保証委員会及び品質保証運営委員会の構成、運営に関する事項については、別に定める。 2.6 マネジメントレビュー 2.6.1 マネジメントレビューの実施（5.6.1） (1) 社長は、品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、「マネジメントレビュー要項」に基づき、あらかじめ定められた間隔で品質マネジメントシステムをレビューする。なお、発電部門管理責任者及び監査管理責任者は、マネジメントレビューへのインプット情報をまとめ社長へ報告する。 (2) マネジメントレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性を評価する。	c) 組織全体（考査・品質監査室を除く。）にわたって、関係法令の遵守及び原子力安全についての認識を高めることを確実にする。 (3) 考査・品質監査室長は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す管理責任者としての責任及び権限をもつ。 a) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立，実施及び維持を確実にする。 b) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。 c) 内部監査プロセスを通じて、組織全体にわたって、関係法令の遵守及び原子力安全についての認識を高めることを確実にする。 5.5.3 内部コミュニケーション 社長は、「品質保証規程」に基づき組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを次の活動により確実にする。 a) 会議（品質保証委員会、品質保証運営委員会、原子炉施設保安委員会、原子炉施設保安運営委員会等） b) 文書（電磁的記録媒体を含む。）による周知、指示及び報告 5.6 マネジメントレビュー 5.6.1 一般 (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、「マネジメントレビュー要項」に基づき、あらかじめ定められた間隔で品質マネジメントシステムをレビューする。 (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。

変更前	変更後
(3) 発電部門管理責任者及び監査管理責任者は、マネジメントレビューの結果の記録を、「品質記録管理要項」に基づき保存する。 2.6.2 マネジメントレビューへのインプット (5.6.2) (1) 発電部門管理責任者及び監査管理責任者はマネジメントレビューへのインプットに、次の各号に掲げる情報を含める。 (a) 監査の結果 (b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方 (c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果 (d) 予防処置及び是正処置の状況 (e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ (f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更 (g) 改善のための提案 2.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット (5.6.3) (1) 社長は、マネジメントレビューからのアウトプットに、次の各号に掲げる事項に関する決定及び処置すべてを含める。 (a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善 (b) 業務の計画及び実施に係る改善 (c) 資源の必要性 3. 資源の運用管理 3.1 資源の提供 3.1.1 資源の提供 (6.1) (1) 組織は、原子力安全に必要な資源を明確にし、提供する。 3.1.2 人的資源 (6.2) (1) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、「力量設定管理要項」に基づき適切な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有すること。	(3) 管理責任者は、マネジメントレビューの結果の記録を維持する (4.2.4 参照)。 5.6.2 マネジメントレビューへのインプット 管理責任者は、マネジメントレビューへのインプットに次の情報を含める。 a) 監査の結果 b) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方 c) プロセスの成果を含む実施状況 (品質目標の達成状況を含む。)並びに検査及び試験の結果 d) 予防処置及び是正処置の状況 e) 安全文化を醸成するための活動の実施状況 f) 関係法令の遵守状況 g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更 i) 改善のための提案 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット 社長は、マネジメントレビューからのアウトプットに、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。 a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善 b) 業務の計画及び実施にかかわる改善 c) 資源の必要性 6. 資源の運用管理 6.1 資源の提供 組織は、原子力安全に必要な資源を明確にし、提供する。 6.2 人的資源 6.2.1 一般 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有すること。

変更前	変更後
(2) 組織は、次の各号に該当する事項を「力量設定管理要項」に定め、実施する。 (a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。 (b) 必要な力量が不足している場合は、必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。 (c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。 (d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識させる。 (e) 教育・訓練、技能及び経験について該当する記録を作成し、保存する。 3.1.3 原子力施設（6.3） (1) 組織は、原子力安全の達成のために必要な原子力施設を、「保守管理業務要項」に定め、維持管理する。 3.1.4 作業環境（6.4） (1) 組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を 4.1.1（業務の計画）に係る関連する規程及び「作業環境測定管理要項」に定め、運営管理する。 4. 業務の計画及び実施 4.1 業務の計画 4.1.1 業務の計画（7.1） (1) 組織は、原子力安全を達成するための保安活動等に係る個々の業務に必要な計画を規程に定める。なお、原子力安全を達成するための保安活動等に係る主な業務には、保守管理、運転管理、燃料管理、非常時の措置、放射性廃棄物管理及び放射線管理がある。 (2) 組織は、業務を計画するに当たり、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる。 (3) 組織は、業務の計画を規程に定めるに当たって、次の各号に掲げる事項について適切に明確化する。 (a) 業務に対する品質目標及び要求事項 (b) 業務に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性 (c) 業務のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準	6.2.2 力量、教育・訓練及び認識 組織は、次の事項を「力量設定管理要項」に定め、実施する。 a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。 b) 必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。 c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。 d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。 e) 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録を維持する（4.2.4 参照）。 6.3 原子炉施設及びインフラストラクチャー 組織は、原子力安全の達成のために必要な原子炉施設を「保守管理業務要項」に定め、維持管理する。また、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャーを明確にし、提供し、維持する。 6.4 作業環境 組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を業務の計画（7.1 参照）にかかわる関連する文書、及び「作業環境測定管理要項」に定め、運営管理する。 7. 業務の計画及び実施 7.1 業務の計画 (1) 組織は、一次文書、二次文書、三次文書に基づき、保安活動に関する業務に必要なプロセスを計画し、構築する。 (2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合がとれていること（4.1 参照）。 (3) 組織は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。 a) 業務・原子炉施設に対する品質目標及び要求事項 b) 業務・原子炉施設に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性 c) その業務・原子炉施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準

変更前	変更後
(d) 業務のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録 (4) 規程は、業務の運営方法に適した形式にする。 4.2 業務に対する要求事項の管理 4.2.1 業務に対する要求事項の明確化（7.2.1） (1) 組織は、業務に対する次の各号に掲げる要求事項を規程又は規程に基づき作成される文書（以下「文書等」という。）にて明確にする。 (a) 業務に適用される法令・規制要求事項 (b) 明示されていないが、業務に不可欠な要求事項 (c) 組織が必要と判断するすべての追加要求事項 4.2.2 業務に対する要求事項のレビュー（7.2.2） (1) 組織は、業務を実施する前に、4.2.1（業務に対する要求事項の明確化）の業務に対する要求事項をレビューする。 (2) 組織は、レビューにおいて、次の各号に掲げる事項を確認する。 (a) 業務に対する要求事項が文書等に定められている。 (b) 業務に対する要求事項が変更になった場合には、文書等に、その変更内容が反映されている。 (c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。 (3) 組織は、このレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を「品質記録管理要項」に基づき保存する。 (4) 組織は、規制当局等から、業務に対する要求事項が書面で示されない場合には、その要求事項を4.2.3（外部とのコミュニケーション）に基づき、業務に適用する前に確認し、関連する組織に通知する。 (5) 組織は、業務に対する要求事項が変更された場合には、規程を「文書取扱要項」に基づき改正するとともに、改正後の規程の内容を関連する組織に通知する。また、通知を受けた組織は、改正後の規程の内容を関連する要員に周知し、理解させる。 4.2.3 外部とのコミュニケーション（7.2.3） (1) 組織は、原子力安全に関して規制当局等とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を、「官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項」等に定め、実施する。	d) 業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照） (4) この計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した形式にする。 7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス 7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化 組織は、次の事項を業務の計画（7.1 参照）において、明確にする。 a) 業務・原子炉施設に適用される法令・規制要求事項 b) 明示されていないが、業務・原子炉施設に不可欠な要求事項 c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて 7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー (1) 組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。 (2) レビューでは、次の事項を確実にする。 a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。 b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。 c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。 (3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。 (4) 業務・原子炉施設に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。 (5) 業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。 7.2.3 外部とのコミュニケーション 組織は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を「官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項」に定め、実施する。

変更前	変更後
4.3 設計・開発 4.3.1 設計・開発の計画（7.3.1） （1） 組織は，原子力施設の改造・増設工事の設計・開発を確実に行うために，「設計管理要項」を定め，管理する。 （2） 組織は，「設計管理要項」を定めるに当たって，次の各号に掲げる事項を明確にする。 （a） 設計・開発の段階 （b） 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 （c） 設計・開発に関する責任及び権限 （3） 組織は，設計・開発に係る組織間での効果的なコミュニケーションの方法及び責任の所在について，「設計管理要項」に定め，組織間のインタフェースを運営管理する。 （4） 組織は，設計・開発の進行に応じて，策定した計画を適切に更新する。 4.3.2 設計・開発へのインプット（7.3.2） （1） 組織は，「設計管理要項」に基づき，次の事項を原子炉施設の要求事項に関連するインプットに含め，明確にする。 （a） 機能及び性能に関する要求事項 （b） 適用される法令・規制要求事項 （c） 適用可能な場合には，過去の類似した設計から得られた情報 （d） 設計・開発に不可欠なその他の要求事項 （2） 組織は，（1）にて明確化したインプットについて，「設計管理要項」に基づき，要求事項に漏れがなく，曖昧でなく，相反することがないように，適切性をレビューし承認を得るとともに，その記録を作成し，「品質記録管理要項」に基づき保存する。発電所においては，インプットとして「工事計画検討書」を作成し，当該設計に関連する組織の確認及び当該設計を主管する発電管理室長又は発電所長の承認を得る。 4.3.3 設計・開発からのアウトプット（7.3.3） （1） 組織は，4.3.2（設計・開発へのインプット）にて承認を得た要求事項を基に，工事等仕様書，購入仕様書又は委託仕様書（以下「調達文書」という。）を作成し，リリースの前に承認を受ける。 （2） 調達文書は次の各号に掲げる事項を満たす。 （a） 4.3.2（設計・開発へのインプット）で承認を得た要求事項 （b） 調達，業務の実施に対して適切な情報（運転操作，保守，保管において注意・考慮	7.3 設計・開発 組織は，次の事項を「設計管理要項」に定め，実施する。 7.3.1 設計・開発の計画 （1） 組織は，原子炉施設の設計・開発の計画を策定し，管理する。 （2） 設計・開発の計画において，組織は，次の事項を明確にする。 （a） 設計・開発の段階 （b） 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 （c） 設計・開発に関する責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）及び権限 （3） 組織は，効果的なコミュニケーション並びに責任及び権限の明確な割当てを確実にするために，設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。 （4） 設計・開発の進行に応じて，策定した計画を適切に更新する。 7.3.2 設計・開発へのインプット （1） 原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし，記録を維持する（4.2.4 参照）。インプットには，次の事項を含める。 （a） 機能及び性能に関する要求事項 （b） 適用される法令・規制要求事項 （c） 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 （d） 設計・開発に不可欠なその他の要求事項 （2） 原子炉施設の要求事項に関連するインプットについては，その適切性をレビューし，承認する。要求事項は，漏れがなく，あいまい（曖昧）でなく，相反することがないようにする。 7.3.3 設計・開発からのアウトプット （1） 設計・開発からのアウトプットを，設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また，リリースの前に，承認を受ける。 （2） 設計・開発からのアウトプットは，次の状態とする。 （a） 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。 （b） 調達，業務の実施（原子炉施設の使用を含む。）に対して適切な情報を提供する。

変更前	変更後
すべき事項）を提供する。 (c) 検査及び試験の合否判定基準を含むか、又は合否判定基準に引用した規格、基準等を明示している。 (d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子力施設の特性を明確にする。 4.3.4 設計・開発のレビュー（7.3.4） (1) 組織は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、「設計管理要項」に従って体系的なレビューを行う。また、設計の取り合いがある場合には、レビューの実施者に当該設計に関連する組織を含める。 (a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。 (b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。 (2) 組織は、レビューの結果、問題があればこれを明確化し、必要な処置をとるとともに、このレビューの結果の記録及び必要な処置があれば記録を作成し、「品質記録管理要項」に基づき保存する。 4.3.5 設計・開発の検証（7.3.5） (1) 組織は、4.3.2（設計・開発へのインプット）で明確化した要求事項が、調達文書に記載されていることを、「設計管理要項」に基づき検証する。 (2) 検証は、調達文書を作成した以外の者が実施する。 (3) 組織は、メーカー等の供給者（以下「供給者」という。）が実施した設計結果（以下「供給者設計図書」という。）が調達文書の要求事項を満たしていることを「設計管理要項」に基づき検証する。 (4) 組織は、(1)及び(3)の検証の結果の記録及び必要な処置があれば記録を作成し、「品質記録管理要項」に基づき保存する。 4.3.6 設計・開発の妥当性確認（7.3.6） (1) 組織は、供給者設計図書に基づき製作された原子力施設が調達文書の要求事項を満たしていることを確認するために、「設計管理要項」に従って、検査及び試験を実施する。 (2) 実行可能な場合は、原子力施設の使用開始前までに検査及び試験を完了する。 (3) 検査及び試験の結果の記録及び必要な処置があれば記録を作成し、「品質記録管理要項」に基づき保存する。	c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。 d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。 7.3.4 設計・開発のレビュー (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7.3.1 参照）体系的なレビューを行う。 a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。 b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。 (2) レビューへの参加者には、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を代表する者及び当該設計開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。 7.3.5 設計・開発の検証 (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7.3.1 参照）検証を実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。 (2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。 7.3.6 設計・開発の妥当性確認 (1) 結果として得られる原子炉施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7.3.1 参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。 (2) 実行可能な場合にはいつでも、原子炉施設の使用前に、妥当性確認を完了する。 (3) 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（4.2.4 参照）。

変更前	変更後
4.3.7 設計・開発の変更管理（7.3.7） （1） 組織は、次の各号に掲げる設計・開発の変更が発生した場合は、「設計管理要項」に従って記録を作成し、「品質記録管理要項」に基づき保存する。 （a） 調達文書を変更する場合 （b） 当社が供給者設計図書を確認以降、供給者がその内容を変更する場合 （2） 組織は、（1）（a）の変更に対して、4.3.4（設計・開発のレビュー）のレビュー、4.3.5（設計・開発の検証）の検証、及び4.3.6（設計・開発の妥当性確認）の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） 組織は、その設計・開発の変更が、原子力施設を構成する要素及び既に設置されている原子力施設に及ぼす影響評価を含めてレビュー、検証及び妥当性確認を行う。 （4） 組織は、設計・開発の変更に対して行われたレビュー、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記録を作成し、「品質記録管理要項」に基づき保存する。 4.4 調達 4.4.1 調達管理（7.4.1） （1） 組織は、原子力施設の工事等を実施する際の製品、役務及び委託作業（以下「調達製品」という。）が調達文書の要求事項に適合するために必要な事項を、「調達管理要項」に定め、調達管理を実施する。 （2） 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が原子力安全に及ぼす影響について、「原子力施設の重要度分類基準要項」に定めた原子力施設の重要度に応じて、「調達管理要項」に定める。 （3） 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を有することを判断の根拠として、供給者を評価及び再評価する基準を「調達管理要項」及び「重要設備取引先登録要項」に定め、供給者を評価し、選定する。 （4） 組織は、（3）の評価の結果の記録及び必要な処置があれば記録を作成し、「品質記録管理要項」に基づき保存する。 （5） 組織は、調達要求事項に調達製品又は役務の調達後における、これらの維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を、「調達管理要項」に定める。	7.3.7 設計・開発の変更管理 （1） 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する（4.2.4 参照）。 （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） 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設を構成する要素及び関連する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。）を含める。 （4） 変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。 7.4 調達 組織は、次の事項を「調達管理要項」に定め、実施する。 7.4.1 調達プロセス （1） 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。 （2） 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。 （3） 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。 （4） 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。 （5） 組織は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する方法を定める。

変更前	変更後
4.4.2 調達要求事項（7.4.2） （1） 組織は，調達文書に調達製品に関する要求事項を明確にし，次の各号に掲げる事項のうち該当する事項を記載する。 （a） 製品，手順，プロセス及び設備の承認又は確認に関する要求事項 （b） 要員の適格性確認に関する要求事項 （c） 品質マネジメントシステムに関する要求事項 （2） 組織は，調達文書を発行する前に，調達文書に規定した要求事項が妥当であることをレビューし，承認する。 4.4.3 調達製品の検証（7.4.3） （1） 組織は，調達製品が調達文書にて規定した要求事項を満たしていることを確認するために，必要な検査又はその他の活動を調達文書に定めて実施する。 （2） 組織は，供給者先で調達文書にて規定した要求事項を満たしていることを確認することにした場合には，必要な検査の要領又はその他の活動の要領並びに調達製品のリリースの方法を調達文書に定める。 4.5 業務の実施 4.5.1 業務の管理（7.5.1） （1） 組織は，規程に従って，次の各号に掲げる事項のうち該当するものを含め，管理された状態で業務を実施する。 （a） 原子力安全に関わる法令集等の外部文書，外部コミュニケーション等により得られた情報が利用できる。 （b） 必要に応じて手順書等を利用できる。 （c） 原子力施設等の業務に必要な設備を，適切に点検，保守して使用している。 （d） 監視機器及び測定機器が利用でき，使用している。 （e） 5.2.3（プロセスの監視及び測定）及び5.2.4（検査及び試験）に従い，監視及び測定が実施されている。 （f） 業務のリリースが規定されたとおりに実施されている。	7.4.2 調達要求事項 （1） 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし，次の事項のうち該当する事項を含める。 a) 製品，手順，プロセス及び設備の承認に関する要求事項 b) 要員の適格性確認に関する要求事項 c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項 d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項 e) 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項 （2） 組織は，供給者に伝達する前に，規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。 （3） 組織は，調達製品を受領する場合には，調達製品の供給者に対し，調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。 7.4.3 調達製品の検証 （1） 組織は，調達製品が，規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために，必要な検査又はその他の活動を定めて，実施する。 （2） 組織が，供給者先で検証を実施することにした場合には，組織は，その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にする。 7.5 業務の実施 組織は，業務の計画（7.1 参照）に基づき，次の事項を実施する。 7.5.1 業務の管理 組織は，業務を管理された状態で実施する。管理された状態には，次の事項のうち該当するものを含む。 a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。 b) 必要に応じて，作業手順が利用できる。 c) 適切な設備を使用している。 d) 監視機器及び測定機器が利用でき，使用している。 e) 監視及び測定が実施されている。 f) 業務のリリースが実施されている。

変更前	変更後
4.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認（7.5.2） （1） 組織は，業務の過程で結果として生じるアウトプットが，それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で，その結果，業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。このプロセスの妥当性確認を要するプロセスとして，発電所には保守管理業務における特殊工程があり，これらのプロセスの妥当性確認を実施することを「保守管理業務要項」に定める。また，発電所には運転管理業務における運転手順書作成，改正及び廃止があり，これらのプロセスの妥当性確認を実施することを「運転管理業務要項」に定める。 （2） 組織は，妥当性確認によって，（1）のプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。 （3） 組織は，（1）のプロセスについて，次の各号に掲げる事項のうち該当するものを含んだ手続きを関連する規程に定める。 （a） プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準 （b） 設備の承認及び要員の適格性確認 （c） 所定の方法及び手順の適用 （d） 記録に関する要求事項 （e） 妥当性の再確認 4.5.3 識別及びトレーサビリティ（7.5.3） （1） 組織は，識別が必要な業務を関連する規程に定め，業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。 （2） 組織は，業務の計画及び実施の全過程において，監視及び測定の要求事項に関連して，識別が必要な業務の状態を関連する規程に定め，識別する。 （3） 組織は，トレーサビリティが要求事項となっている業務を関連する規程に定め，一意の識別を管理し，その結果の記録を作成し，「品質記録管理要項」に基づき保存する。 4.5.4 組織外の所有物（7.5.4） （1） 組織は，組織外の所有物が組織の管理下にある間は，「組織外所有物管理要項」等に基づき注意を払って管理するとともに，必要に応じて記録を作成し，「品質記録管理要項」に基づき保存する。	7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認 （1） 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが，それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で，その結果，業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には，組織は，その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。 （2） 妥当性確認によって，これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。 （3） 組織は，これらのプロセスについて，次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。 a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準 b) 設備の承認及び要員の適格性確認 c) 所定の方法及び手順の適用 d) 記録に関する要求事項（4.2.4 参照） e) 妥当性の再確認 7.5.3 識別及びトレーサビリティ （1） 必要な場合には，組織は，業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・原子炉施設を識別する。 （2） 組織は，業務の計画及び実施の全過程において，監視及び測定の要求事項に関連して，業務・原子炉施設の状態を識別する。 （3） トレーサビリティが要求事項となっている場合には，組織は，業務・原子炉施設について一意の識別を管理し，記録を維持する（4.2.4 参照）。 7.5.4 組織外の所有物 組織は，組織外の所有物について，それが組織の管理下にある間，注意を払い，必要に応じて記録を維持する（4.2.4 参照）。

変更前	変更後
4.5.5 調達製品の保存（7.5.5） （1） 組織は，4.4.3（調達製品の検証）の調達製品の検証後，受入から据付（使用）までの間，要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には，該当する場合，識別，取扱い，包装，保管及び保護を含める。また，調達製品のうち取替品については，別に定める手順にて管理し，予備品及び貯蔵品については，「予備品・貯蔵品取扱要項」に基づき管理する。 4.6 監視機器及び測定機器の管理 4.6.1 監視機器及び測定機器の管理（7.6） （1） 組織は，4.2.1（業務に対する要求事項の明確化）の要求事項への適合性を実証するために，実施すべき監視及び測定，並びに監視及び測定に必要な監視機器及び測定機器を規程に定める。 （2） 組織は，監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できるプロセスを規程に定める。 （3） 組織は，測定値の正当性が保証されなければならない場合には，測定機器に関し，次の各号に掲げる事項を満たすように管理する。 （a） 定められた間隔又は使用前に，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。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） 機器の調整をする，又は必要に応じて再調整する。 （c） 校正の状態を明確にするために識別を行う。 （d） 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。 （e） 取扱い，保守及び保管において，損傷及び校正はずれ等の劣化が生じないように保護する。 （4） 組織は，校正及び検証の結果の記録を作成し，「品質記録管理要項」に基づき保存する。 （5） 組織は，校正はずれ等，測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には，その測定機器の校正日以降，それまでに測定した結果の妥当性を再測定又は機器の誤差を換算する等により評価するとともに，その結果の記録を作成し，「品質記録管理要項」に基づき保存する。要求事項に適合していない当該測定機器，及び妥当性を評価した結果，影響を受けた業務（原子力施設を含む。）すべてに対して，「不適合管理要項」に基づき適切な処置をとる。	7.5.5 調達製品の保存 組織は，調達製品の検証後，受入から据付（使用）までの間，要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には，該当する場合，識別，取扱い，包装，保管及び保護を含める。保存は，取替品，予備品にも適用する。 7.6 監視機器及び測定機器の管理 組織は，業務の計画（7.1 参照）に基づき，次の事項を実施する。 （1） 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために，組織は，実施すべき監視及び測定を明確にする。また，そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。 （2） 組織は，監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立する。 （3） 測定値の正当性が保証されなければならない場合には，測定機器に関し，次の事項を満たす。 a) 定められた間隔又は使用前に，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。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（4.2.4 参照）。 b) 機器の調整をする，又は必要に応じて再調整する。 c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。 d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。 e) 取扱い，保守及び保管において，損傷及び劣化しないように保護する。 さらに，測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には，組織は，その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し，記録する（4.2.4 参照）。 組織は，その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設すべてに対して，適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

変更前	変更後
(6) 組織は、品質マニュアルの要求事項に係る監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、最初に使用する前及びソフトウェアを改造した後使用する前に、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。また、必要に応じて再確認すること。 5. 評価及び改善 5.1 一般 5.1.1 一般 (8.1) (1) 組織は、「5.2 監視及び測定」、「5.3 不適合管理」、「5.4 データの分析」及び「5.5 改善」の記載に従い、次の各号に掲げる事項を目的として、監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。 (a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。 (b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。 (c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。 (2) 監視、測定、分析及び改善に当たっては、統計的手法を含めた適用可能な方法及び適用する際の程度を明確にして実施する。 5.2 監視及び測定 5.2.1 原子力安全の達成 (8.2.1) (1) 組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、保安検査の結果、定期安全管理審査の結果及び規制当局等より受領した指示文書等の原子力安全の達成状況に関する規制当局等からの情報の入手及び使用の方法を、「官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項」に定め、入手した情報を監視する。 5.2.2 内部監査 (8.2.2) (1) 考査・品質監査室長は、品質マネジメントシステムの次の各号に掲げる事項が満たされているか否かを明確にするために、「内部監査要項」を定め、あらかじめ定められた間隔で内部監査を行う。 (a) 品質マネジメントシステムが次に掲げる事項に適合していること。 イ. 業務の計画 ロ. J E A C 4 1 1 1 及び J E A C 4 2 0 9－2007 の要求事項 ハ. 組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項 (b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されていること。	(4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。 8. 評価及び改善 8.1 一般 (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。 a) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合を実証する。 b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。 c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。 (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。 8.2 監視及び測定 8.2.1 原子力安全の達成 組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を「官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項」に定める。 8.2.2 内部監査 考査・品質監査室は、客観的な評価を行う組織として、次の事項を「内部監査要項」に定め、実施する。 (1) 品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で内部監査を実施する。 a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画 (7.1 参照) に適合しているか、J E A C 4 1 1 1 の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。 b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。

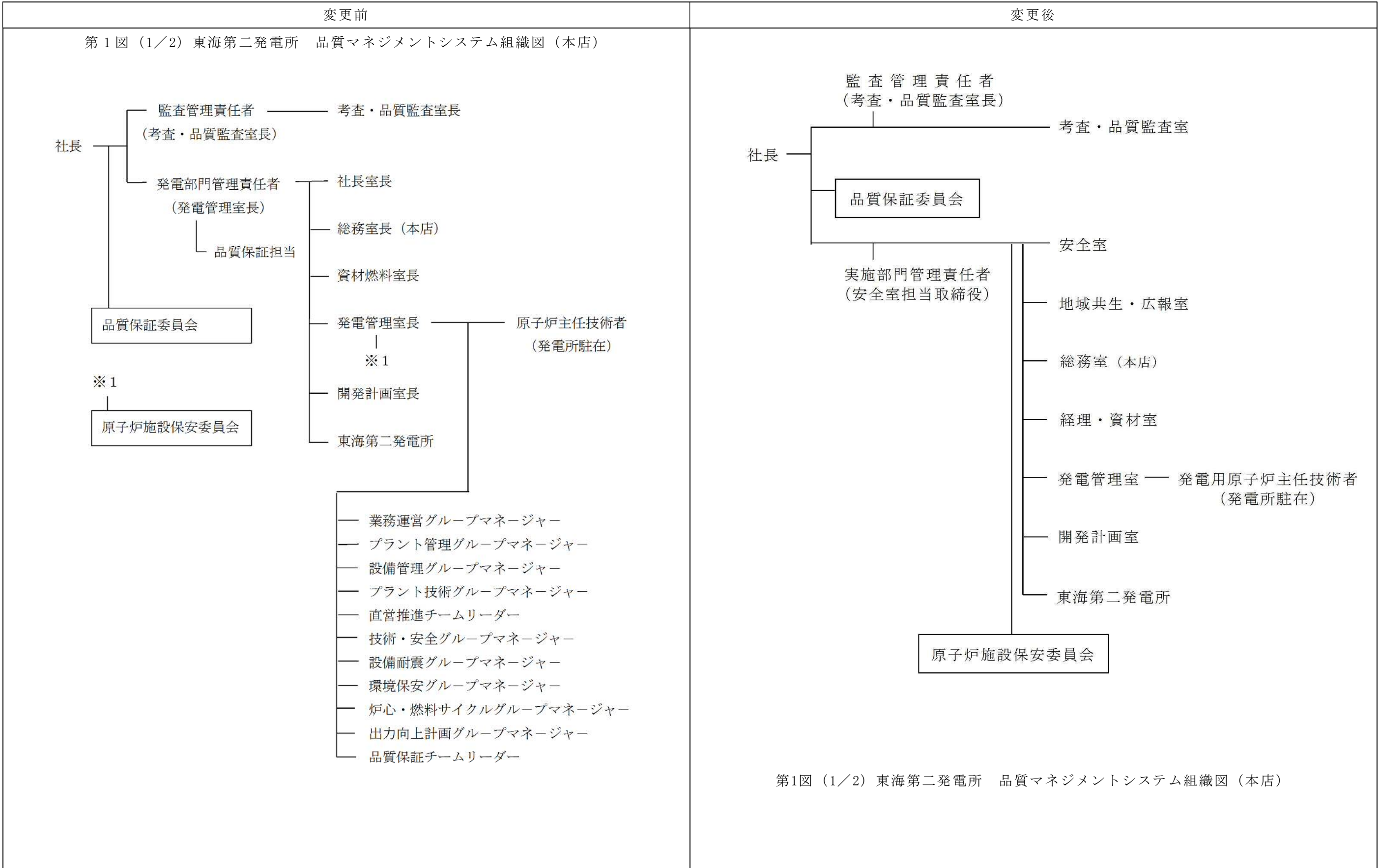
変更前	変更後
(2) 考査・品質監査室長は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、「内部監査要項」に基づき監査プログラムを策定する。 (3) 考査・品質監査室長は、監査の基準、範囲、頻度及び方法を、「内部監査要項」に定める。 (4) 考査・品質監査室長は、監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。 (5) 監査員は、自らの業務を監査しない。 (6) 考査・品質監査室長は、監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任、並びに要求事項を、「内部監査要項」に定める。 (7) 考査・品質監査室長は、監査及びその結果の記録を作成し、「品質記録管理要項」に基づき保存する。 (8) 監査された領域に責任を持つ室所長は、「内部監査要項」に基づき、検出された不適合及び原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてを行う。考査・品質監査室長は、フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める。 5.2.3 プロセスの監視及び測定（8.2.3） (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び適用可能な場合に行う測定の適切な方法を「業務プロセスレビュー要項」に定め、品質マネジメントシステムのプロセスを監視及び測定する。 (2) (1)の監視及び測定により、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証する。 (3) 組織は、(1)の監視及び測定の結果、計画どおりの結果が達成できない場合は、5.3.1（不適合管理）及び5.5.2（是正処置）に基づき、適切に不適合の処理及び是正処置を行う。 5.2.4 検査及び試験（8.2.4） (1) 組織は、原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「試験・検査管理要項」に基づき、原子力施設の検査及び試験を行う。検査及び試験は、4.1.1（業務の計画）の計画に従って、適切な段階で実施するとともに、検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠として記録を作成し、「品質記録管理要項」に基づき保存する。なお、4.3.6（設計・開発の妥当性確認）において実施する検査及び試験についても、ここで規定する検査及び試験の一部として実施する。	(2) 監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は、自らの業務を監査しない。 (3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任及び権限、並びに要求事項を規定する。 (4) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。 (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照）。 8.2.3 プロセスの監視及び測定 (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な場合に行う測定には、適切な方法を適用する。 (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。 (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正及び是正処置をとる。 8.2.4 検査及び試験 (1) 組織は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「試験・検査管理要項」に従って、原子炉施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画（7.1 参照）に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する（4.2.4 参照）。

変更前	変更後
(2) 組織は、検査及び試験を実施する場合には、「試験・検査管理要項」に基づき、その原子力施設の重要度に応じて、検査及び試験要員の独立の程度を関連する文書等に定める。 (3) 組織は、リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を記録する。 (4) 組織は、4.1.1（業務の計画）で計画した検査及び試験が完了するまでは、当該原子力施設の据え付けや運転を行わない。ただし、次の各号に掲げる事項に該当する場合はこの限りでない。 (a) 当該の権限をもつ者が承認した場合 (b) 検査が不合格であった場合で、5.3.1（不適合管理）の「不適合管理要項」に定めた承認者が特別採用を許可した場合 5.3 不適合管理 5.3.1 不適合管理（8.3） (1) 組織は、業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「不適合管理要項」に定め、不適合となったプロセス及び原子力施設を識別し、管理する。 (2) 組織は、「不適合管理要項」に基づき、次の各号に掲げる一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。 (a) 検出された不適合を除去するため、プロセスの見直し又は原子力施設の修正等の処置をとる。 (b) 原子力施設の修正が困難で、不適合の除去ができない場合は、特別採用を検討し、「不適合管理要項」に定めた承認者が、原子力施設の使用、リリース又は合格と判定することを許可する。 (c) 本来の意図された使用又は適用ができないよう、プロセスに関連する文書を廃止文書としたり、原子力施設の廃棄、隔離、識別等の処置をとる。 (d) 規制当局等に提出した文書等又は業務の実施後に不適合が検出された場合は、「不適合管理要項」に基づき、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。 (3) 組織は、不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証として必要な検査及び試験等を実施する。 (4) 組織は、「不適合管理要項」に基づき、不適合の状況、内容の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、「品質記録管理要項」に基づき保存する。	(2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。 (3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を、記録する（4.2.4 参照）。 (4) 業務の計画（7.1 参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該原子炉施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。 8.3 不適合管理 (1) 組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。 (2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「不適合管理要項」に定める。 (3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。 a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。 b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。 c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。 d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。 (4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。 (5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。

変更前	変更後
(5) 組織は、原子力施設の保安の向上を図る観点から、公開の基準を定めた「不適合管理要項」に従って、不適合の内容をニューシアへ登録することを含め、情報の公開を行う。 5.4 データの分析 5.4.1 データの分析（8.4） (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために「データ分析要項」を定め、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。 (2) 発電所長及び発電部門管理責任者は、次の各号に掲げるデータの分析結果を、マネジメントレビュー・インプット情報に含める。 (a) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方 (b) 業務に対する要求事項への適合 (c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子力施設の特性及び傾向 (d) 供給者の能力 5.5 改善 5.5.1 継続的改善（8.5.1） (1) 組織は、品質方針、品質目標、内部監査、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。 5.5.2 是正処置（8.5.2） (1) 組織は、次の各号に掲げる事項（J E A C 4 1 1 1 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「不適合管理要項」に定め、再発防止のため、検出された不適合の原因を除去する処置を実施する。 (a) 不適合の内容確認 (b) 不適合の原因の特定 (c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価	(6) 組織は、原子炉施設の保安の向上を図る観点から、公開の基準を定めた「不適合管理要項」に従って、不適合の内容をニューシアへ登録することを含め、情報の公開を行う。 8.4 データの分析 (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために「データ分析要項」を定め、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。 (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。 a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8.2.1 参照） b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合（8.2.3 及び 8.2.4 参照） c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設の、特性及び傾向（8.2.3 及び 8.2.4 参照） d) 供給者の能力（7.4 参照） 8.5 改善 8.5.1 継続的改善 組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。 8.5.2 是正処置 組織は、次の事項を「不適合管理要項」に定め、実施する。 (1) 組織は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとる。 (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。 (3) 次の事項に関する要求事項（J E A C 4 1 1 1 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。 a) 不適合のレビュー b) 不適合の原因の特定 c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価

変更前	変更後
(d) 必要な処置の決定及び実施 (e) とった処置の結果の記録 (f) とった是正処置の有効性のレビュー (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ原子力安全への影響に応じたものとする。 5.5.3 予防処置（8.5.3） (1) 組織は、次の各号に掲げる事項（J E A C 4 1 1 1 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「不適合管理要項」に定め、保安活動によって得られた知見から、将来起こり得る不適合を予測し、その発生を防止するため、予防処置を実施する。 (a) 起こり得る不適合及びその原因の特定 (b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価 (c) 必要な処置の決定及び実施 (d) とった処置の結果の記録 (e) とった予防処置の有効性のレビュー (2) 発電管理室長及び発電所長は、国内外の原子力発電所を含めた他の施設から得られた知見（B W R 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）から、将来、自己の発電所において起こり得る不適合を予測し、その発生を防止するため、予防処置を実施する。 (3) 予防処置は、将来起こり得る不適合のもつ原子力安全への影響に応じたものとする。 6. 添付資料 (1) 第 1 表 本工事に係る保安活動の概要 (2) 第 1 図 東海第二発電所 品質マネジメントシステム組織図 (3) 第 2 図 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係 (4) 第 3 図 品質マネジメントシステム文書体系図	d) 必要な処置の決定及び実施 e) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照） f) とった是正処置の有効性のレビュー 8.5.3 予防処置 組織は、次の事項を「不適合管理要項」に定め、実施する。 (1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見（良好事例を含む。）及び他の施設から得られた知見（B W R 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、その原因を除去する処置を決める。この活用には、保安活動の実施によって得られた知見を他の原子炉設置者と共有することも含む。 (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。 (3) 次の事項に関する要求事項（J E A C 4 1 1 1 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。 a) 起こり得る不適合及びその原因の特定 b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価 c) 必要な処置の決定及び実施 d) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照） e) とった予防処置の有効性のレビュー

変更前					変更後																																																																									
第 1 表 本工事に係る保安活動の概要																																																																														
<table><tr><th colspan="3">主な品質保証活動項目</th><th>当社／発注先</th><th>主な確認対象</th></tr><tr><td rowspan="6">全段階</td><td>組織</td><td>責任及び権限, 組織間の連絡及び協調, 教育・訓練</td><td>◎／◎</td><td>規程類, 仕様書, 要領書, 教育・訓練計画及び実績</td></tr><tr><td>文書管理</td><td>文書の作成, 審査及び承認, 発行及び配布, 変更管理</td><td>◎／◎</td><td>要領書</td></tr><tr><td>不適合管理</td><td>不適合の識別, 審査及び処理</td><td>◎／◎</td><td>要領書, 不適合管理票</td></tr><tr><td>再発防止対策</td><td>原因の明確化, 再発防止対策の立案, 決定及び実施, 原因及び再発防止対策の伝達</td><td>◎／◎</td><td>要領書, 不適合管理票</td></tr><tr><td>品質記録の管理</td><td>品質記録の作成, 取扱い, 保管</td><td>◎／◎</td><td>要領書, 品質記録</td></tr><tr><td>監査</td><td>監査の運営, 実施, 是正措置</td><td>◎／◎</td><td>要領書, 監査計画, 監査結果</td></tr><tr><td rowspan="4">設計段階</td><td>設計管理</td><td>設計手順, 設計取合い, 設計検証, 設計変更, 新設計の管理</td><td>◎／◎</td><td>仕様書, 要領書, 図面</td></tr><tr><td rowspan="3">調達管理</td><td>品質に関する要求事項の明確化, 発注先の評価</td><td>◎／－</td><td>仕様書, 品質保証計画書, 審査書類</td></tr><tr><td>調達製品及び役務の管理</td><td>◎／○</td><td>仕様書, 要領書</td></tr><tr><td>発注先の調達先の評価</td><td>○／◎</td><td>審査書類, 監査結果, 品質保証計画書</td></tr><tr><td rowspan="4">製作・据付段階</td><td>材料及び機器の管理</td><td>識別, 取扱い, 保管, 出荷等</td><td>○／◎</td><td>要領書</td></tr><tr><td>製作及び据付の管理</td><td>作業管理, 設備, 装置及び治工具の管理</td><td>○／◎</td><td>要領書, 図面</td></tr><tr><td rowspan="2">検査及び試験の管理</td><td>検査の管理, 試験の管理</td><td>◎／◎</td><td>検査要領書類 (材料確認, 非破壊検査, 寸法検査, 性能検査, 外観・据付検査, 耐圧・漏えい検査等), 検査及び試験記録</td></tr><tr><td>測定機器及び試験装置の校正と管理, 検査・試験及び運転状態の表示</td><td>○／◎</td><td>要領書, 校正記録</td></tr><tr><td rowspan="2">試運転段階</td><td rowspan="2">検査及び試験の管理</td><td>検査の管理, 試験の管理</td><td>◎／◎</td><td>検査及び試験要領書類 (性能検査等), 検査及び試験記録</td></tr><tr><td>測定機器及び試験装置の校正と管理, 検査・試験及び運転状態の表示</td><td>○／◎</td><td>要領書, 校正記録</td></tr></table>					主な品質保証活動項目			当社／発注先	主な確認対象	全段階	組織	責任及び権限, 組織間の連絡及び協調, 教育・訓練	◎／◎	規程類, 仕様書, 要領書, 教育・訓練計画及び実績	文書管理	文書の作成, 審査及び承認, 発行及び配布, 変更管理	◎／◎	要領書	不適合管理	不適合の識別, 審査及び処理	◎／◎	要領書, 不適合管理票	再発防止対策	原因の明確化, 再発防止対策の立案, 決定及び実施, 原因及び再発防止対策の伝達	◎／◎	要領書, 不適合管理票	品質記録の管理	品質記録の作成, 取扱い, 保管	◎／◎	要領書, 品質記録	監査	監査の運営, 実施, 是正措置	◎／◎	要領書, 監査計画, 監査結果	設計段階	設計管理	設計手順, 設計取合い, 設計検証, 設計変更, 新設計の管理	◎／◎	仕様書, 要領書, 図面	調達管理	品質に関する要求事項の明確化, 発注先の評価	◎／－	仕様書, 品質保証計画書, 審査書類	調達製品及び役務の管理	◎／○	仕様書, 要領書	発注先の調達先の評価	○／◎	審査書類, 監査結果, 品質保証計画書	製作・据付段階	材料及び機器の管理	識別, 取扱い, 保管, 出荷等	○／◎	要領書	製作及び据付の管理	作業管理, 設備, 装置及び治工具の管理	○／◎	要領書, 図面	検査及び試験の管理	検査の管理, 試験の管理	◎／◎	検査要領書類 (材料確認, 非破壊検査, 寸法検査, 性能検査, 外観・据付検査, 耐圧・漏えい検査等), 検査及び試験記録	測定機器及び試験装置の校正と管理, 検査・試験及び運転状態の表示	○／◎	要領書, 校正記録	試運転段階	検査及び試験の管理	検査の管理, 試験の管理	◎／◎	検査及び試験要領書類 (性能検査等), 検査及び試験記録	測定機器及び試験装置の校正と管理, 検査・試験及び運転状態の表示	○／◎	要領書, 校正記録	—				
主な品質保証活動項目			当社／発注先	主な確認対象																																																																										
全段階	組織	責任及び権限, 組織間の連絡及び協調, 教育・訓練	◎／◎	規程類, 仕様書, 要領書, 教育・訓練計画及び実績																																																																										
	文書管理	文書の作成, 審査及び承認, 発行及び配布, 変更管理	◎／◎	要領書																																																																										
	不適合管理	不適合の識別, 審査及び処理	◎／◎	要領書, 不適合管理票																																																																										
	再発防止対策	原因の明確化, 再発防止対策の立案, 決定及び実施, 原因及び再発防止対策の伝達	◎／◎	要領書, 不適合管理票																																																																										
	品質記録の管理	品質記録の作成, 取扱い, 保管	◎／◎	要領書, 品質記録																																																																										
	監査	監査の運営, 実施, 是正措置	◎／◎	要領書, 監査計画, 監査結果																																																																										
設計段階	設計管理	設計手順, 設計取合い, 設計検証, 設計変更, 新設計の管理	◎／◎	仕様書, 要領書, 図面																																																																										
	調達管理	品質に関する要求事項の明確化, 発注先の評価	◎／－	仕様書, 品質保証計画書, 審査書類																																																																										
		調達製品及び役務の管理	◎／○	仕様書, 要領書																																																																										
		発注先の調達先の評価	○／◎	審査書類, 監査結果, 品質保証計画書																																																																										
製作・据付段階	材料及び機器の管理	識別, 取扱い, 保管, 出荷等	○／◎	要領書																																																																										
	製作及び据付の管理	作業管理, 設備, 装置及び治工具の管理	○／◎	要領書, 図面																																																																										
	検査及び試験の管理	検査の管理, 試験の管理	◎／◎	検査要領書類 (材料確認, 非破壊検査, 寸法検査, 性能検査, 外観・据付検査, 耐圧・漏えい検査等), 検査及び試験記録																																																																										
		測定機器及び試験装置の校正と管理, 検査・試験及び運転状態の表示	○／◎	要領書, 校正記録																																																																										
試運転段階	検査及び試験の管理	検査の管理, 試験の管理	◎／◎	検査及び試験要領書類 (性能検査等), 検査及び試験記録																																																																										
		測定機器及び試験装置の校正と管理, 検査・試験及び運転状態の表示	○／◎	要領書, 校正記録																																																																										
〔記号の説明〕 ◎／◎：当社及び発注先で実施 ◎／○：当社が主体となって実施 ○／◎：発注先が主体となって実施し, 当社が確認 ◎／－：当社が実施																																																																														



変更前	変更後
第 1 図 (2/2) 東海第二発電所 品質マネジメントシステム組織図 (発電所) 原子炉主任技術者 (駐在) 電気主任技術者 ボイラー・タービン主任技術者 発電所長 - 発電室長 - 発電長 - 発電運営グループマネージャー - 運転管理グループマネージャー - 運転支援グループマネージャー - 安全管理室長 - 炉心・燃料グループマネージャー - 放射線・化学管理グループマネージャー - 保守室長 - 保守運営グループマネージャー - 保守総括グループマネージャー - 電気・制御グループマネージャー - 機械グループマネージャー - 技術センター長 - 工務・設備診断グループマネージャー - 直営電気・制御グループマネージャー - 直営機械グループマネージャー - 総務室長 (発電所) - 総務グループマネージャー - 渉外・報道グループマネージャー - 労務・安全グループマネージャー - 経理グループマネージャー - 品質保証室長 — 品質保証グループマネージャー - 運営管理室長 - 保安運営グループマネージャー - プラント管理グループマネージャー 原子炉施設保安運営委員会 品質保証運営委員会	発電用原子炉主任技術者 (駐在) 電気主任技術者 ボイラー・タービン主任技術者 発電所長 - 発電室 - 発電直 - 発電運営グループ - 運転管理グループ - 運転支援グループ - 安全管理室 - 炉心・燃料グループ - 放射線・化学管理グループ - 保守室 - 保守運営グループ - 保守総括グループ - 電気・制御グループ - 機械グループ - 技術センター - 工務・設備診断グループ - 直営電気・制御グループ - 直営機械グループ - 総務室 (発電所) - 総務グループ - 渉外・報道グループ - 経理グループ - 安全・防災室 - 施設防護グループ - 安全・防災グループ - 品質保証室 — 品質保証グループ - 運営管理室 - 保安運営グループ - プラント管理グループ 原子炉施設保安運営委員会 品質保証運営委員会 第 1 図 (2/2) 東海第二発電所 品質マネジメントシステム組織図 (発電所)

変更前	変更後																																																																	
—	第 1 表　品質マネジメントシステムの文書																																																																	
	(1)　一次文書																																																																	
	<table><tr><th>項目</th><th>管理番号</th><th>文書名</th><th>所管箇所</th></tr><tr><td>—</td><td>—</td><td>品質保証計画</td><td>安全室</td></tr><tr><td>4.2.1</td><td>Q M 共通：4-2</td><td>品質保証規程</td><td>安全室</td></tr></table>	項目	管理番号	文書名	所管箇所	—	—	品質保証計画	安全室	4.2.1	Q M 共通：4-2	品質保証規程	安全室																																																					
	項目	管理番号	文書名	所管箇所																																																														
	—	—	品質保証計画	安全室																																																														
	4.2.1	Q M 共通：4-2	品質保証規程	安全室																																																														
	(2)　J E A C 4 1 1 1 が要求する“文書化された手順”である二次文書																																																																	
	<table><tr><th>項目</th><th>管理番号</th><th>文書名</th><th>所管箇所</th></tr><tr><td>4.2.3</td><td>Q M 共通：4-2-1</td><td>文書取扱要項</td><td>総務室（本店）</td></tr><tr><td>4.2.4</td><td>Q M 共通：4-2-2</td><td>品質記録管理要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>8.2.2</td><td>Q M 共通：8-2-1</td><td>内部監査要項</td><td>考査・品質 監査室</td></tr><tr><td>8.3 8.5.2 8.5.3</td><td>Q M 共通：8-3-1</td><td>不適合管理要項</td><td>安全室</td></tr><tr><td>8.5.2 8.5.3</td><td>Q M 共通：8-3-3</td><td>根本原因分析実施要項</td><td>安全室</td></tr></table>	項目	管理番号	文書名	所管箇所	4.2.3	Q M 共通：4-2-1	文書取扱要項	総務室（本店）	4.2.4	Q M 共通：4-2-2	品質記録管理要項	発電管理室	8.2.2	Q M 共通：8-2-1	内部監査要項	考査・品質 監査室	8.3 8.5.2 8.5.3	Q M 共通：8-3-1	不適合管理要項	安全室	8.5.2 8.5.3	Q M 共通：8-3-3	根本原因分析実施要項	安全室																																									
	項目	管理番号	文書名	所管箇所																																																														
	4.2.3	Q M 共通：4-2-1	文書取扱要項	総務室（本店）																																																														
4.2.4	Q M 共通：4-2-2	品質記録管理要項	発電管理室																																																															
8.2.2	Q M 共通：8-2-1	内部監査要項	考査・品質 監査室																																																															
8.3 8.5.2 8.5.3	Q M 共通：8-3-1	不適合管理要項	安全室																																																															
8.5.2 8.5.3	Q M 共通：8-3-3	根本原因分析実施要項	安全室																																																															
(3)　二次文書																																																																		
<table><tr><th>項目</th><th>管理番号</th><th>文書名</th><th>所管箇所</th></tr><tr><td rowspan="2">4.1</td><td>Q M 共通：4-1-1</td><td>原子力施設の重要度分類基準要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>Q M 共通：4-1-2</td><td>品質管理要項</td><td>安全室</td></tr><tr><td>5.4.1</td><td>Q M 共通：5-4-1</td><td>品質目標及び品質保証計画管理要項</td><td>安全室</td></tr><tr><td>5.5.3</td><td>Q M 共通：5-5-1</td><td>品質保証委員会及び品質保証検討会運営要項</td><td>安全室</td></tr><tr><td>5.6</td><td>Q M 共通：5-6-1</td><td>マネジメントレビュー要項</td><td>安全室</td></tr><tr><td rowspan="3">6.2.2</td><td>Q M 共通：6-2-1</td><td>力量設定管理要項</td><td>総務室（本店）</td></tr><tr><td>Q M 東Ⅱ：6-2-2</td><td>運転責任者の合否判定等業務等に関する要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>Q M 東Ⅱ：6-2-3</td><td>原子炉主任技術者の選任及び職務要項</td><td>総務室（本店）</td></tr><tr><td>6.3</td><td>Q M 東Ⅱ：7-1-1</td><td>保守管理業務要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>6.4</td><td>Q M 共通：6-4-1</td><td>作業環境測定管理要項</td><td>総務室（本店）</td></tr><tr><td rowspan="8">7.1</td><td>Q M 東Ⅱ：7-1-2</td><td>運転管理業務要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>Q M 東Ⅱ：7-1-3</td><td>燃料管理業務要項</td><td>経理・資材室 発電管理室</td></tr><tr><td>Q M 共通：7-1-5</td><td>放射性廃棄物管理業務要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>Q M 共通：7-1-6</td><td>放射線管理業務要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>Q M 東Ⅱ：7-1-1</td><td>保守管理業務要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>Q M 共通：7-1-4</td><td>原子力災害対策業務要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>Q M 共通：7-1-7</td><td>コンプライアンス・安全文化醸成活動要項</td><td>安全室</td></tr><tr><td>Q M 東Ⅱ：7-1-8</td><td>火災防護計画要項*</td><td>発電管理室</td></tr></table>	項目	管理番号	文書名	所管箇所	4.1	Q M 共通：4-1-1	原子力施設の重要度分類基準要項	発電管理室	Q M 共通：4-1-2	品質管理要項	安全室	5.4.1	Q M 共通：5-4-1	品質目標及び品質保証計画管理要項	安全室	5.5.3	Q M 共通：5-5-1	品質保証委員会及び品質保証検討会運営要項	安全室	5.6	Q M 共通：5-6-1	マネジメントレビュー要項	安全室	6.2.2	Q M 共通：6-2-1	力量設定管理要項	総務室（本店）	Q M 東Ⅱ：6-2-2	運転責任者の合否判定等業務等に関する要項	発電管理室	Q M 東Ⅱ：6-2-3	原子炉主任技術者の選任及び職務要項	総務室（本店）	6.3	Q M 東Ⅱ：7-1-1	保守管理業務要項	発電管理室	6.4	Q M 共通：6-4-1	作業環境測定管理要項	総務室（本店）	7.1	Q M 東Ⅱ：7-1-2	運転管理業務要項	発電管理室	Q M 東Ⅱ：7-1-3	燃料管理業務要項	経理・資材室 発電管理室	Q M 共通：7-1-5	放射性廃棄物管理業務要項	発電管理室	Q M 共通：7-1-6	放射線管理業務要項	発電管理室	Q M 東Ⅱ：7-1-1	保守管理業務要項	発電管理室	Q M 共通：7-1-4	原子力災害対策業務要項	発電管理室	Q M 共通：7-1-7	コンプライアンス・安全文化醸成活動要項	安全室	Q M 東Ⅱ：7-1-8	火災防護計画要項*	発電管理室
項目	管理番号	文書名	所管箇所																																																															
4.1	Q M 共通：4-1-1	原子力施設の重要度分類基準要項	発電管理室																																																															
	Q M 共通：4-1-2	品質管理要項	安全室																																																															
5.4.1	Q M 共通：5-4-1	品質目標及び品質保証計画管理要項	安全室																																																															
5.5.3	Q M 共通：5-5-1	品質保証委員会及び品質保証検討会運営要項	安全室																																																															
5.6	Q M 共通：5-6-1	マネジメントレビュー要項	安全室																																																															
6.2.2	Q M 共通：6-2-1	力量設定管理要項	総務室（本店）																																																															
	Q M 東Ⅱ：6-2-2	運転責任者の合否判定等業務等に関する要項	発電管理室																																																															
	Q M 東Ⅱ：6-2-3	原子炉主任技術者の選任及び職務要項	総務室（本店）																																																															
6.3	Q M 東Ⅱ：7-1-1	保守管理業務要項	発電管理室																																																															
6.4	Q M 共通：6-4-1	作業環境測定管理要項	総務室（本店）																																																															
7.1	Q M 東Ⅱ：7-1-2	運転管理業務要項	発電管理室																																																															
	Q M 東Ⅱ：7-1-3	燃料管理業務要項	経理・資材室 発電管理室																																																															
	Q M 共通：7-1-5	放射性廃棄物管理業務要項	発電管理室																																																															
	Q M 共通：7-1-6	放射線管理業務要項	発電管理室																																																															
	Q M 東Ⅱ：7-1-1	保守管理業務要項	発電管理室																																																															
	Q M 共通：7-1-4	原子力災害対策業務要項	発電管理室																																																															
	Q M 共通：7-1-7	コンプライアンス・安全文化醸成活動要項	安全室																																																															
	Q M 東Ⅱ：7-1-8	火災防護計画要項*	発電管理室																																																															
*：平成26年5月20日付け総室発第32号をもって変更認可申請した東海第二発電所原子炉施設保安規定認可後の施行に合わせて適用を開始する。なお、適用開始前までは、従前の社内規程を用いる。																																																																		

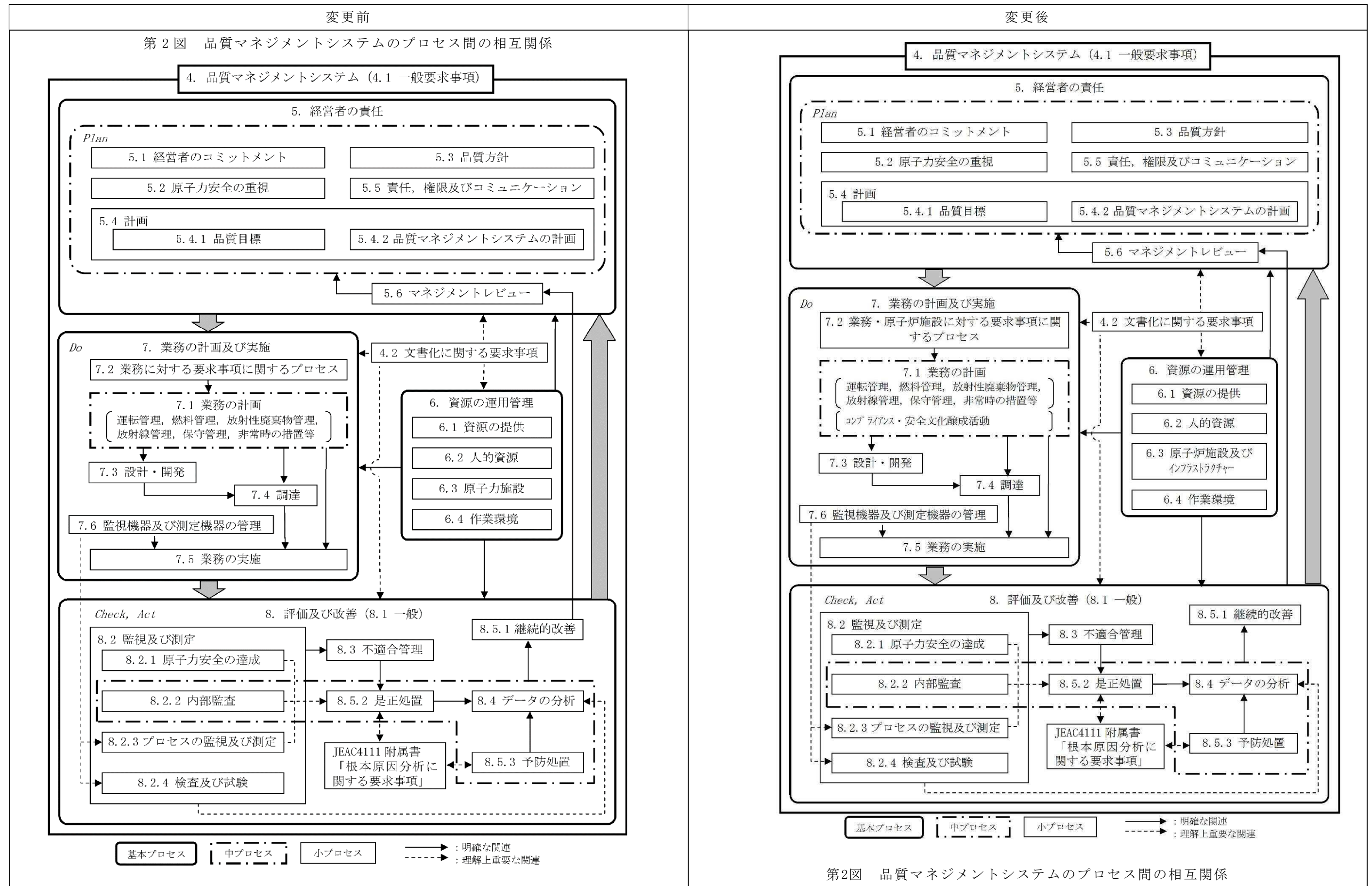
変更前	変更後																																																													
	第 1 表　品質マネジメントシステムの文書（続き） <table><tr><th>項目</th><th>管理番号</th><th>文書名</th><th>所管箇所</th></tr><tr><td rowspan="2">7.2.1</td><td>Q M 共通：7-2-1</td><td>官庁申請手続取扱要項</td><td>総務室（本店）</td></tr><tr><td>Q M 共通：7-2-2</td><td>対外約束事項管理要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>7.2.2</td><td>Q M 共通：7-2-3</td><td>原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td rowspan="2">7.2.3</td><td>Q M 共通：7-2-4</td><td>官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>Q M 東Ⅱ：7-2-5</td><td>事故・故障時等対応要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>7.3</td><td>Q M 共通：7-3-1</td><td>設計管理要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td rowspan="2">7.4</td><td>Q M 共通：7-4-1</td><td>調達管理要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>Q M 共通：7-4-2</td><td>重要設備取引先登録要項</td><td>経理・資材室 発電管理室</td></tr><tr><td>7.5.4</td><td>Q M 共通：7-5-1</td><td>組織外所有物管理要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>7.5.5</td><td>Q M 共通：7-5-2</td><td>予備品・貯蔵品取扱要項</td><td>経理・資材室 発電管理室</td></tr><tr><td>8.2.1</td><td>Q M 共通：7-2-4</td><td>官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>8.2.3</td><td>Q M 共通：8-2-2</td><td>業務プロセスレビュー要項</td><td>安全室</td></tr><tr><td>8.2.4</td><td>Q M 共通：8-2-3</td><td>試験・検査管理要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>8.3</td><td>Q M 共通：8-3-2</td><td>原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」登録管理要項</td><td>発電管理室</td></tr><tr><td>8.4</td><td>Q M 共通：8-4-1</td><td>データ分析要項</td><td>安全室</td></tr></table>	項目	管理番号	文書名	所管箇所	7.2.1	Q M 共通：7-2-1	官庁申請手続取扱要項	総務室（本店）	Q M 共通：7-2-2	対外約束事項管理要項	発電管理室	7.2.2	Q M 共通：7-2-3	原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会要項	発電管理室	7.2.3	Q M 共通：7-2-4	官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項	発電管理室	Q M 東Ⅱ：7-2-5	事故・故障時等対応要項	発電管理室	7.3	Q M 共通：7-3-1	設計管理要項	発電管理室	7.4	Q M 共通：7-4-1	調達管理要項	発電管理室	Q M 共通：7-4-2	重要設備取引先登録要項	経理・資材室 発電管理室	7.5.4	Q M 共通：7-5-1	組織外所有物管理要項	発電管理室	7.5.5	Q M 共通：7-5-2	予備品・貯蔵品取扱要項	経理・資材室 発電管理室	8.2.1	Q M 共通：7-2-4	官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項	発電管理室	8.2.3	Q M 共通：8-2-2	業務プロセスレビュー要項	安全室	8.2.4	Q M 共通：8-2-3	試験・検査管理要項	発電管理室	8.3	Q M 共通：8-3-2	原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」登録管理要項	発電管理室	8.4	Q M 共通：8-4-1	データ分析要項	安全室
項目	管理番号	文書名	所管箇所																																																											
7.2.1	Q M 共通：7-2-1	官庁申請手続取扱要項	総務室（本店）																																																											
	Q M 共通：7-2-2	対外約束事項管理要項	発電管理室																																																											
7.2.2	Q M 共通：7-2-3	原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会要項	発電管理室																																																											
7.2.3	Q M 共通：7-2-4	官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項	発電管理室																																																											
	Q M 東Ⅱ：7-2-5	事故・故障時等対応要項	発電管理室																																																											
7.3	Q M 共通：7-3-1	設計管理要項	発電管理室																																																											
7.4	Q M 共通：7-4-1	調達管理要項	発電管理室																																																											
	Q M 共通：7-4-2	重要設備取引先登録要項	経理・資材室 発電管理室																																																											
7.5.4	Q M 共通：7-5-1	組織外所有物管理要項	発電管理室																																																											
7.5.5	Q M 共通：7-5-2	予備品・貯蔵品取扱要項	経理・資材室 発電管理室																																																											
8.2.1	Q M 共通：7-2-4	官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項	発電管理室																																																											
8.2.3	Q M 共通：8-2-2	業務プロセスレビュー要項	安全室																																																											
8.2.4	Q M 共通：8-2-3	試験・検査管理要項	発電管理室																																																											
8.3	Q M 共通：8-3-2	原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」登録管理要項	発電管理室																																																											
8.4	Q M 共通：8-4-1	データ分析要項	安全室																																																											

変更前

変更後

第 2 表 J E A C 4 1 1 1 の要求事項に基づき作成する記録

No.	項目	記録の種類
1	5. 6. 1 (3)	マネジメントレビューの結果の記録
2	6. 2. 2 e)	教育，訓練，技能及び経験について該当する記録
3	7. 1 (3) d)	業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が，要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録
4	7. 2. 2 (3)	業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録，及びそのレビューを受けてとられた処置の記録
5	7. 3. 2 (1)	原子炉施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録
6	7. 3. 4 (2)	設計・開発のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録
7	7. 3. 5 (1)	設計・開発の検証の結果の記録，及び必要な処置があればその記録
8	7. 3. 6 (3)	設計・開発の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
9	7. 3. 7 (1)	設計・開発の変更の記録
10	7. 3. 7 (4)	設計・開発の変更のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録
11	7. 4. 1 (4)	供給者の評価の結果の記録，及び評価によって必要とされた処置があればその記録
12	7. 5. 2 (3) d)	プロセスの妥当性確認で組織が記録を必要とした活動の記録
13	7. 5. 3 (3)	業務・原子炉施設に関するトレーサビリティの記録
14	7. 5. 4	組織外の所有物に関して，組織が必要と判断した場合の記録
15	7. 6 (3) a)	校正又は検証に用いた基準の記録
16	7. 6 (3)	測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の，過去の測定結果の妥当性評価の記録
17	7. 6 (3)	校正及び検証の結果の記録
18	8. 2. 2 (4)	内部監査の結果の記録
19	8. 2. 4 (1)	検査及び試験の合否判定基準への適合の記録
20	8. 2. 4 (3)	リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人の記録
21	8. 3 (5)	不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録
22	8. 5. 2 (3) e)	是正処置の結果の記録
23	8. 5. 3 (3) d)	予防処置の結果の記録



変更前	変更後
第3図 品質マネジメントシステム文書体系図	第3図 品質マネジメントシステム文書体系図

変更前	変更後
	別添 1 保安に関する職務 1. 保安に関する職務のうち、本店組織の職務は次のとおり。 (1) 社長は、管理責任者を指揮し、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムの構築、実施及び維持並びにその有効性の継続的な改善を統括する。関係法令及び原子炉施設保安規定の遵守を確実にするための活動並びに安全文化を継続的に醸成するための活動を統括する。また、社長は、発電所長（以下「所長」という。）及び発電用原子炉主任技術者に適宜報告を求め、発電所の安全確保を確実にするため、「事故・故障時等対応要項」の定めるところにより必要な指示を行う。 (2) 実施部門管理責任者は、実施部門の品質保証活動の実施に係る品質マネジメントシステムの具体的活動（内部監査活動を除く。）を総括する。 (3) 監査管理責任者は、実施部門の品質保証活動の実施に係る品質マネジメントシステムの内部監査活動を総括する。 (4) 安全室は、品質マネジメントシステム（品質保証活動を含む。）に係る事項の総合調整及び品質マネジメントシステムの総括管理に関する業務を行う。安全室長は、コンプライアンス・安全文化醸成活動推進委員会を所管し、関係法令及び原子炉施設保安規定の遵守を確実にするための活動並びに安全文化を継続的に醸成するための活動を推進する。 (5) 考査・品質監査室は、品質マネジメントシステムの内部監査業務を行う。 (6) 発電管理室は、品質マネジメントシステムに関係する発電管理及び非常時の措置の総括に関する業務を行う。 (7) (1)から(6)の職務の他、本店には次の職務がある。 イ. 地域共生・広報室は、品質マネジメントシステムに関係する安全文化醸成活動におけるコミュニケーション活動の総括及び推進に関する業務を行う。 ロ. 総務室（本店）は、品質マネジメントシステムに関係する能力開発、労働安全衛生管理及び文書管理の総括に関する業務を行う。 ハ. 経理・資材室は、品質マネジメントシステムに関係する物品購入、工事請負及び業務委託の契約に関する業務を行う。 ニ. 開発計画室は、品質マネジメントシステムに関係する土木設備及び建築設備の設計に関する業務を行う。 (8) 発電管理室長、考査・品質監査室長、安全室長、地域共生・広報室長、総務室長（本店）、経理・資材室長及び開発計画室長は、室員を指示・指導し、所管する業務を行う。また、室員は、室長の指示・指導に従い業務を実施する。

変更前	変更後
—	2. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務は次のとおり。 (1) 所長は、発電用原子炉主任技術者の意見を尊重したうえで、発電所における保安に関する業務を統括する。 (2) 発電直は、原子炉施設の運転及び燃料取扱いに関する当直業務を行う。 (3) 発電運営グループは、発電室の運営管理に関する業務を行う。 (4) 運転管理グループは、原子炉施設の運転の計画及び管理に関する業務を行う。 (5) 運転支援グループは、当直業務の支援に関する業務を行う。 (6) 炉心・燃料グループは、燃料の管理（発電直所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (7) 放射線・化学管理グループは、放射線管理、放射性廃棄物管理、化学管理に関する業務及び安全管理室の運営管理に関する業務を行う。 (8) 保修運営グループは、保修室の運営管理に関する業務を行う。 (9) 保守総括グループは、原子炉施設の保守管理の総括に関する業務を行う。 (10) 電気・制御グループは、原子炉施設のうち電気、計測制御関係設備の保守管理（工務・設備診断グループ及び直営電気・制御グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (11) 機械グループは、原子炉施設のうち機械関係設備（建物、構築物を含む。）の保守管理（工務・設備診断グループ及び直営機械グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (12) 工務・設備診断グループは、電気・制御グループ又は機械グループと協議して定める原子炉施設の保全のうち設備診断の実施に関する業務及び技術センターの運営管理に関する業務を行う。 (13) 直営電気・制御グループは、電気・制御グループと協議して定める原子炉施設の保全の実施（工務・設備診断グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (14) 直営機械グループは、機械グループと協議して定める原子炉施設の保全の実施（工務・設備診断グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (15) 総務グループは、保安教育の総括、文書管理及び総務室の運営管理に関する業務を行う。 (16) 渉外・報道グループは、地方自治体とのコミュニケーションに関する業務を行う。 (17) 経理グループは、資材業務に関する業務を行う。 (18) 施設防護グループは、警備及び安全・防災室の運営管理に関する業務を行う。 (19) 安全・防災グループは、非常時の措置、初期消火活動のための体制の整備及び労働安全衛生管理に関する業務を行う。 (20) 品質保証グループは、品質保証活動の管理に関する業務を行う。 (21) 保安運営グループは、原子炉施設の保安運営の総括に関する業務及び運営管理室の運営管理に関する業務を行う。

変更前	変更後
	(22) プラント管理グループは、原子炉施設の運転保守計画及び管理並びに技術管理に係る事項の総括に関する業務を行う。 (23) 各室長（以下「各室長」は技術センター長を含む。）は、第 1 図の定めのとおり、当該室（以下「室」には技術センターを含む。）が所管するグループ業務を統括する。 (24) 各グループのマネージャー（以下「各マネージャー」という。発電直においては、マネージャーを発電長という。以下同じ。）は、所管業務に基づき非常時の措置、保安教育並びに記録及び報告を行う。 (25) 各マネージャーは、グループ員（発電長のもと原子炉施設の運転操作を行う者（以下「運転員」という。）を含む。）を指示・指導し、所管する業務を行う。また、グループ員は、マネージャーの指示・指導に従い業務を実施する。 3. その他関係する部門の長は、別途定められた「組織権限規程」に基づき所管業務を行う。

変更前	変更後
	別添 2 主任技術者の職務 1. 発電用原子炉主任技術者の職務 発電用原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に行うことを任務とし、「原子炉主任技術者の選任及び職務要項」の定めるところにより次の職務を遂行する。 (1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合には、運転に従事する者へ指示する。 (2) 原子炉施設保安規定に定める事項を、所長の承認に先立ち確認する。 (3) 原子炉施設保安規定に定める各職位からの報告内容等を確認する。 (4) 原子炉施設保安規定に定める記録の内容を確認する。 (5) 原子炉施設保安規定に定める確認のうち、発電長が定期的に行う機器の機能・性能を確認する試験の判定に用いる計器が正しい校正に基づいて設定されていることを確認する。 (6) 原子炉施設保安規定に定める報告を受け事態を確認し、その確認した正確な情報を自らの責任において社長に直接報告する。 (7) 保安の監督状況を定期的及び必要に応じて社長に直接報告する。 (8) 原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会に必ず出席する。 (9) その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。 2. 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者は、電気工作物の保安の監督を誠実に行うことを任務とし、次の各号に掲げる職務を遂行する。 (1) 電気工作物の保安のための諸計画立案に当たっては、必要に応じて関係者に対し指示、指導・助言をする。 (2) 電気工作物の保安上必要な場合には、関係者に対し指示、指導・助言を行う。 (3) 溶接事業者検査及び定期事業者検査において、あらかじめ定めた区分に従って検査の指導及び監督を行う。 (4) 所管官庁が関係法令に基づき行う立入検査に原則として立ち会う。 (5) 所管官庁が関係法令に基づき行う使用前検査、施設定期検査にはあらかじめ定めた区分に従って、検査に立ち会い、又は検査記録について確認を行う。 (6) 原子炉施設保安運営委員会に必ず出席する。 (7) その他、電気工作物の保安の監督に必要な職務を行う。 3. 主任技術者の情報共有 発電用原子炉主任技術者、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者は、相互の職務について情報を共有し、意思疎通を図る。

3 蒸気タービンの基本設計方針、適用基準及び適用規格

[illegible]

変 更 前	変 更 後
蒸気タービンには、その回転速度及び出力が負荷の変動の際にも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、運転中に生じた過回転、発電機の内部故障、復水器真空低下、スラスト軸受の摩耗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蒸気タービンに流入する蒸気を自動的かつ速やかに遮断する非常調速装置及び保安装置を設置する。なお、過回転については定格回転速度の 1.11 倍を超えない回転数で非常用調速装置が作動する設計とする。 蒸気タービン及びその附属設備であって、最高使用圧力を超える過圧が生ずるおそれのあるものにあつては、排気圧力の上昇時に過圧を防止することができる容量を有し、かつ、最高使用圧力以下で動作する大気放出板を設置し、その圧力を逃がすことができる設計とする。 蒸気タービンには、設備の損傷を防止するため、以下の運転状態を計測する監視装置を設け、各部の状態を監視することができる設計とする。 (1) 蒸気タービンの回転速度 (2) 主蒸気止め弁の前及び組合せ中間弁の前における蒸気の圧力及び温度 (3) 蒸気タービンの排気圧力 (4) 蒸気タービンの軸受の入口における潤滑油の圧力 (5) 蒸気タービンの軸受の出口における潤滑油の温度又は軸受メタル温度 (6) 蒸気加減弁の開度 (7) 蒸気タービンの振動の振幅 蒸気タービンは、振動を起こさないように十分配慮をはらうとともに、万一、振動が発生した場合にも振動監視装置により、警報を発するように設計する。また、運転中振動の振幅を自動的に記録できる設計とする。 蒸気タービン及びその附属設備の構造設計において発電用火力設備に関する技術基準を定める省令及びその解釈に規定のないものについては、信頼性が確認され十分な実績のある設計方法、安全率等を用いるほか、最新知見を反映し、十分な安全性を持たせることにより保安が確保できる設計とする。 主復水器は、設計冷却水温度 19℃、タービン定格出力、大気圧 101kPa において真空度-96.3kPa を確保できる設計とする。 1.2 蒸気タービンの附属設備 ポンプを除く蒸気タービンの附属設備に属する容器及び管の耐圧部分に使用する材料は、想定される環境条件において、材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的成分及び機械的強度を有するものを使用する。 また、蒸気タービンの附属設備のうち、主要な耐圧部の溶接部については、次のとおりとし、溶接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。 イ 不連続で特異な形状でないものであること。 ロ 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したものであること。 ハ 適切な強度を有するものであること。	1.2 蒸気タービンの附属設備 変更なし

変 更 前	変 更 後
ニ 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法，溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したものにより溶接したものであること。 なお，主要な耐圧部の溶接部とは，蒸気タービンに係る蒸気だめ又は熱交換器のうち水用の容器又は管であって，最高使用温度 100℃未満のものについては，最高使用圧力 1,960kPa，それ以外の容器については，最高使用圧力 98kPa，水用の管以外の管については，最高使用圧力 980kPa（長手継手の部分にあっては，490kPa）以上の圧力が加えられる部分について溶接を必要とするものをいう。また，蒸気タービンに係る外径 150mm 以上の管のうち，耐圧部について溶接を必要とするものをいう。 復水・給水系には復水脱塩装置を設け，高純度の給水を原子炉へ供給できるようにする。また，5 段の低圧給水加熱器及び 1 段の高圧給水加熱器を設け，原子炉への適切な給水温度を確保できるような設計とする。 蒸気タービンは，所要の性能を確認するために必要な保守及び点検が可能なように，容易に分解及び構成部品の交換ができる設計とする。 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くために，タービンバイパス系を設け，定格蒸気流量の約 25%を処理できるようにする。	
2. 主要対象設備 蒸気タービンの対象となる主要な設備について，「表 1 蒸気タービンの主要設備リスト」に示す。	2. 主要対象設備 蒸気タービンの対象となる主要な設備について，「表 1 蒸気タービンの主要設備リスト」に示す。

表1 蒸気タービンの主要設備リスト (1/2)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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
蒸気タービン本体	蒸気タービンの管および付属する管	車室、円板、隔板、噴口、翼、車軸		高压タービンより湿分分離器まで	B－1	火力技術基準	－		変更なし		－	－	
				湿分分離器より中間塞止加減弁まで	B－1	火力技術基準	－		変更なし		－	－	
				主塞止弁より高压タービンまで	B－1	火力技術基準	－		変更なし		－	－	
		復水器	復水器	主復水器	B－1	火力技術基準	－		変更なし		－	－	
蒸気タービンの附属設備	－	熱交換器	熱交換器	湿分分離器	B－1	火力技術基準	－		変更なし		－	－	
	抽気系	管等	主配管	高压タービン（第5段）より第1給水加熱器入口逆止弁まで	B－1	火力技術基準	－		変更なし		－	－	
				クロスアラウンド管より第2給水加熱器入口逆止弁まで	B－1	火力技術基準	－		変更なし		－	－	
				低压タービン（10段）より第3給水加熱器入口逆止弁まで	B－1	火力技術基準	－		変更なし		－	－	
				低压タービン（11段）より第4給水加熱器入口逆止弁まで	B－1	火力技術基準	－		変更なし		－	－	
				低压タービン（13段）より第5給水加熱器入口逆止弁まで	B－1	火力技術基準	－		変更なし		－	－	
				クロスアラウンド管より原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン入口逆止弁まで	B－1	火力技術基準	－		変更なし		－	－	
				原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン排気管	B－1	火力技術基準	－		変更なし		－	－	

表1 蒸気タービンの主要設備リスト (2/2)

			変 更 前					変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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
蒸気タービンの附属設備	給水加熱器 ドレン系	管等	主配管	湿分分離器ドレンタンクから第3給水加熱器への逆止弁	B－1	火力技術基準	—		変更なし			—	—
	主復水器より低圧復水ポンプまで			B－1	火力技術基準	—		変更なし			—	—	
	低圧復水ポンプより復水脱塩装置入口ヘッダ第1弁まで			B－1	火力技術基準	—		変更なし			—	—	
	復水脱塩装置入口ヘッダ第1弁より脱塩器入口止め弁まで			B－1	火力技術基準	—		変更なし			—	—	
	復水器出口より蒸気式空気抽出器出口止め弁まで			B－1	火力技術基準	—		変更なし			—	—	
	—		蒸気だめ、ドレンタンク	グラント蒸気蒸発器ドレンタンク	B－1	火力技術基準	—		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「5 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。

4 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

4(1)～4(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	4 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

計測制御系統施設

1 制御方式及び制御方法

(1) 発電用原子炉の制御方式

発電用原子炉の反応度の制御方式，ほう酸水注入の制御方式，発電用原子炉の圧力の制御方式，発電用原子炉の水位の制御方式及び安全保護系等の制御方式

変 更 前		変 更 後	
*1 発 電 用 原 子 炉 の 制 御 方 式	発電用原子炉の制御は以下の方式により行われる。 (1) 発電用原子炉の反応度の制御方式*2 a. 制御棒位置制御 イ 制御棒 1 本ずつの挿入引抜き操作機能 ロ 原子炉スクラム信号による全制御棒急速挿入機能 ニ 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ時の選択制御棒急速挿入機能 b. 原子炉再循環流量制御 イ 原子炉冷却材再循環流量制御弁による流量制御機能 ロ タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能 (2) ほう酸水注入の制御方式*3 a. 手動によるほう酸水注入系の起動機能 (3) 発電用原子炉の圧力の制御方式*4 a. タービン入口圧力制御機能 (4) 発電用原子炉の水位の制御方式*5 a. 原子炉水位信号，主蒸気流量信号及び原子炉給水流量信号の三要素制御若しくは原子炉水位信号の単要素制御による給水制御機能	発 電 用 原 子 炉 の 制 御 方 式	変更なし

(続き)

変 更 前		変 更 後	
発 電 用 原 子 炉 の 制 御 方 式	(5) 安全保護系等の制御方式*6 a. 原子炉緊急停止系によるスクラム機能 b. その他の安全保護系起動信号による工学的安全施設の起動機能	発 電 用 原 子 炉 の 制 御 方 式	変更なし
	—	発 電 用 原 子 炉 の 制 御 方 式	c. 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための機能 イ ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能） ロ ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） d. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるための機能 イ 過渡時自動減圧機能

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「制御方式」と記載。
*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。
*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ほう酸水注入系の制御」と記載。
*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「圧力制御」と記載。
*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「給水制御」と記載。
*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「安全保護系」と記載。

(2) 発電用原子炉の制御方法

制御棒の位置の制御方法、原子炉再循環流量の制御方法、ほう酸水注入設備の制御方法、発電用原子炉の圧力の制御方法、給水の制御方法及び安全保護系等の制御方法

変 更 前		変 更 後	
*1 発 電 用 原 子 炉 の 制 御 方 法	発電用原子炉の制御は以下の方式により行われる。 (1) 制御棒の位置の制御方法*2 制御棒位置は、水圧駆動ピストンラッチ方式の駆動機構により常時は1本ずつ挿入、又は引抜き方向に操作される。 スクラム動作及び選択制御棒挿入動作時は、水圧制御ユニットのアクキュムレータの圧力を利用して急速に制御棒が挿入される。 なお、選択制御棒は原子炉高出力運転時（原子炉出力 35 % 以上）に原子炉冷却材再循環ポンプが1台以上トリップした場合、原子炉出力を制御して安定性の余裕を確保するために自動的に挿入される。 この制御棒は、自然循環状態で原子炉出力約 35 %になるよう選択される。 (2) 原子炉再循環流量の制御方法*3 再循環流量は、原子炉冷却材再循環ポンプの吐出側にある流量制御弁の開度を変えることにより制御される。 また、原子炉高出力運転時（原子炉出力 30 %以上）には、主蒸気止め弁閉あるいは、蒸気加減弁急速閉の信号により原子炉冷却材再循環ポンプ2台を同時にトリップし、タービントリップ、又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力の上昇を抑制する。	発 電 用 原 子 炉 の 制 御 方 法	変更なし

(続き)

変 更 前		変 更 後	
発 電 用 原 子 炉 の 制 御 方 法	(3) ほう酸水注入設備の制御方法*⁴ 運転中制御棒挿入による原子炉停止が不能の時、ほう酸水注入ポンプを手動で起動し、ほう酸水貯蔵タンク内の五ほう酸ナトリウム溶液を原子炉に注入する。 (4) 発電用原子炉の圧力の制御方法*⁵ 原子炉圧力は、タービン入口圧力制御により間接的に制御される。タービン入口圧力は蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度の制御により、一定になるよう制御される。 (5) 給水の制御方法*⁶ 原子炉への給水流量は、原子炉水位信号、主蒸気流量信号及び原子炉給水流量信号による三要素制御若しくは原子炉水位信号による単要素制御により、タービン駆動給水ポンプの速度又は給水調節弁の開度を調節し、原子炉水位を一定に保持するよう制御される。 (6) 安全保護系等の制御方法*⁷ 原子炉緊急停止系の作動回路は2チャンネルで構成され、原子炉スクラム信号により両チャンネルが同時にトリップすると原子炉はスクラムする。 また、その他の安全保護系起動信号により工学的安全施設が起動される。	発 電 用 原 子 炉 の 制 御 方 法	変更なし A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒挿入は、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下の信号により全制御棒を全挿入させて原子炉を未臨界にする。
	—		

(続き)

変 更 前		変 更 後	
発 電 用 原 子 炉 の 制 御 方 法	—	発 電 用 原 子 炉 の 制 御 方 法	A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力抑制は、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下の信号により原子炉冷却材再循環ポンプ 2 台を同時に自動停止させ、原子炉出力抑制を行う。 過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁を作動させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「制御方法」と記載。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「制御棒位置制御」と記載。
*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉再循環流量制御」と記載。
*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ほう酸水注入系の制御」と記載。
*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「圧力制御」と記載。
*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「給水制御」と記載。
*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「安全保護系」と記載。

2 制御材に係る次の事項

(1) 制御棒の名称，種類，組成，反応度制御能力，停止余裕，最大反応度価値（制御棒グループごとに引抜く場合は，グループ及び一本の別に記載すること。），主要寸法，個数及び落下速度

			変 更 前		変 更 後		
名 称			制御棒			変更なし	
種 類		—	十字形				
組 成 ^{*1}		—	ボロンカーバイド粉末	ハフニウムフラットチューブ		ボロンカーバイド粉末	
反 応 度 制 御 能 力 ^{*2}		Δk				変更なし	
停 止 余 裕		—	最大反応度価値制御棒 1 本の全引抜時 臨界未満維持実効増倍率< 1 (設計目標値 以上)				
最 大 反 応 度 価 値 ^{*4}		Δk					
主 要 寸 法	全 長 ^{*5}	mm					
	有 効 長 さ	mm				変更なし	
	幅	mm					
	ブ レ ー ド 厚 さ	mm					
	シ ー ス 厚 さ ^{*4}	mm					
	落 下 速 度 リ ミ ッ タ 外 径	mm					
個 数		—	185			変更なし	
落 下 速 度 ^{*4}		m/s					

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「組成／制御材」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「反応度抑制効果」と記載。

*3：過剰反応度約 0.14 Δk に対応する値を示す。

＊4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

＊5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「長さ」と記載。

＊6：公称値を示す。

(2) ほう酸水の名称，種類，組成，反応度制御能力，停止余裕，負の反応度添加率及び貯蔵量

			変 更 前	変更後
名 称			ほう酸水	変更なし
種 類	—		ほう酸水 ^{*1}	
組 成	wt%		五ほう酸ナトリウム濃度	
反 応 度 制 御 能 力 ^{*3}	Δk			
停 止 余 裕	Δk			
負 の 反 応 度 添 加 率	Δk		毎分 以上 ^{*5}	
貯 蔵 量 ^{*6}	m ³		(最小) ^{*7}	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「五ほう酸ナトリウム」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「 $\text{Na}_2(\text{B}_5\text{O}_3)_2 \cdot 10\text{H}_2\text{O}$ 」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「反応度抑制効果」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「最小 Δk/min」と記載。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「貯蔵容量」と記載。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「 kg 以上（五ほう酸ナトリウム）」と記載。

3 制御材駆動装置に係る次の事項

- (1) 制御棒駆動機構の名称、種類、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、駆動方法、個数、取付箇所、駆動速度及び挿入時間並びに電動駆動の場合にあっては原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変更後
—			通常	スクラム	変更なし
名 称			制御棒駆動機構		
種 類	—		水圧駆動ピストンラッチ方式		
最 高 使 用 圧 力	MPa		8.62*1, *2		
最 高 使 用 温 度	℃		302*1		
主 要 寸 法	長 さ	mm	4369.6*3, *4		
			4353.6*4, *5		
	フ ラ ン ジ 厚 さ	mm	85.7*4)		
			85.7*4)		
	外 径	mm			
	厚 さ	mm			
材 料	フ ラ ン ジ	—	SUSF304 相当		
			SUSF304*1		
	イ ン ジ ケ ー タ チ ュ ー ブ	—	SUS316TP 相当		
駆 動 方 法		—	駆動水ポンプによる 水圧駆動	アキュムレータによる 蓄圧駆動	
個 数		—	185 (予備 37*6)		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	制御棒駆動機構*1		
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 14.00 m*1		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ	—			
駆 動 速 度		mm/s		—	
挿 入 時 間		秒	—	全ストロークの % 挿入まで 以下 (定 格圧力で全炉心平均)	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

- *2：S I 単位に換算したもの。
- *3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 50 年 11 月 7 日付け 50 資庁第 11107 号にて認可された工事計画の添付書類「第 1-1 図 制御棒駆動機構構造図」による。
- *4：公称値を示す。
- *5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 62 年 2 月 16 日付け発管業発第 438 号にて届け出た工事計画の添付書類「第 1 図 制御棒駆動機構構造図」による。
- *6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。予備品の個数を追加。
- *7：定格値を示す。

(2) 制御棒駆動水圧設備に係る次の事項

(2.1) 制御棒駆動水圧系

ロ 容器の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変 更 後	
名 称			水圧制御ユニット アキュムレータ*1		変更なし	
種 類	—	たて置円筒形*2				
容 量	L/個	18 以上 (18*3)				
最 高 使 用 圧 力	MPa	12.06*4				
最 高 使 用 温 度	℃	66				
主 要 寸 法	胴 内 径*5	mm	195.0*3			
	胴 板 厚 さ*6	mm	(17.8*3)			
	平 板 厚 さ*8	mm	(65.0*3)			
	高 さ	mm	927.0*3			
材 料	胴 板*9	—	SUS304TP			
	平 板	—	SUS304			
個 数	—	185				
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	水圧制御ユニット アキュムレータ 制御棒駆動水圧系*10			
	設 置 床	—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 20.30 m*10	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 20.30 m*10		
	溢水防護上の区画番号	—	—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—				
			RB-3-3	RB-3-4		
			EL. 21.75 m 以上	EL. 21.75 m 以上		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水圧制御ユニットアキュムレータ」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒縦形」と記載。

*3：公称値を示す。

*4：S I 単位に換算したもの。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「内径」と記載。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴板厚」と記載。

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 59 年 12 月 5

日付け 50 資庁第 13358 号にて認可された工事計画のⅣ添付書類「1. 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットアキュムレータの規格計算書」による。

*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「平板板厚」と記載。

*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

*10：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

			変 更 前		変 更 後	
名 称			水圧制御ユニット室素容器		変更なし	
種 類	—	たて置円筒形*1				
容 量	L/個	18 以上 (18) *2				
最 高 使 用 圧 力	MPa	12.06*3				
最 高 使 用 温 度	℃	66				
主 要 寸 法	胴 内 径 *4	mm				
	胴 板 厚 さ*5	mm				
	鏡 板 厚 さ*5	mm				
	鏡板の形状に係る寸法	mm	(内半径)			
	管 台 外 径	mm				
	管 台 厚 さ	mm				
	高 さ	mm				
材 料	胴 板*9	—				
個 数		—	185			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	水圧制御ユニット室素容器 制御棒駆動水圧系*10			
	設 置 床	—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 20.30 m*10	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 20.30 m*10		
	溢水防護上の区画番号	—	—		RB-3-3	RB-3-4
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			EL. 21.75 m 以上	EL. 21.75 m 以上

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒縦形」と記載。

*2：公称値を示す。

*3：S I 単位に換算したもの。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「内径」と記載。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴板厚」と記載。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 50 年 11 月 7 日付け 50 資庁第 11107 号にて認可された工事計画の添付書類「第 3-10 図 制御棒駆動水圧系室素容器構造図」による。

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 50 年 11 月 7 日付け 50 資庁第 11107 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-2 制御棒駆動水圧系機器・配管の規格計算書 Ⅲ-1-2-3 水圧制御ユニットの計算書」による。

*8：室素容器の鏡板は、胴板と一体成形。

*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

*10：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

ニ 主要弁の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前*1		変 更 後	
名 称			C12-126	C12-127	変更なし	
種 類			止め弁	止め弁		
最 高 使 用 圧 力			MPa	12.06		
最 高 使 用 温 度			℃	66		
主 要 寸 法	呼 び 径	—	25 A（入口側）／ 25 A（出口側）	20 A（入口側）／ 20 A（出口側）		
	弁 箱 厚 さ	mm				
	弁 ふ た 厚 さ	mm				
材 料	弁 箱	—	SUS304 相当	SUS304 相当		
	弁 ふ た	—	SUS304 相当	SUS304 相当		
駆 動 方 法			—	空気作動		
個 数			—	185		
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—	C12-126 制御棒駆動水压系	C12-127 制御棒駆動水压系		
	設 置 床	—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 20.30 m	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 20.30 m		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		RB-3-3	RB-3-4
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			EL. 21.75 m 以上	EL. 21.75 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

ホ 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

変							更						後					
名			称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名			称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
制 御 棒 駆 動 水 圧 系	排 出 水 配 管	マニホールドから弁 C12-105*2		12. 06*3	66	21. 3	3. 7*1	SUS304TP	制 御 棒 駆 動 水 圧 系	変更なし								
		弁 C12-105 からマス ターコントロール内 配管*2		12. 06*3	66	33. 4	4. 5*1	SUS304TP										
	マニホールドから制御ユ ニット内挿入配管合流点*4			12. 06*3, *5	66*5	21. 3*5	 (3. 7*1, *5)	SUS304TP 相当 		変更なし								
	マニホールドから制御ユ ニット内引抜配管合流点*4			12. 06*3, *5	66*5	21. 3*5	 (3. 7*1, *5)	SUS304TP 相当 										
	弁 C12-115 から制御ユニッ ト内アキュムレータ充填 水配管合流点*4			12. 06*3, *5	66*5	21. 3*5	 (3. 7*1, *5)	SUS304TP 相当 		変更なし								
	アキュムレータから制御 ユニット内アキュムレー タ充填水配管合流点*4			12. 06*3, *6	66*6	49. 8*6	 (12. 7*1, *6)	SUSF304 相当 										
	制御ユニット内アキュム レータ充填水配管合流点 から制御ユニット内挿入 配管合流点*4			12. 06*3, *5	66*5	33. 4*5	 (4. 5*1, *5)	SUS304TP 相当 		変更なし								
	制御ユニット内挿入配管 合流点から挿入配管制御 ユニット出口*4			12. 06*3, *5	66*5	33. 4*5	 (4. 5*1, *5)	SUS304TP 相当 										
	挿 入 配 管	挿入配管制御ユニッ ト出口から制御棒駆 動機構ハウジング		12. 06*3	66	33. 4	 (4. 5*1)	SUS304TP		変更なし								
						47. 0*7	 (6. 6*1, *6)	SUS27*6										
						48. 1*5	 (7. 1*1, *6)	SUS304*6										
						50. 0*5	 (11. 5*1, *6)	SUS304*6										
						26. 7	 (3. 9*1)	SUS304TP										

(続き)

変							更								
名 称			最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称			最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
制 御 棒 駆 動 水 圧 系	引 抜 配 管	制御棒駆動機構ハ ウジングから引抜 配管制御ユニット 入口	12. 06*3	66	26. 7	 (3. 9*1)	SUS304TP	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし		
					—	—	—						42. 0*6	 (7. 5*1, *6)	SUS304*6
					—	—	—						40. 1*6	 (6. 5*1, *6)	SUS304*6
					—	—	—						39. 0*6	 (5. 9*1, *6)	SUS27*6
	引抜配管制御ユニット入 口から制御ユニット内引 抜配管合流点*4		8. 62*3, *5	138*5	26. 7*5	 (3. 9*1, *5)	SUS304TP 相当 	変更なし							
	制御ユニット内引抜配管 合流点から弁 C12-127*4		8. 62*3, *5	138*5	26. 7*5	 (3. 9*1, *5)	SUS304TP 相当 	変更なし							
	弁 C12-127 から排水配 管制御ユニット出口*4		8. 62*3, *5	138*5	26. 7*5	 (3. 9*1, *5)	SUS304TP 相当 	変更なし							

注記 *1：公称値を示す。

 *2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「制御ユニットよりマスターコントロール内配管まで」と記載。

 *3：S I 単位に換算したもの。

 *4：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。

 *5：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-1 配管の規格計算書」による。

 *6：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。

 *7：本設備は既存の設備である。

4 ほう酸水注入設備に係る次の事項

4.1 ほう酸水注入系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前		変 更 後		
名 称				ほう酸水注入ポンプ*1		ほう酸水注入ポンプ*2		
ポンプ	種 類		—	往復形*3		変更なし		
	容 量		m³/h/個	9.78 以上 (9.78*4, *5,)				
	揚 程*6		m	858 以上 (870*4)				
	最 高 使 用 圧 力		MPa	吸込側 1.04*7 吐出側 9.66*7				
	最 高 使 用 温 度		℃	66*7				
	主 要 寸 法	吸 込 内 径		mm	65.9*7, *4			
		吐 出 内 径		mm	38.4*7, *4			
		ケーシング厚さ		mm	 (11.8*7, *4)			
		た て		mm	1820*4, *8			
		横		mm	2100*4, *8			
	材 料	高 さ		mm	1250*4, *8			
		ケーシング*9		—				
		ケーシングカバー		—				
		個 数		—	2*10			
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	ほう酸水 注入ポンプ A ほう酸水 注入系*7	ほう酸水 注入ポンプ B ほう酸水 注入系*7		
		設 置 床		—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m*7	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m*7		
		溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—		RB-5-3	RB-5-3
		溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ		—			EL. 39.26 m 以上	EL. 39.26 m 以上

(続き)

			変 更 前	変 更 後
原 動 機	種 類	—	誘導電動機 ^{*11}	変更なし
	出 力	kW/個		
	個 数	—	2	
	取 付 箇 所	—	ポンプと同じ ^{*7}	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプ」と記載。

*2：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（ほう酸水注入系）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（ほう酸水注入系）と兼用する。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水平3連プランジャポンプ」と記載。

*4：公称値を示す。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「163 ℓ/min」と記載。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全揚程」と記載。

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*8：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 50 年 11 月 7 日付け 50 資庁第 11107 号にて認可された工事計画の添付書類第 3-18 図「ほう酸水注入系ポンプ組立外形図」による。

*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「接液部」と記載。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2（常用 1，予備 1）」と記載。

*11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3 相誘導電動機」と記載。

(2) 容器の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前*1		変 更 後		
名 称				ほう酸水貯蔵タンク		ほう酸水貯蔵タンク*2		
種 類		—		たて置円筒形*3		変更なし		
容 量		m ³ /個		 (19.5*5)				
最 高 使 用 圧 力		MPa		静水頭*6				
最 高 使 用 温 度		℃		66				
主 要 寸 法	胴 内 径*7		mm		2745*5			
	胴 板 厚 さ *8		mm		(5.0*5)			
	底 板 厚 さ *10		mm		(7.0*5)			
	平 板 厚 さ		mm		5.0*4, *5			
	管 台 外 径（流 体 出 口）		mm		89.1*4, *5			
	管 台 厚 さ（流 体 出 口）		mm		(5.5*4, *5, *9)			
	管 台 外 径 （ミキシングヒータ取付座）		mm		139.8*4, *5			
	管 台 厚 さ （ミキシングヒータ取付座）		mm		(6.6*9, *5, *9)			
材 料	高 さ		mm		3684*5			
	胴 板		—		SUS304			
	底 板		—		SUS304			
個 数		—		1				
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）		—		ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系*4			
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 38.80 m*4			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—		RB-5-3	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—				EL. 39.26 m 以上	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「タンク」と記載。

*2：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（ほう酸水注入系）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（ほう酸水注入系）と兼用する。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒縦型」と記載。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

- *5：公称値を示す。
- *6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「大気圧」と記載。
- *7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「内径」と記載。
- *8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴板厚」と記載。
- *9：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 50 年 11 月 7 日付け 50 資庁第 11107 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-3-1 ほう酸水貯蔵タンクの規格計算書」による。
- *10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「底板厚」と記載。

- (3) 安全弁及び逃がし弁の名称、種類、吹出圧力、吹出量、主要寸法、材料、駆動方法、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前* ¹		変 更 後	
名 称			C41-F029A, B		C41-F029A, B* ²	
種 類		—	非平衡形		変更なし	
吹 出 圧 力		MPa	9.66* ³			
吹 出 量		kg/h/個	10220 以上			
主 要 寸 法	呼 び 径	—	25 A			
	の ど 部 の 径	mm				
	弁 座 口 の 径	mm				
	リ フ ト	mm				
材 料 (弁 箱)		—	SCS14			
駆 動 方 法		—	—			
個 数		—	2			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	C41-F029A ほう酸水注入系	C41-F029B ほう酸水注入系		
	設 置 床	—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m		
	溢水防護上の区画番号		—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—			

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：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（ほう酸水注入系）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（ほう酸水注入系）と兼用する。

*3：S I 単位に換算したもの。

(5) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

変 更 前						変 更 後							
名 称		最高使用圧力 (MPa) *1	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
ほう酸水注入系	タンクよりポンプまで（ポンプ入口管）	1.04	66	89.1	5.5*3	SUS304TP	ほう酸水注入系	タンクよりポンプまで（ポンプ入口管）*4	変更なし				
				89.1*5 /89.1*5 /89.1*5	5.5*5 /5.5*5 /5.5*5	SUS304TP*5							
				89.1*5 /89.1*5 / —	5.5*5 /5.5*5 / —	SUS304TP*5							
				89.1*5 / — /89.1*5	5.5*5 / — /5.5*5	SUS304TP*5							
	ポンプ出口より爆破開放弁まで（ポンプ出口バイパス管含む）	9.66	66	48.6	5.1	SUS304TP		ポンプ出口より爆破開放弁まで（ポンプ出口バイパス管含む）*4	変更なし				
				49.1*5,*6 /49.1*5,*6 / —	6.4*5,*7 /6.4*5,*7 / —	SUS304*5							
				49.1*5,*6	6.4*5,*7	SUS304*5							
				49.1*5,*6 /49.1*5,*6 /49.1*5,*6	6.4*5,*7 /6.4*5,*7 /6.4*5,*7	SUS304*5							
			49.1*5,*6 / — /49.1*5,*6	6.4*5,*7 / — /6.4*5,*7	SUS304*5								

(続き)

変 更 前							変 更 後						
名 称		最高使用圧力 (MPa) *1	最高使用温度 (℃)	外 径 *2 (mm)	厚 さ *2 (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
ほう酸水注入系	爆破開放弁より原子炉圧力容器まで	9.66	302	48.6	5.1	SUS304TP	ほう酸水注入系	爆破開放弁より原子炉圧力容器まで*4	変更なし				
				49.1 *5, *6 /49.1 *5, *6 /49.1 *5, *6	6.4 *5, *7 /6.4 *5, *7 /6.4 *5, *7	SUS304 *5							
				49.1 *5, *6	6.4 *5, *7	SUS304 *5							
				49.1 *5, *6	7.8 *5, *7	SUS304 *5							
				48.6	5.1	SUS304LTP							
				49.1 *5, *6	6.4 *5, *7	SUSF304L *5							
				49.1 *5, *6 /49.1 *5, *6 / —	6.4 *5, *7 /6.4 *5, *7 / —	SUS304L *5							
				49.1 *5, *6	6.4 *5, *7	SUS304L *5							

注記

*1：S I 単位に換算したもの。

*2：公称値を示す。

*3：エルボにあっては、管と同等以上の厚さのものを選定。

*4：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（ほう酸水注入系）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（ほう酸水注入系）と兼用する。

*5：既工事計画書に記載がないため、記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。

*6：差込み継手の差込部内径を示す。

*7：差込み継手の最小厚さを示す。

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、ほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-13

5 計測装置に係る次の事項（警報装置を有する場合は、その動作範囲を付記すること。）

(1) 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置、中間領域計測装置）及び出力領域計測装置の名称、検出器の種類、計測範囲、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変 更 後	
名 称			起動領域計装		変更なし	
			中性子源領域	中間領域		
検 出 器 の 種 類		—	核分裂電離箱			
計 測 範 囲		—	$10^{-1} \sim 10^6$ CPS $(1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9$ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1})^{*2}$	0～40 %又は 0～125 % ^{*1} $(1 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13}$ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1})^{*3}$		
警 報 動 作 範 囲		—	警報動作範囲一覧表に示す		変更なし ^{*4}	
個 数		—	8		変更なし (8 ^{*5})	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—		変更なし	
	設 置 床	—				
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—				

注記 *1：各測定レンジにおける出力比を示す。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「 $10^{-1} \sim 10^6$ CPS ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9$ nv)」と記載。
*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0～40 %又は0～125 % ($1 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13}$ nv)」と記載。
*4：設計基準対象施設としての値であり、重大事故等対処設備としては、警報動作が要求される検出器ではない。

*5：計測装置の個数 8 個を重大事故等対処施設として使用する。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

		変 更 前		変 更 後	
名 称		出力領域計装		変更なし	
検 出 器 の 種 類		核分裂電離箱			
計 測 範 囲		0 %～125 %*1 (10 ¹² ～10 ¹⁴ cm ⁻² s ⁻¹)*2			
警 報 動 作 範 囲		警報動作範囲一覧表に示す*3		変更なし*4	
個 数		172*5		変更なし (43*6)	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		変更なし	
	設 置 床				
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			

注記 *1：定格出力時の値に対する比率で示す。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0～125 %定格出力時の値に対する比($10^{12} \sim 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$)」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「下記警報動作範囲一覧表に示す。」と記載。

*4：設計基準対象施設としての値であり、重大事故等対処設備としては、警報動作が要求される検出器ではない。

*5：局部出力領域計測装置（LPRM）の検出器の個数を示す。

*6：計測装置の個数 172 個のうち、平均出力領域計測装置（APRM）のチャンネル A, B に入力される 43 個を重大事故等対処施設として使用する。

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

・警報動作範囲一覧表

変 更 前				変 更 後			
名 称		警 報 動 作 範 囲		名 称	警 報 動 作 範 囲		
		信 号 の 種 類	設 定 値		信 号 の 種 類	設 定 値	
起 動 領 域 計 装	中性子源領域	中性子束レベル低	3 CPS	変更なし			
	中 間 領 域	中性子束レベル高	最終レンジ目盛の 108/125				
		中性子束レベル高高	最終レンジ目盛の 120/125				
		原子炉出力ペリオド短	20 秒* ¹				
		原子炉出力ペリオド短短	10 秒* ¹				
局 部 出 力 領 域 計 測 装 置 (L P R M)		中性子束レベル低	3 %				
		中性子束レベル高	燃料が過大な線出力密度にならない よう 0 %～125 %の範囲内で可変				
平 均 出 力 領 域 計 測 装 置 (A P R M)		中性子束レベル低	2 %				
		中性子束レベル高	自然循環状態での原子炉出力から 100 %の原子炉出力に対して 55 % ～108 %の範囲内で自動可変* ²				
		熱流束相当レベル高	自然循環状態での原子炉出力から 100 %の原子炉出力に対して 54 % ～115 %の範囲内で自動可変* ³				
		中性子束レベル高高	120 %				

(続き)

変 更 前			変 更 後		
名 称	警 報 動 作 範 囲		名 称	警 報 動 作 範 囲	
	信 号 の 種 類	設 定 値		信 号 の 種 類	設 定 値
局 部 平 均 出 力 領 域 計 測 装 置 (R B M)	中性子束レベル低	5 %	変更なし		
	中性子束レベル高	自然循環状態での原子炉出力から 100 %の原子炉出力に対して 52 % ～105 %の範囲内で自動可変 ^{*4}			

注記 *1：起動領域計装原子炉出力ペリオド指示値。
*2：再循環流量 Wd に対し， $(0.62Wd + 55)$ %の式により設定する。
*3：再循環流量 Wd に対し， $(0.72Wd + 54)$ %の式により設定する。
*4：再循環流量 Wd に対し， $(0.62Wd + 52)$ %の式により設定する。

(2) 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置の名称、検出器の種類、計測範囲、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変 更 後	
名 称 *1			主蒸気流量		変更なし	
検 出 器 の 種 類		—	差圧式流量検出器*2			
計 測 範 囲 *3		—	0～2000 t/h*4, 5	-0.098～1.030 MPa*2, 6		
警 報 動 作 範 囲		—	—	—		
個 数		—	4	16*2		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	主蒸気流量 主蒸気系*2		
	設 置 床		—			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—			

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「項目」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「検出器測定範囲」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0～2000 mt/h」と記載。

*5：配管1本あたりの数値とする。

*6：計測範囲は、差圧指示を記載。

*7：対象計器は、FT-C34-N003C, FT-C34-N003D

*8：対象計器は、FT-C34-N003A, FT-C34-N003B

*9：対象計器は、DPT-E31-N086C, DPT-E31-N086D, DPT-E31-N087C, DPT-E31-N087D, DPT-E31-N088C, DPT-E31-N088D, DPT-E31-N089C,

DPT-E31-N089D

* 10 : 対象計器は, DPT-E31-N086A, DPT-E31-N086B, DPT-E31-N087A, DPT-E31-N087B, DPT-E31-N088A, DPT-E31-N088B, DPT-E31-N089A,
DPT-E31-N089B

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	原子炉压力容器温度
検 出 器 の 種 類	—			熱電対
計 測 範 囲	℃			0～500
警 報 動 作 範 囲	—			—
個 数	—			4
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：対象計器は，TE-B22-N030K，TE-B22-N030S
*2：対象計器は，TE-B22-N030C，TE-B22-N030G

495

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	高压代替注水系系統流量
検 出 器 の 種 類		—		差圧式流量検出器
計 測 範 囲		L/s		0～50
警 報 動 作 範 囲		—		—
個 数		—		1
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		高压代替注水系系統流量 高压代替注水系
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		
				想定 破損
				地震
				消火水

注記 *1：安全区分の区画分離等により，多重性又は多様性を有する系統は機能喪失しない。

			変 更 前	変 更 後		
名 称			—	低圧代替注水系原子炉注水流量		
検 出 器 の 種 類		—		差圧式流量検出器		
計 測 範 囲		m³/h		0～500	0～300	0～80
警 報 動 作 範 囲		—		—		
個 数		—		1	1	2
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		低圧代替注水系原子炉注水流量		
	設 置 床	—		低圧代替注水系		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—				
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—				

注記 *1：対象計器は，FT-SA11-N207
*2：対象計器は，FT-SA11-N201

		変 更 前		変 更 後	
名 称 *1		残留熱除去系熱交換器入口温度*2		変更なし	
検 出 器 の 種 類		熱電対*3			
計 測 範 囲 *4		0～300			
警 報 動 作 範 囲		—			
個 数		2		変更なし (2*5)	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	残留熱除去系熱交換器 入口温度 A 残留熱除去系 A*3	残留熱除去系熱交換器 入口温度 B 残留熱除去系 B*3	変更なし
	設 置 床	—			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「項目」と記載。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器出入口温度」と記載。
*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「検出器測定範囲」と記載。
*5：計測装置の個数 2 個を重大事故等対処設備として使用する。
*6：対象計器は、TE-E12-N004A
*7：対象計器は、TE-E12-N004B

		変 更 前		変 更 後		
名 称 *1		残留熱除去系熱交換器出口温度*2		変更なし		
検 出 器 の 種 類	—	熱電対*3				
計 測 範 囲 *4	℃	0～300				
警 報 動 作 範 囲	—	—				
個 数		—	2		変更なし (2*5)	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	残留熱除去系熱交換器 出口温度 B 残留熱除去系 B*3	残留熱除去系熱交換器 出口温度 A 残留熱除去系 A*3	変更なし	
	設 置 床	—				
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—				

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「項目」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器出入口温度」と記載。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「検出器測定範囲」と記載。

*5：計測装置の個数 2 個を重大事故等対処設備として使用する。

*6：対象計器は、TE-E12-N027B

*7：対象計器は、TE-E12-N027A

		変 更 前		変 更 後	
名 称 *1		原子炉隔離時冷却系系統流量*2		変更なし	
検 出 器 の 種 類		差圧式流量検出器*3			
計 測 範 囲 *4		0～50			
警 報 動 作 範 囲		—			
個 数		1		変更なし (1*5)	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉隔離時冷却系*3	変更なし	
	設 置 床	—			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			想定 破損
			地震		
			消火水		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「項目」と記載。
 *2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプ流量」と記載。
 *3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
 *4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「検出器測定範囲」と記載。
 *5：計測装置の個数1個を重大事故等対処設備として使用する。
 *6：安全区分の区画分離等により，多重性又は多様性を有する系統は機能喪失しない。

		変 更 前	変 更 後
名 称 *1		高圧炉心スプレイ系系統流量*2	変更なし
検 出 器 の 種 類	—	差圧式流量検出器*3	
計 測 範 囲 *4	L/s	0～500	
警 報 動 作 範 囲	—	—	
個 数	—	1	変更なし (1*5)
取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	変更なし
	設 置 床	—	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「項目」と記載。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「スプレイ水流量」と記載。
*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「検出器測定範囲」と記載。
*5：計測装置の個数 1 個を重大事故等対処設備として使用する。

		変 更 前	変 更 後
名 称 *1		低圧炉心スプレイ系系統流量*2	変更なし
検 出 器 の 種 類	—	差圧式流量検出器*3	
計 測 範 囲 *4	L/s	0～600	
警 報 動 作 範 囲	—	—	
個 数	—	1	変更なし (1*5)
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	変更なし
	設 置 床	—	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「項目」と記載。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「スプレー水流量」と記載。
*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「検出器測定範囲」と記載。
*5：計測装置の個数 1 個を重大事故等対処設備として使用する。

				変 更 前			変 更 後	
名 称 *1		残留熱除去系系統流量*2						変更なし
検 出 器 の 種 類		—		差圧式流量検出器*3				
計 測 範 囲 *4		L/s		0～600				
警 報 動 作 範 囲		—		—				
個 数		—		3			変更なし (3*5)	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		残留熱除去 系系統流量 A 残留熱除去 系 A*3	残留熱除去 系系統流量 B 残留熱除去 系 B*3	残留熱除去 系系統流量 C 残留熱除去 系 C*3	変更なし	
	設 置 床	—						
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—				
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—						

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「項目」と記載。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「流量」と記載。
*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「検出器測定範囲」と記載。
*5：計測装置の個数 3 個を重大事故等対処設備として使用する。
*6：対象計器は、FT-E12-N015A
*7：対象計器は、FT-E12-N015B, FT-E12-N015C

(3) 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置の名称、検出器の種類、計測範囲、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

		変 更 前	変 更 後
名 称 ^{*1}		原子炉圧力	原子炉圧力（S A）
検 出 器 の 種 類	—	弾性圧力検出器 ^{*2}	変更なし
計 測 範 囲 ^{*3}	MPa	0～10 ^{*2}	0～10.5
警 報 動 作 範 囲	MPa	—	変更なし
個 数	—	4 ^{*4}	変更なし（4 ^{*5} ）
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—	変更なし
	設 置 床		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「項目」と記載。
 *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
 *3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「検出器測定範囲」と記載。
 *4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「12」と記載。
 *5：計測装置の個数4個を重大事故等対処設備として使用する。
 *6：対象計器は、PT-B22-N071B, PT-B22-N071D
 *7：対象計器は、PT-B22-N071A, PT-B22-N071C

		変 更 前		変 更 後	
名 称*1		原子炉水位		変更なし	
検 出 器 の 種 類	—	差圧式水位検出器*2			
計 測 範 囲*3	mm	0～1500*4, 5	-3800～1500*4, 5		
警 報 動 作 範 囲		mm	0～1500*2, 5	-3800～1500*2, 5	変更なし*6
個 数		—	8*7, 8	8*7, 9	変更なし
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—		
	設 置 床	—			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「項目」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「検出器測定範囲」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「-3800 mm～0～1500 mm（給水系は 0～1500 mm）」と記載。

*5：基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 1340 cm 上とする。（蒸気乾燥器スカート下端）

*6：設計基準対象施設としての値であり、重大事故対処設備としては、警報動作が要求される検出器ではない。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「22」と記載。

*8：対象計器は、LT-C34-N004A, LT-C34-N004B, LT-B22-N080A, LT-B22-N080B, LT-B22-N080C, LT-B22-N080D, LT-B22-N095A, LT-B22-N095B

*9：対象計器は、LT-B22-N073A, LT-B22-N073B, LT-B22-N073C, LT-B22-N073D, LT-B22-N081A, LT-B22-N081B, LT-B22-N081C, LT-B22-N081D

*10：対象計器は、LT-B22-N073B, LT-B22-N073D, LT-C34-N004A, LT-B22-N095A, LT-B22-N081C, LT-B22-N081D, LT-B22-N080C,

LT-B22-N080D

*11 : 対象計器は, LT-B22-N073A, LT-B22-N073C, LT-C34-N004B, LT-B22-N095B, LT-B22-N081A, LT-B22-N081B, LT-B22-N080A,
LT-B22-N080B

		変 更 前	変 更 後
名 称 ^{*1}		原子炉水位（広帯域） ^{*2}	変更なし
検 出 器 の 種 類	—	差圧式水位検出器 ^{*3}	
計 測 範 囲 ^{*4}	mm	-3800～1500 ^{*5, 6}	
警 報 動 作 範 囲	mm	-3800～1500 ^{*3, 6}	変更なし ^{*7}
個 数	—	8 ^{*8}	変更なし (8 ^{*9})
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	変更なし
	設 置 床		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「項目」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉水位」と記載。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「検出器測定範囲」と記載。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「-3800 mm～0～1500 mm（給水系は 0～1500 mm）」と記載。

*6：基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 1340 cm 上とする。（蒸気乾燥器スカート下端）

*7：設計基準対象施設としての値であり、重大事故対処設備としては、警報動作が要求される検出器ではない。

*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「22」と記載。

*9：計測装置の個数 8 個を重大事故等対処設備として使用する。

*10：対象計器は、LT-B22-N091A, LT-B22-N091C, LT-B22-N079B, LT-B22-N079D

*11：対象計器は、LT-B22-N091B, LT-B22-N091D, LT-B22-N079A, LT-B22-N079C

507

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	原子炉水位（S A広帯域）
検 出 器 の 種 類		—		差圧式水位検出器
計 測 範 囲		mm		-3800～1500* ¹
警 報 動 作 範 囲		—		—
個 数		—		1
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—		—
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：基準点は，原子炉圧力容器零レベルより 1340 cm 上とする。（蒸気乾燥器スカート下端）

508

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	原子炉水位（S A燃料域）
検 出 器 の 種 類		—		差圧式水位検出器
計 測 範 囲		mm		-3800～1300* ¹
警 報 動 作 範 囲		—		—
個 数		—		1
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—		—
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：基準点は，原子炉圧力容器零レベルより 915 cm 上とする。（燃料有効長頂部）

(4) 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置の名称，検出器の種類，計測範囲，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

		変 更 前		変 更 後	
名 称		サプレッション・チェンバ圧力*1		変更なし	
検 出 器 の 種 類		—	弾性圧力検出器	変更なし	弾性圧力検出器
計 測 範 囲		—	0～500 kPa[abs]		0～1 MPa[abs]
警 報 動 作 範 囲		—	—		—
個 数		—	2		1
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—		—
	設 置 床	—			
取 付 箇 所	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：対象計器は，PT-26-79.52A

*3：対象計器は，PT-26-79.52B

		変 更 前		変 更 後	
名 称		サプレッション・プール水温度*1		変更なし	
検 出 器 の 種 類		—	測温抵抗体		変更なし
計 測 範 囲		℃	0～100		
警 報 動 作 範 囲		—	—		
個 数		—	24		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—		
	設 置 床	—			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：対象計器は、TE-T23-N007, TE-T23-N009, TE-T23-N011, TE-T23-N012, TE-T23-N013, TE-T23-N014, TE-T23-N015, TE-T23-N017, TE-T23-N019, TE-T23-N020, TE-T23-N021, TE-T23-N022

*3：対象計器は、TE-T23-N001B, TE-T23-N001C, TE-T23-N002B, TE-T23-N002C, TE-T23-N003B, TE-T23-N003C, TE-T23-N004B, TE-T23-N004C, TE-T23-N005B, TE-T23-N005C, TE-T23-N006B, TE-T23-N006C

*4：対象計器は、TE-T23-N040, TE-T23-N050

*5：対象計器は、TE-T23-N030

		変 更 前		変 更 後		
名 称		ドライウェル雰囲気温度*1		変更なし		
検 出 器 の 種 類		—	熱電対		変更なし	熱電対
計 測 範 囲		℃	0～150	0～160		0～300
警 報 動 作 範 囲		—	—			—
個 数		—	15	6		8
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—			—
	設 置 床	—				
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—				

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：対象計器は、TE-26-79.51A, TE-26-79.51B, TE-26-79.51C, TE-26-79.51D, TE-26-79.51E, TE-26-79.51F, TE-26-79.51G, TE-26-79.51H, TE-26-79.51J, TE-26-79.51K

*3：対象計器は、TE-26-79.51L, TE-26-79.51M, TE-26-79.51N, TE-26-79.51P, TE-26-79.51R

*4：対象計器は、TE-26-79.52C, TE-26-79.52T

*5：対象計器は、TE-26-79.52G, TE-26-79.52W

*6：対象計器は、TE-26-79.52K, TE-26-79.52P

*7：対象計器は、TE-26-79.61A, TE-26-79.61B, TE-26-79.62A, TE-26-79.62B

*8：対象計器は、TE-26-79.63A, TE-26-79.63B, TE-26-79.64A, TE-26-79.64B

			変 更 前		変 更 後	
名 称			サプレッション・チェンバ雰囲気温度*1		変更なし	
検 出 器 の 種 類		—	熱電対		変更なし	熱電対
計 測 範 囲		℃	0～150			0～200
警 報 動 作 範 囲		—	—			—
個 数		—	4			2
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—			—
	設 置 床	—				
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—			—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—				

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

		変 更 前	変 更 後
名 称		格納容器内水素濃度*1	変更なし
検 出 器 の 種 類	—	熱伝導式水素検出器	
計 測 範 囲	%	0～20 0～100	
警 報 動 作 範 囲	—	—	
個 数	—	2	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	
	設 置 床	—	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：対象計器は，H2E-D23-N002A

*3：対象計器は，H2E-D23-N002B

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	格納容器内水素濃度（S A）
検 出 器 の 種 類		—		熱伝導式水素検出器
計 測 範 囲		%		0～100
警 報 動 作 範 囲		—		—
個 数		—		1
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—		—
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

		変 更 前		変 更 後	
名 称		格納容器内酸素濃度*1		変更なし	
検 出 器 の 種 類	—	磁気風式酸素検出器			
計 測 範 囲	%	0～10 0～30			
警 報 動 作 範 囲	—	—			
個 数	—	2			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—		
	設 置 床	—			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：対象計器は，02E-D23-N001A

*3：対象計器は，02E-D23-N001B

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	格納容器内酸素濃度（S A）
検 出 器 の 種 類		—		磁気力式酸素検出器
計 測 範 囲		%		0～25
警 報 動 作 範 囲		—		
個 数		—		1
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—		—
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	格納容器下部水温
検 出 器 の 種 類		—		测温抵抗体
計 測 範 囲		℃		0～500
警 報 動 作 範 囲		—		—
個 数		—		10
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

(5) 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置の名称，検出器の種類，計測範囲，個数及び
取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	代替淡水貯槽水位
検 出 器 の 種 類		—		差圧式水位検出器
計 測 範 囲		m		0～20
警 報 動 作 範 囲		—		—
個 数		—		1
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

(10) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置の名称，検出器の種類，計測範囲，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
検 出 器 の 種 類		—		差圧式流量検出器
計 測 範 囲		m ³ /h		0～500
警 報 動 作 範 囲		—		—
個 数		—		2
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
	設 置 床	—		低圧代替注水系
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：対象計器は，FT-SA11-N202

*2：対象計器は，FT-SA11-N208

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	低压代替注水系格納容器下部注水流量
検 出 器 の 種 類		—		差圧式流量検出器
計 測 範 囲		m³/h		0～200
警 報 動 作 範 囲		—		—
個 数		—		1
取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		低压代替注水系格納容器下部注水流量
	設 置 床	—		低压代替注水系
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

(11) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置の名称、検出器の種類、計測範囲、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

		変 更 前		変 更 後						
名 称		サプレッション・プール水位*1		変更なし						
検 出 器 の 種 類		—	差圧式水位検出器	変更なし		差圧式水位検出器				
計 測 範 囲		—	-50～50 cm*2			-1～9 m*2				
警 報 動 作 範 囲		—	—			—				
個 数		—	2			1				
系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	—			—				
取 付 箇 所	設 置 床	—								
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—								
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—								
地震			地震							
消火水	消火水									

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：基準点は通常運転水位 EL. 3030 mm

*3：対象計器は、LT-26-79.5B

*4：対象計器は、LT-26-79.5A

*5：安全区分の区画分離等により、多重性又は多様性を有する系統は機能喪失しない。

			変 更 前	変 更 後				
名 称			—	格納容器下部水位				
検 出 器 の 種 類		—		電極式水位検出器				
計 測 範 囲		m		0.50* ¹	0.95* ¹	1.05* ¹	2.25* ¹	2.75* ¹
警 報 動 作 範 囲		—		—				
個 数		—		2	2	2	2	2
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—				
	設 置 床	—						
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—				
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—						

注記 *1：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ。

(12) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置の名称，検出器の種類，計測範囲，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後	
名 称			—	原子炉建屋水素濃度	
検 出 器 の 種 類		—		触媒式水素検出器	熱伝導式水素検出器
計 測 範 囲		%		0～10	0～20
警 報 動 作 範 囲		—		—	
個 数		—		2	3
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—	
	設 置 床	—			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			

注記 *1：対象計器は，H2E-SA16-N001
*2：対象計器は，H2E-SA16-N002
*3：対象計器は，H2E-SA16-N003

7 工学的安全施設等の起動信号の種類，検出器の種類，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。），工学的安全施設等の起動に要する信号の個数及び設定値並びに工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件

7.1 自動減圧系

・常設

			変 更 前		変 更 後	
工 学 的 安 全 施 設 等 の 起 動 信 号 の 種 類 *1			自 動 減 圧 系		変更なし	
			原子炉水位異常低とドライウエル圧力高 の同時信号			
検 出 器 の 種 類		—	格納容器圧力検出器*2	原子炉水位検出器*3		
個 数		—	4	4		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—			
	設 置 床	—				
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—				
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—				
工学的安全施設等の起動に要する 信 号 の 個 数 *7			2	2	変更なし	
設 定 値		—	13.7 kPa 以下*8, 9	960 cm 以上 (原子炉圧力容器零レ ベルより) *10		
工学的安全施設等の起動信号を 発 信 さ せ な い 条 件 *11			—		自動減圧系の起動阻止スイッチにより 自動減圧系の作動信号を阻止できる	

- 注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「安全保護系起動信号の種類」と記載。
- *2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「圧力検出器」と記載。
- *3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「差圧検出器」と記載。
- *4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *5：対象計器は、PT-B22-N067B, PT-B22-N067D, LT-B22-N091A, LT-B22-N091C
- *6：対象計器は、PT-B22-N067A, PT-B22-N067C, LT-B22-N091B, LT-B22-N091D
- *7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「安全保護系起動に要する個数」と記載。
- *8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0.14 kg/cm²g」と記載。
- *9：S I 単位に換算したもの。
- *10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「960 cm（原子炉圧力容器零レベルより）」と記載。
- *11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「安全保護系起動バイパス条件」と記載。

7.2 A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）

・常設

			変 更 前	変 更 後		
工 学 的 安 全 施 設 等 の 作 動 信 号 の 種 類			—	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）		
検 出 器 の 種 類		—		原子炉圧力高	原子炉水位異常低	手動スイッチ
個 数		—		原子炉圧力検出器	原子炉水位検出器	—
		—		4	4	2
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—		—		
	設 置 床	—				
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—				
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—				
工学的安全施設等の起動に要する 信 号 の 個 数				2	2	2
設 定 値		—		7.39 MPa 以下	1245 cm 以上 (原子炉圧力容器零 レベルより)	—
工学的安全施設等の起動信号を 発 信 さ せ ない 条 件			—			

注記 *1：対象計器は，PT-B22-N071B，PT-B22-N071D
*2：対象計器は，PT-B22-N071A，PT-B22-N071C
*3：対象計器は，LT-B22-N079B，LT-B22-N079D

*4：対象計器は，LT-B22-N079A， LT-B22-N079C

*5：溢水源がなく溢水による影響がない区画。

7.3 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

・常設

			変 更 前	変 更 後			
工 学 的 安 全 施 設 等 の 作 動 信 号 の 種 類			—	A T W S 緩 和 設 備 （ 代 替 原 子 炉 再 循 環 ポ ン プ ト リ ッ プ 機 能 ）			
				原 子 炉 圧 力 高	原 子 炉 水 位 異 常 低	原 子 炉 再 循 環 ポ ン プ 遮 断 器 手 動 ス イ ッ チ	低 速 度 用 電 源 装 置 遮 断 器 手 動 ス イ ッ チ
検 出 器 の 種 類	—	原 子 炉 圧 力 検 出 器		原 子 炉 水 位 検 出 器	—		
個 数	—	4		4	4	2	
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—		—			
	設 置 床	—					
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—					
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—					
工 学 的 安 全 施 設 等 の 起 動 に 要 す る 信 号 の 個 数		2		2	2	2	
設 定 値		—		7.39 MPa 以下	1245 cm 以上 （ 原 子 炉 圧 力 容 器 零 レ ベ ル よ り ）	—	
工 学 的 安 全 施 設 等 の 起 動 信 号 を 発 信 さ せ ない 条 件				—			

注記 *1：対象計器は，PT-B22-N071B，PT-B22-N071D
*2：対象計器は，PT-B22-N071A，PT-B22-N071C
*3：対象計器は，LT-B22-N079B，LT-B22-N079D

*4：対象計器は，LT-B22-N079A， LT-B22-N079C

*5：溢水源がなく溢水による影響がない区画。

7.4 過渡時自動減圧機能

・常設

			変 更 前	変 更 後
工 学 的 安 全 施 設 等 の 起 動 信 号 の 種 類			—	過渡時自動減圧機能
検 出 器 の 種 類				原子炉水位異常低
個 数				原子炉水位検出器
個				4
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		
工学的安全施設等の起動に要する 信 号 の 個 数				2
設 定 値		—		960 cm 以上 (原子炉圧力容器零レベルより)
工学的安全施設等の起動信号を 発 信 さ せ ない 条 件			自動減圧系の起動阻止スイッチにより 自動減圧系の作動信号を阻止できる	

注記 *1：対象計器は，LT-B22-N091A， LT-B22-N091C
*2：対象計器は，LT-B22-N091B， LT-B22-N091D

8 制御用空気設備に係る次の事項

8.1 窒素供給系

(5) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

変 更 前							変 更 後						
名 称		最高使用圧力 (MPa) *1	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm) *2	厚 さ (mm) *2	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
窒 素 供 給 系	弁 2-16V12 から窒素ポン ベ出口配管合流点	1. 38	66	60. 5 *3	3. 9 *3	SUS304TP *3	変更なし						
				61. 1 *3, *4	6. 1 *3, *5	SUS304 *3							
	窒素ポンベ出口配管合流 点から弁 B22-F040	1. 38	66	61. 1 *3, *4 /61. 1 *3, *4 /61. 1 *3, *4	6. 1 *3, *5 /6. 1 *3, *5 /6. 1 *3, *5	SUS304 *3	窒 素 供 給 系	窒素ポンベ出口配管合流点か ら弁 B22-F040 *6	変更なし 2. 28 *7	変更なし 171 *7	変更なし		
				60. 5 *3	3. 9 *3	SUS304TP *3							
				61. 1 *3, *4	6. 1 *3, *5	SUS304 *3							
				61. 1 *3, *4 /61. 1 *3, *4 / — *3	6. 1 *3, *5 /6. 1 *3, *5 / — *3	SUS304 *3							
				61. 1 *3, *4 /61. 1 *3, *4 /22. 2 *3, *4	6. 1 *3, *5 /6. 1 *3, *5 /4. 1 *3, *5	SUS304 *3							
				21. 7 *3	2. 8 *3	SUS304TP *3							
	22. 2 *3, *4	4. 1 *3, *5	SUS304 *3										

注記 *1：S I 単位に換算したもの。

*2：公称値を示す。

*3：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。

*4：差込み継手の差込部内径を示す。

*5：差込み継手の最小厚さを示す。

*6：制御用空気設備（非常用窒素供給系）と兼用する。

*7：重大事故等時における使用時の値を示す。

8.2 非常用窒素供給系

(2) 容器の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	高圧窒素ボンベ
種 類	—			一般継目なし鋼製容器
容 量	L/個			46.7 以上 (46.7*1)
最 高 使 用 圧 力	MPa			14.7*2
最 高 使 用 温 度	℃			40*2
主 要 寸 法	外 径	mm		232*1
	高 さ	mm		1365*1
	胴 部 厚 さ	mm		(6.0*1)
	底 部 厚 さ	mm		(10.0*1)
材 料		—		マンガン鋼
個 数		—		10 (予備 10)
取 付 箇 所		—		保管場所： 原子炉建屋 EL. 20.3 m 取付箇所： 10 本： 原子炉建屋 EL. 20.3 m

注記 *1：公称値を示す。

*2：重大事故等時における使用時の値を示す。

(3) 安全弁の名称、種類、吹出圧力、吹出量、主要寸法、材料、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前* ¹		変 更 後			
名 称				3-16V18A, B		変更なし			
種 類		—		非平衡型					
吹 出 圧 力		MPa		1.38* ²					
吹 出 量		kg/h/個		1120 以上					
主 要 寸 法	呼 び 径		—		25 A				
	の ど 部 の 径		mm						
	弁 座 口 の 径		mm						
	リ フ ト		mm						
材 料 (弁 箱)			—		SCS13				
個 数			—		2				
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		3-16V18A 非常用窒素 供給系 A			3-16V18B 非常用窒素 供給系 B	
	設 置 床		—		原子炉建屋 原子炉棟 EL. 20.30 m			原子炉建屋 原子炉棟 EL. 20.30 m	
	溢水防護上の区画番号			—				—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ			—					

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：S I 単位に換算したもの。

(5) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・ 常設

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	名 称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm) ^{*1}	厚 さ (mm) ^{*1}	材 料	
—						非常用窒素供給系	高圧窒素ポンベから窒素ポンベ 出口配管合流点	14.70 ^{*2}	66 ^{*2}	34.0 ^{*3}	4.5 ^{*3}	SUS304TP ^{*3}
										34.5 ^{*3,*4}	5.0 ^{*3,*5}	SUS304 ^{*3}
										34.5 ^{*3,*4} /34.5 ^{*3,*4} / —	5.0 ^{*3,*5} /5.0 ^{*3,*5} / —	SUS304 ^{*3}
								1.38 ^{*2}	66 ^{*2}	34.0 ^{*3}	4.5 ^{*3}	SUS304TP ^{*3}
										34.5 ^{*3,*4} /34.5 ^{*3,*4} / —	5.0 ^{*3,*5} /5.0 ^{*3,*5} / —	SUS304 ^{*3}
										61.1 ^{*3,*4} /34.5 ^{*3,*4}	6.1 ^{*3,*5} /5.0 ^{*3,*5}	SUS304 ^{*3}
										60.5 ^{*3}	5.5 ^{*3}	SUS304TP ^{*3}
										61.1 ^{*3,*4} /61.1 ^{*3,*4} / —	6.1 ^{*3,*5} /6.1 ^{*3,*5} / —	SUS304 ^{*3}
										61.1 ^{*3,*4}	6.1 ^{*3,*5}	SUS304 ^{*3}
								2.28 ^{*2}	171 ^{*2}	60.5 ^{*3}	3.9 ^{*3}	SUS304TP ^{*3}
										61.1 ^{*3,*4} /61.1 ^{*3,*4} / —	6.1 ^{*3,*5} /6.1 ^{*3,*5} / —	SUS304 ^{*3}
										61.1 ^{*3,*4}	6.1 ^{*3,*5}	SUS304 ^{*3}

注記 *1：公称値を示す。

 *2：重大事故等時における使用時の値を示す。

 *3：本設備は既存の設備である。

 *4：差込み継手の差込部内径を示す。

 *5：差込み継手の最小厚さを示す。

以下の設備は、既存の制御用空気設備（窒素供給系）であり、制御用空気設備（非常用窒素供給系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

窒素ポンベ出口配管合流点から弁 B22-F040

10 計測制御系統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
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「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。	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。
第 1 章 共通項目 計測制御系統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。	第 1 章 共通項目 計測制御系統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。
第 2 章 個別項目 1. 計測制御系統施設 1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統共通 発電用原子炉施設には，制御棒の挿入度を調節することによって反応度を制御する制御棒及び制御棒駆動系と，再循環流量を調整することによって反応度を制御する再循環流量制御系，制御棒を緊急挿入する原子炉緊急停止系並びに中性子吸収材を注入して反応度を制御するほう酸水注入系の原理の異なる 2 つの独立した反応度制御系を施設し，計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。 通常運転時の高温状態において，原理の異なる 2 つの独立の系統である制御棒及び制御棒駆動系の反応度制御，及びほう酸水注入系による原子炉冷却材中へのほう酸注入は，それぞれ発電用原子炉を臨界未満にでき，かつ，維持できる設計とする。 制御棒及び制御棒駆動系の反応度制御は，運転時及び運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても，燃料要素の許容損傷限界を超えることなく，発電用原子炉を臨界未満にでき，かつ，維持できる設計とする。 制御棒及び制御棒駆動系は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，低温状態において発電用原子炉を十分臨界未満にでき，かつ，維持できるものである。 原子炉冷却材喪失その他の設計基準事故時の評価において，制御棒及び制御棒駆動系は，原子炉スクラム信号により，水圧制御ユニットのアキュムレータの圧力により制御棒を緊急挿入できる設計とするとともに，制御棒が確実に挿入され，炉心を臨界未満にでき，かつ，それを維持できる設計とする。 制御棒，流体制御材その他の反応度を制御する設備は，通常運転時における圧力，温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において，必要な耐放射線性，寸法安定性，耐熱性，核性質，耐食性及び化学的安定性を保持する設計とする。	第 2 章 個別項目 1. 計測制御系統施設 1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統共通 発電用原子炉施設には，制御棒の挿入度を調節することによって反応度を制御する制御棒及び制御棒駆動系と，再循環流量を調整することによって反応度を制御する再循環流量制御系，制御棒を緊急挿入する原子炉緊急停止系並びに中性子吸収材を注入して反応度を制御するほう酸水注入系の原理の異なる 2 つの独立した反応度制御系を施設し，計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。 通常運転時の高温状態において，原理の異なる 2 つの独立の系統である制御棒及び制御棒駆動系の反応度制御，及びほう酸水注入系による原子炉冷却材中へのほう酸注入は，それぞれ発電用原子炉を臨界未満にでき，かつ，維持できる設計とする。 制御棒及び制御棒駆動系の反応度制御は，運転時及び運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても，燃料要素の許容損傷限界を超えることなく，発電用原子炉を臨界未満にでき，かつ，維持できる設計とする。 制御棒及び制御棒駆動系並びにほう酸水注入系は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，低温状態において発電用原子炉を十分臨界未満にでき，かつ，維持できるものである。 原子炉冷却材喪失その他の設計基準事故時の評価において，制御棒及び制御棒駆動系は，原子炉スクラム信号により，水圧制御ユニットのアキュムレータの圧力により制御棒を緊急挿入できる設計とするとともに，制御棒が確実に挿入され，炉心を臨界未満にでき，かつ，それを維持できる設計とする。 制御棒，流体制御材その他の反応度を制御する設備は，通常運転時における圧力，温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において，必要な耐放射線性，寸法安定性，耐熱性，核性質，耐食性及び化学的安定性を保持する設計とする。 運転時の異常な過渡変化時において緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として，以下の重大事故等対処設備（代替制御棒挿入機能による制御棒挿入，原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制及びほう酸水注入）を設ける。

変 更 前	変 更 後
1.2 制御棒及び制御棒駆動系 制御棒は、動作可能な制御棒のうち最大反応度価値を有する制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれた状態でも、他のすべての動作可能な制御棒により、高温状態及び低温状態において炉心を臨界未満に保持できる設計とする。 制御棒の 1 本が落下した場合の最大反応度価値は、設置（変更）許可を受けた「制御棒落下」の評価で想定した落下速度リミッタにより落下速度を制限するとともに、制御棒引き抜きによる反応度添加率は、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の評価で想定した制御棒引き抜き速度を制限するとともに、零出力ないし低出力においては、運転員の制御棒引抜操作を規制する補助機能として、制御棒価値ミニマイザを設ける設計とする。さらに、中性子束高による原子炉スクラム信号を設ける設計とする。これらにより、反応度投入事象発生時に燃料の最大エンタルピや発電用原子炉圧力の上昇を低く抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破損を生じない設計とする。 制御棒は、十字形に組み合わせたステンレス鋼製に中性子吸収材を納めたものであり、各制御棒は 4 体の燃料集合体の中央に、炉心全体にわたって一様に配置する設計とする。 制御棒の下端には制御棒落下速度リミッタを設けるとともに、制御棒の駆動は、ピストン上部又は下部に駆動水を供給して原子炉圧力容器底部から挿入する構造とする。 原子炉冷却材の漏えいが生じた場合、その漏えい量に相当する量以下の場合は制御棒駆動水ポンプで補給できる設計とする。 制御棒駆動系は、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入による時間が、発電用原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入できること、並びに通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える駆動速度で駆動できない設計とする。なお、設置（変更）許可を受けた仕様及び運転時の異常な過渡変化並びに設計基準事故の評価で設定した制御棒の挿入時間を満足すること、並びに設置（変更）許可を受けた「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件を満足する設計とする。 制御棒駆動系は、ラッチ付き水圧駆動ピストン形式のものであり、各制御棒に独立して設け、直接制御棒を上下に動かす働きをするインデックス・チューブと駆動ピストンのアセンブリ、制御棒を所定の位置に静止させるためのラッチ機構で構成されたロッキング装置、インデックス・チューブの内部シリンダとして駆動用の水の流路を形成し、動力源としての制御棒駆動水ポンプ等による水圧が喪失した場合において、ラッチ機構により制御棒を現状位置に保持することにより、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に動作させない設計とする。 制御棒駆動系にあっては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、その他の炉心を構成するものを損壊しない設計とする。	1.2 制御棒及び制御棒駆動系 制御棒は、動作可能な制御棒のうち最大反応度価値を有する制御棒 1 本が完全に炉心の外に引き抜かれた状態でも、他のすべての動作可能な制御棒により、高温状態及び低温状態において炉心を臨界未満に保持できる設計とする。 制御棒の 1 本が落下した場合の最大反応度価値は、設置（変更）許可を受けた「制御棒落下」の評価で想定した落下速度リミッタにより落下速度を制限するとともに、制御棒引き抜きによる反応度添加率は、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の評価で想定した制御棒引き抜き速度を制限するとともに、零出力ないし低出力においては、運転員の制御棒引抜操作を規制する補助機能として、制御棒価値ミニマイザを設ける設計とする。さらに、中性子束高による原子炉スクラム信号を設ける設計とする。これらにより、反応度投入事象発生時に燃料の最大エンタルピや発電用原子炉圧力の上昇を低く抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破損を生じない設計とする。 制御棒は、十字形に組み合わせたステンレス鋼製に中性子吸収材を納めたものであり、各制御棒は 4 体の燃料集合体の中央に、炉心全体にわたって一様に配置する設計とする。 制御棒の下端には制御棒落下速度リミッタを設けるとともに、制御棒の駆動は、ピストン上部又は下部に駆動水を供給して原子炉圧力容器底部から挿入する構造とする。 原子炉冷却材の漏えいが生じた場合、その漏えい量に相当する量以下の場合は制御棒駆動水ポンプで補給できる設計とする。 制御棒駆動系は、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入による時間が、発電用原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入できること、並びに通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える駆動速度で駆動できない設計とする。なお、設置（変更）許可を受けた仕様及び運転時の異常な過渡変化並びに設計基準事故の評価で設定した制御棒の挿入時間を満足すること、並びに設置（変更）許可を受けた「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件を満足する設計とする。 制御棒駆動系は、ラッチ付き水圧駆動ピストン形式のものであり、各制御棒に独立して設け、直接制御棒を上下に動かす働きをするインデックス・チューブと駆動ピストンのアセンブリ、制御棒を所定の位置に静止させるためのラッチ機構で構成されたロッキング装置、インデックス・チューブの内部シリンダとして駆動用の水の流路を形成し、動力源としての制御棒駆動水ポンプ等による水圧が喪失した場合において、ラッチ機構により制御棒を現状位置に保持することにより、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に動作させない設計とする。 制御棒駆動系にあっては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、その他の炉心を構成するものを損壊しない設計とする。

変 更 前	変 更 後
制御棒は、原子炉モード・スイッチ「停止」の位置にあるとき、原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、燃料取替用クレーン位置が原子炉上部にあり、荷重状態のとき、原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、引き抜かれている制御棒本数が 1 本のとき、原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高によるスクラム信号がバイパスされているとき、原子炉モード・スイッチ「起動」の位置にある場合で、起動領域計装の指示低、指示高、原子炉出力ペリオド短又は動作不能のとき、原子炉モード・スイッチ「運転」の位置にある場合で、出力領域計装の中性子束指示低又は動作不能のとき、出力領域計装の指示高のとき、制御棒価値ミニマイザによるブロック信号のあるとき、引き抜きを阻止できる設計とする。	制御棒は、原子炉モード・スイッチ「停止」の位置にあるとき、原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、燃料取替用クレーン位置が原子炉上部にあり、荷重状態のとき、原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、引き抜かれている制御棒本数が 1 本のとき、原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高によるスクラム信号がバイパスされているとき、原子炉モード・スイッチ「起動」の位置にある場合で、起動領域計装の指示低、指示高、原子炉出力ペリオド短又は動作不能のとき、原子炉モード・スイッチ「運転」の位置にある場合で、出力領域計装の中性子束指示低又は動作不能のとき、出力領域計装の指示高のとき、制御棒価値ミニマイザによるブロック信号のあるとき、引き抜きを阻止できる設計とする。 原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止していない場合の重大事故等対処設備として、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入を使用する。代替制御棒挿入機能による制御棒挿入は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路及び代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号により全制御棒を全挿入させて原子炉を未臨界にできる設計とする。代替制御棒挿入機能による制御棒挿入は、制御棒が自動挿入しない場合に、手動によるスイッチ操作で制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットを作動させることにより制御棒挿入できる設計とする。
1.3 再循環流量制御系 再循環流量は、再循環ポンプの吐出側に設けられた流量制御弁の開度を調整することにより制御する。 また、タービン・トリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力を抑制するため、主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉の信号により、原子炉再循環ポンプ 2 台を同時にトリップする設計とする。	1.3 再循環流量制御系 再循環流量は、再循環ポンプの吐出側に設けられた流量制御弁の開度を調整することにより制御する。 また、タービン・トリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力を抑制するため、主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉の信号により、原子炉再循環ポンプ 2 台を同時にトリップする設計とする。 原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止していない場合の重大事故等対処設備として原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制を使用する。 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号により原子炉再循環ポンプ 2 個を自動停止させ、原子炉の出力抑制が可能な設計とする。 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制は、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合に、手動によるスイッチ操作で原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器を開放させることが可能な設計とする。
1.4 ほう酸水注入系 設計基準事故の発生時にほう酸水注入系は、単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態において十分臨界未満に維持できるだけの反応度効果を持つように設計する。	1.4 ほう酸水注入系 設計基準事故の発生時にほう酸水注入系は、単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態において十分臨界未満に維持できるだけの反応度効果を持つように設計する。 原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況が発生した場合に、ほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界にする設計とする。ほう酸水注入は、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
1.5 原子炉圧力制御系 圧力制御装置は、原子炉圧力を一定に保つように、タービン蒸気加減弁の開度を自動制御する設計とする。また、原子炉圧力が急上昇するような場合には、タービンバイパス弁を開き、原子炉圧力の過渡の上昇を防止する設計とする。 1.6 水位制御系統 原子炉水位を一定に保つようにするため、原子炉給水制御系を設ける設計とする。原子炉給水制御系は、原子炉給水流量、主蒸気流量及び原子炉水位の信号を取り入れ、タービン駆動給水ポンプの速度を調整することなどにより原子炉給水流量を自動的に制御できる設計とする。	1.5 原子炉圧力制御系 圧力制御装置は、原子炉圧力を一定に保つように、タービン蒸気加減弁の開度を自動制御する設計とする。また、原子炉圧力が急上昇するような場合には、タービンバイパス弁を開き、原子炉圧力の過渡の上昇を防止する設計とする。 1.6 水位制御系統 原子炉水位を一定に保つようにするため、原子炉給水制御系を設ける設計とする。原子炉給水制御系は、原子炉給水流量、主蒸気流量及び原子炉水位の信号を取り入れ、タービン駆動給水ポンプの速度を調整することなどにより原子炉給水流量を自動的に制御できる設計とする。
2. 計測装置等 2.1 計測装置 2.1.1 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時における計測 計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるとともに、想定される範囲内で監視できる設計とする。 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるとともに、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても二種類以上監視し、又は推定することができる設計とする。 原子炉核計装系は、炉心内に配置した起動領域モニタ及び出力領域モニタの二種類のモニタで中性子源領域、中間領域、出力領域の三つの計測領域の中性子束を測定し、計測結果を中央制御室に表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 炉周期は起動領域モニタ（中性子源領域、中間領域）の計測結果を用いて演算できる設計とする。	2. 計測装置等 2.1 計測装置 2.1.1 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び重大事故等時における計測 計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるとともに、想定される範囲内で監視できる設計とする。 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるとともに、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても二種類以上監視し、又は推定することができる設計とする。 原子炉核計装系は、炉心内に配置した起動領域モニタ及び出力領域モニタの二種類のモニタで中性子源領域、中間領域、出力領域の三つの計測領域の中性子束を測定し、計測結果を中央制御室に表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 炉周期は起動領域モニタ（中性子源領域、中間領域）の計測結果を用いて演算できる設計とする。 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、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は確認、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視に必要なパラメータの計測装置を設ける設計とするとともに、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重大事故等対処設備を設置又は保管する設計とする。

変 更 前	変 更 後
	重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。 計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。 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、「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、以下とする。 ・フィルタ装置水位（個数 2，計測範囲 180 mm～5,500 mm） ・フィルタ装置圧力（個数 1，計測範囲 0 MPa～1 MPa） ・フィルタ装置スクラビング水温度（個数 1，計測範囲 0 ℃～300 ℃） ・フィルタ装置入口水素濃度（個数 2，計測範囲 0 vol%～100 vol%） ・残留熱除去系海水系系統流量（個数 2，計測範囲 0 L/s～550 L/s） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）（個数 1，計測範囲 0 m³/h～800 m³/h） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）（個数 1，計測範囲 0 m³/h～50 m³/h） ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0 MPa～10 MPa） ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 2，計測範囲 0 MPa～5 MPa） ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力（個数 2，計測範囲 0 MPa～5 MPa） ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力（個数 3，計測範囲 0 MPa～4 MPa） ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0 MPa～4 MPa） ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置（個数 4，計測範囲 0 ℃～300 ℃） 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、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（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。 発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。 静的触媒式水素再結合器の作動状況確認のための静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により、静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室にて監視できる設計とする。 静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
	2.1.2 原子炉格納容器内の水素濃度計測 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として、監視設備（格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視）を設ける。 格納容器圧力逃がし装置における水素濃度及び放射性物質濃度を監視できるよう、格納容器圧力逃がし装置の水素が蓄積する可能性のある配管にフィルタ装置入口水素濃度を設け、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（高レンジ・低レンジ）を設ける。 フィルタ装置入口水素濃度は常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低压電源車から給電できる設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低压電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。 監視設備（格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視）として、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）（サンプリング装置を含む）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建屋原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視できる設計とする。 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）（サンプリング装置を含む）は、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低压電源車から給電できる設計とする。 2.1.3 格納容器フィルタベント設備排気経路内の水素濃度の計測 排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、水素が蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置入口水素濃度を設ける。 フィルタ装置入口水素濃度は、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低压電源車から給電できる設計とする。 2.1.4 原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度の計測 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした水素の濃度を測定するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設備として監視設備（原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視）を設ける。 監視設備（原子炉建屋水素濃度による水素濃度監視）として、原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟に設置し、中央制御室にて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を連続監視できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
2.2 警報装置等 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（中性子束及び温度、圧力、流量などのプロセス変数が異常値になった場合、主蒸気管又は空気抽出器排ガス中の放射能が異常に高くなった場合、あるいは原子炉の安全性に関連する設備が動作した場合等）に、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（原子炉水位低又は高、原子炉圧力高、中性子束高、原子炉建屋放射能高、主蒸気管放射能高及び空気抽出器排ガス放射能高）を発信する装置を設け、表示ランプの点灯及びブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とするとともに、発電用原子炉並びに原子炉冷却系統及び放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械又は器具の動作状態を正確、かつ迅速に把握できるようポンプの運転停止状態及び弁の開閉状況を表示灯により監視できる設計とする。 2.3 計測結果の表示、記録及び保存 発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存される設計とする。 発電用原子炉施設のプロセス計装制御のため、炉心における中性子束密度を計測するための原子炉核計装、原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力及び温度を計測するため、原子炉圧力、原子炉給水温度及び主蒸気温度を計測する装置、原子炉水位を計測するため、原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、停止域）を計測する装置、原子炉格納容器内の圧力及び温度を計測するため、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力及び格納容器内温度を計測する装置、原子炉冷却材の放射性物質及び不純物の濃度を計測するため、原子炉水導電率を計測する装置を設け、計測結果を、中央制御室に表示し、記録し、および保存できる設計とする。 制御棒位置を計測するため各制御棒位置を計測する装置及び原子炉圧力容器の入口及び出口における流量を計測するため、原子炉給水流量及び主蒸気流量を計測する装置を設ける。 原子炉冷却材の放射性物質及び不純物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、及び保存する。	原子炉建屋水素濃度のうち、原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置するものについては、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。原子炉建屋水素濃度のうち、原子炉建屋原子炉棟 6 階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。 2.2 警報装置等 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（中性子束及び温度、圧力、流量などのプロセス変数が異常値になった場合、主蒸気管又は空気抽出器排ガス中の放射能が異常に高くなった場合、あるいは原子炉の安全性に関連する設備が動作した場合等）に、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（原子炉水位低又は高、原子炉圧力高、中性子束高、原子炉建屋放射能高、主蒸気管放射能高及び空気抽出器排ガス放射能高）を発信する装置を設け、表示ランプの点灯及びブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とするとともに、発電用原子炉並びに原子炉冷却系統及び放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械又は器具の動作状態を正確、かつ迅速に把握できるようポンプの運転停止状態及び弁の開閉状況を表示灯により監視できる設計とする。 2.3 計測結果の表示、記録及び保存 発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存される設計とする。 発電用原子炉施設のプロセス計装制御のため、炉心における中性子束密度を計測するための原子炉核計装、原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力及び温度を計測するため、原子炉圧力、原子炉給水温度及び主蒸気温度を計測する装置、原子炉水位を計測するため、原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、停止域）を計測する装置、原子炉格納容器内の圧力及び温度を計測するため、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力及び格納容器内温度を計測する装置、原子炉冷却材の放射性物質及び不純物の濃度を計測するため、原子炉水導電率を計測する装置を設け、計測結果を、中央制御室に表示し、記録し、および保存できる設計とする。 制御棒位置を計測するため各制御棒位置を計測する装置及び原子炉圧力容器の入口及び出口における流量を計測するため、原子炉給水流量及び主蒸気流量を計測する装置を設ける。 原子炉冷却材の放射性物質及び不純物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、及び保存する。 重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、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。 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録ができる設計とする。

変 更 前	変 更 後
	2.4 電源喪失時の計測 代替電源設備が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量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、水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）により計測できる設計とする。
3. 安全保護装置等 3.1 安全保護装置 3.1.1 安全保護装置の機能及び構成 安全保護装置は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉緊急停止系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉トリップ信号及び工学的安全施設作動信号を設ける設計とする。 安全保護装置は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の評価の条件を満足する設計とする。 安全保護装置を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。 安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。 また、原子炉緊急停止系動作回路の電源は、分離・独立した母線から供給する。 安全保護装置は、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、フェイル・セイフとすることで原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とするとともに、計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。 また、運転条件に応じて作動設定値を変更できる設計とする。 非常用炉心冷却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、設計基準事故時において不要な作動をしないように設定できる設計とする。	3. 安全保護装置等 3.1 安全保護装置 3.1.1 安全保護装置の機能及び構成 安全保護装置は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉緊急停止系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉トリップ信号及び工学的安全施設作動信号を設ける設計とする。 安全保護装置は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の評価の条件を満足する設計とする。 安全保護装置を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。 安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。 また、原子炉緊急停止系動作回路の電源は、分離・独立した母線から供給する。 安全保護装置は、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、フェイル・セイフとすることで原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とするとともに、計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。 また、運転条件に応じて作動設定値を変更できる設計とする。 非常用炉心冷却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、設計基準事故時において不要な作動をしないように設定できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
	3.1.2 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止 安全保護装置のアナログ回路は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させない措置を実施することで物理的に分離するとともに、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することで機能的に分離し、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。 また、発電所での出入管理による物理的アクセスの制限により不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。 3.2 代替制御棒挿入機能 原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止していない場合の重大事故等対処設備として、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入を使用する。代替制御棒挿入機能による制御棒挿入は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路及び代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号により全制御棒を全挿入させて原子炉を未臨界にできる設計とする。代替制御棒挿入機能による制御棒挿入は、制御棒が自動挿入しない場合に、手動によるスイッチ操作で制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットを作動させることにより制御棒挿入できる設計とする。 3.3 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止していない場合の重大事故等対処設備として原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制を使用する。 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号により原子炉再循環ポンプ 2 個を自動停止させ、原子炉の出力抑制が可能な設計とする。 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制は、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合に、手動によるスイッチ操作で原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器を開放させることが可能な設計とする。 3.4 過渡時自動減圧機能 逃がし安全弁の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）が喪失した場合の重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）として、過渡時自動減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させるための論理回路であり、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個のうち、2 個を作動する機能を有している。また、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
3.6 試験及び検査 原子炉緊急停止系は，原則として原子炉運転中でも試験ができ，定期的にその機能が喪失していないことを確認できる設計とする。 工学的安全施設作動回路は，原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャンネル（検出器を含む）の試験を行うことができる設計とする。	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための設備として，重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保及び非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。 逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保）として，非常用窒素供給系は，高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）から逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための設備として，重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。 逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）として，非常用逃がし安全弁駆動系は，非常用窒素供給系から独立した系統構成で高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）から逃がし安全弁（逃がし弁機能）に直接窒素を供給することで，逃がし安全弁（逃がし弁機能）2 個を作動させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。 3.5 自動減圧機能作動阻止 原子炉が運転を緊急に停止していない状況にもかかわらず，原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止していない場合に，自動減圧系の起動阻止スイッチを 2 個動作させることで原子炉の自動による減圧を防止する設計とする。 なお，原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると，高圧炉心スプレイ系，低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され，出力の急激な上昇につながるため，自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。 3.6 試験及び検査 原子炉緊急停止系は，原則として原子炉運転中でも試験ができ，定期的にその機能が喪失していないことを確認できる設計とする。 工学的安全施設作動回路は，原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャンネル（検出器を含む）の試験を行うことができる設計とする。

変 更 前	変 更 後
4. 通信連絡設備 4.1 通信連絡設備（発電所内） 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，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者への操作，作業又は退避の指示等の連絡を行うことができる設備 として，警報装置及び通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。	4. 通信連絡設備 4.1 通信連絡設備（発電所内） 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者への操作，作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として，警報装置の機能を有する送受話器（ページング）及び送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及びF A X），携帯型有線通話設備，無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型），衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）の多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。 また，緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として，安全パラメータ表示システム（S P D S）を設置する設計とする。 警報装置，通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については，非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し，外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。 重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所内）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信設備（発電所内）として，衛星電話設備（固定型）及び携行型有線通話装置を中央制御室及び緊急時対策所内に設置又は保管し，衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備（携帯型）は，緊急時対策所内に保管する設計とする。 重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するためのデータ伝送設備（発電所内）として，安全パラメータ表示システム（S P D S）のうちデータ伝送装置を中央制御室内に設置し，緊急時対策支援システム伝送装置及びS P D Sデータ表示装置は，緊急時対策所建屋内に設置する設計とする。 衛星電話設備（固定型）は，屋外に設置したアンテナと接続することにより，屋内で使用できる設計とする。 衛星電話（固定型）は，衛星アンテナと固定型端末装置で構成する設計とする。 中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）は，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。 緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）は，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。 衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備（携帯型）の電源は，充電池を使用しており，別の端末又は予備の充電池と交換することにより 7 日間以上継続して通話ができ，使用後の充電池は，代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。 携行型有線通話装置の電源は，乾電池を使用しており，予備の乾電池と交換することにより 7 日間以上継続して通話ができる設計とする。

変 更 前	変 更 後
	安全パラメータ表示システム（S P D S）のうちデータ伝送装置は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。 安全パラメータ表示システム（S P D S）のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びS P D Sデータ表示装置は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。 重大事故等に対処するためのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としての、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置及び安全パラメータ表示システム（S P D S）については、固縛又は転倒防止措置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。 4.2 通信連絡設備（発電所外） 設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S端末及びF A X）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入F A X）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークに接続している通信連絡設備（テレビ会議システム、I P電話及びI P－F A X）等の通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とする。 また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として、データ伝送設備を設置する設計とする。 通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。 通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。 重大事故等が発生した場合に発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡のために必要な通信設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する通信設備（発電所外）として、衛星電話設備（固定型）を中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、衛星電話設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P電話及びI P－F A X）は、緊急時対策所内に設置又は保管する設計とする。 重大事故等に対処するために必要なデータの伝送をするためのデータ伝送設備（発電所外）として、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送するためのデータ伝送設備を、緊急時対策所建屋内に設置する設計とする。 衛星電話設備（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
	衛星電話（固定型）は、衛星アンテナと固定型端末装置で構成する設計とする。 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、テレビ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ、衛星アンテナと通信機器を収納するＬＡＮ収容架（ＳＡ）で構成する設計とする。 中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低压電源車から給電が可能な設計とする。 緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）、データ伝送設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、ＩＰ電話、ＩＰ－ＦＡＸ）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電が可能な設計とする。 衛星電話設備（携帯型）の電源は、充電機を使用しており、別の端末又は予備の充電機と交換することにより７日間以上継続して通話ができ、使用後の充電機は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電できる設計とする。 緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としての、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）及びデータ伝送設備については、固縛又は転倒防止措置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。
—	5. 制御用空気設備（容器） 5.1 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 非常用窒素供給系高压窒素ポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁（自動減圧機能用）のアクミレータ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。 非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁（自動減圧機能用）の逃がし弁機能用アクミレータ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。
6. 主要対象設備 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。）の対象となる主要な設備について、「表１ 計測制御系統施設の主要設備リスト」に示す。	6. 主要対象設備 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。）の対象となる主要な設備について、「表１ 計測制御系統施設の主要設備リスト」に示す。 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 計測制御系統施設の兼用設備リスト」に示す。

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト (1/7)

設備区分			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
制御方式及び制御方法	—	発電用原子炉の制御方式	—					A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）	—	—	常設耐震／防止	—
			—					A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	—	—	常設耐震／防止	—
			—					過渡時自動減圧機能	—	—	常設耐震／防止	—
		発電用原子炉の制御方法	—					A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）	—	—	常設耐震／防止	—
			—					A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	—	—	常設耐震／防止	—
			—					過渡時自動減圧機能	—	—	常設耐震／防止	—
制御材	—	制御棒	制御棒	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止	—
		ほう酸水	ほう酸水	—	—	—		変更なし			常設耐震／防止	—
制御材駆動装置	—	制御棒駆動機構	制御棒駆動機構	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止	—
		容器	水圧制御ユニットアキュムレータ	S	クラス 2	—		変更なし			常設耐震／防止	S Aクラス 2
			水圧制御ユニット窒素容器	S	クラス 2	—		変更なし			常設耐震／防止	S Aクラス 2
			スクラム水排出容器	B－1	クラス 3	—		変更なし			—	—
		主要弁	C12-126	S	クラス 2	—		変更なし			常設耐震／防止	S Aクラス 2
			C12-127	S	クラス 2	—		変更なし			常設耐震／防止	S Aクラス 2
		主配管	補給水系より駆動水ポンプ吸込弁まで	B－1	クラス 3	—		変更なし			—	—
			駆動水ポンプ吸込弁より駆動水ポンプまで	B－1	クラス 3	—		変更なし			—	—
			駆動水ポンプより駆動水フィルタまで	B－1	クラス 3	—		変更なし			—	—

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト (2/7)

					変 更 前			変 更 後										
設備 区分	系統 名	機器区分			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				
制御材駆動装置	－			主配管	駆動水フィルタよりポンプテストバイパスラインの分岐点まで	B－1	クラス3	－		変更なし		－	－					
					マスターコントロール内配管からマニホールド（駆動水配管）	B－1	クラス3	－		変更なし		－	－					
					マスターコントロール内配管からマニホールド（冷却水配管）	B－1	クラス3	－		変更なし		－	－					
					マニホールドから弁C12-105（排出水配管）	S	クラス3	－		変更なし		－	－					
					弁C12-105からマスターコントロール内配管（排出水配管）	B－1	クラス3	－		変更なし		－	－					
					マスターコントロール内配管から弁C12-115（アキュムレータ充填水配管）	B－1	クラス3	－		変更なし		－	－					
					マニホールドから制御ユニット内挿入配管合流点	S	クラス2	－		変更なし		－	－					
					マニホールドから制御ユニット内引抜配管合流点	S	クラス3	－		変更なし		－	－					
					弁C12-115から制御ユニット内アキュムレータ充填水配管合流点	S	クラス2	－		変更なし		－	－					
					アキュムレータから制御ユニット内アキュムレータ充填水配管合流点	S	クラス2	－		変更なし		常設耐震／防止	S Aクラス2					
					制御ユニット内アキュムレータ充填水配管合流点から制御ユニット内挿入配管合流点	S	クラス2	－		変更なし		常設耐震／防止	S Aクラス2					
					制御ユニット内挿入配管合流点から挿入配管制御ユニット出口	S	クラス2	－		変更なし		常設耐震／防止	S Aクラス2					
					挿入配管制御ユニット出口から制御棒駆動機構ハウジング	S	クラス2	－		変更なし		常設耐震／防止	S Aクラス2					
					制御棒駆動機構ハウジングから引抜配管制御ユニット入口	S	クラス2 クラス3	－		変更なし		常設耐震／防止	S Aクラス2					
					引抜配管制御ユニット入口から制御ユニット内引抜配管合流点	S	クラス2 クラス3	－		変更なし		常設耐震／防止	S Aクラス2					
					制御ユニット内引抜配管合流点から弁C12-127	S	クラス2	－		変更なし		常設耐震／防止	S Aクラス2					
					弁C12-127から排出水配管制御ユニット出口	B－1	クラス3	－		変更なし		－	－					
					排出水配管制御ユニット出口からスクラム排出水容器	B－1	クラス3	－		変更なし		－	－					
					－					原子炉格納容器配管貫通部X-9A, B, C, D					－	－	常設耐震／防止	S Aクラス2
					－					原子炉格納容器配管貫通部X-10A, B, C, D					－	－	常設耐震／防止	S Aクラス2

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト (3／7)

			変 更 前				変 更 後						
設備 区分	系統 名	機器区分	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	
ほう 酸水 注入 設備	ほう 酸水 注入 系	ポンプ	ほう酸水注入ポンプ	S	クラス 2	—		変更なし			常設耐震／防止	S Aクラス 2	
		容器	ほう酸水貯蔵タンク	S	クラス 2	—		変更なし			常設耐震／防止	S Aクラス 2	
		安全弁及び逃 がし弁	C41-F029A, B	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止	—	
		主配管	タンクよりポンプまで（ポンプ入口管）	S	クラス 2	—		変更なし			常設耐震／防止	S Aクラス 2	
			ポンプ出口より爆破開放弁まで（ポンプ出 口バイパス管含む）	S	クラス 2	—		変更なし			常設耐震／防止	S Aクラス 2	
			爆破開放弁より原子炉圧力容器まで	S	クラス 2	—		変更なし			常設耐震／防止	S Aクラス 2	
			—			原子炉格納容器配管貫通部X-13			—	—	常設耐震／防止	S Aクラス 2	
計測 装置	—	起動領域計測 装置（中性子 源領域計測装 置，中間領域 計測装置）及 び出力領域計 測装置	起動領域計装	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止	—	
			出力領域計装	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 *2	—	
		原子炉圧力容 器本体の入口 又は出口の原 子炉冷却材の 圧力，温度又 は流量を計測 する装置	主蒸気流量	S	—	—		変更なし			—	—	
			—			原子炉圧力容器温度			—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			—			高圧代替注水系系統流量			—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			—			低圧代替注水系原子炉注水流量			—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			—			代替循環冷却系原子炉注水流量			—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			—			代替循環冷却系ポンプ入口温度			—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			残留熱除去系熱交換器入口温度		—	—	—		変更なし			常設／防止	—
			残留熱除去系熱交換器出口温度		—	—	—		変更なし			常設／防止	—
			原子炉隔離時冷却系系統流量		S	—	—		変更なし			常設／防止	—

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト (4/7)

			変 更 前				変 更 後							
設備区分	系統名	機器区分	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		
計測装置	—	原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量を計測する装置	高圧炉心スプレイ系系統流量	S	—	—		変更なし			常設／防止	—		
			低圧炉心スプレイ系系統流量	S	—	—		変更なし			常設／防止	—		
			残留熱除去系系統流量	S	—	—		変更なし			常設／防止	—		
		原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	原子炉圧力	S	—	—	変更なし			常設耐震／防止*3 常設／緩和*3		—		
							原子炉圧力（S A）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和		—		
			原子炉水位	S	—	—		変更なし			—	—		
			原子炉水位（広帯域）	S	—	—		変更なし*4			常設耐震／防止*4 常設／緩和*4		—	
			原子炉水位（燃料域）	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和		—	
			—					原子炉水位（S A広帯域）		—	—	常設耐震／防止 常設／緩和		—
			—					原子炉水位（S A燃料域）		—	—	常設耐震／防止 常設／緩和		—
		原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置	ドライウエル圧力	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止*5 常設／緩和*5		—	
			サプレッション・チェンバ圧力	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止*6 常設／緩和*6		—	
			サプレッション・プール水温度	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止*7 常設／緩和*7		—	
			ドライウエル雰囲気温度	C	—	—		変更なし			常設耐震／防止*8 常設／緩和*8		—	
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	C	—	—		変更なし			常設耐震／防止*9 常設／緩和*9		—	
			格納容器内水素濃度	S	—	—		変更なし			—	—		
			—					格納容器内水素濃度（S A）		—	—	常設耐震／防止 常設／緩和		—

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト (5／7)

			変 更 前				変 更 後						
設備区分	系統名	機器区分	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	
計測装置	—	原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置	格納容器内酸素濃度	S	—	—		変更なし			—	—	
			—					格納容器内酸素濃度（S A）	—	—	常設／緩和	—	
			—					格納容器下部水温	—	—	常設／緩和	—	
		非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置	—					代替淡水貯槽水位	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			—					西側淡水貯水設備水位	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
		原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	—					低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			—					低圧代替注水系格納容器下部注水流量	—	—	常設／緩和	—	
			—					代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
		原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	サプレッション・プール水位	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止*6 常設／緩和*6		—
			—					格納容器下部水位	—	—	常設／緩和	—	
		原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	—					原子炉建屋水素濃度	—	—	常設／緩和	—	

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト (6／7)

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
工学的安全施設等の起動信号	減圧系 自動	—	—					自動減圧系の起動阻止スイッチ	—	—	—	—
	A T W S （代替制御棒挿入機能） 緩和設備	—	—					原子炉圧力高	—	—	—	—
			—					原子炉水位異常低	—	—	—	—
			—					手動スイッチ	—	—	—	—
	A T W S （代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） 緩和設備	—	—					原子炉圧力高	—	—	—	—
			—					原子炉水位異常低	—	—	—	—
			—					原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ	—	—	—	—
			—					低速度用電源装置遮断器手動スイッチ	—	—	—	—
	過渡時 自動減圧機能	—	—					原子炉水位異常低	—	—	—	—
			—					自動減圧系の起動阻止スイッチ	—	—	—	—
制御用空気設備	窒素供給系	主配管	窒素ポンベ出口配管合流点から弁B22-F040	S	クラス 3	—		変更なし		—	—	
			弁2-16V12から窒素ポンベ出口配管合流点	S	クラス 3	—		変更なし		—	—	
	非常用窒素供給系	容器	高圧窒素ポンベ	—	—	—		変更なし		可搬／防止	S Aクラス 3	
		安全弁	3-16V18A, B	S	—	—		変更なし		常設耐震／防止	—	
		主配管	—					高圧窒素ポンベから窒素ポンベ出口配管合流点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス 2
			—					窒素ポンベ出口配管合流点から弁B22-F040	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス 2
			—					弁B22-F040からアキュムレータ窒素供給配管分岐点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス 2
			—					アキュムレータ窒素供給配管分岐点から逃がし安全弁（自動減圧機能付）	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス 2

表1 計測制御系統施設の主要設備リスト (7／7)

変 更 前			変 更 後									
設備区分	系統名	機器区分	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
制御用空気設備	窒素供給系 非常用	主配管	—					自動減圧機能用アキュムレータからアキュムレータ窒素供給配管分岐点	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
			—					原子炉格納容器配管貫通部X-55	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
			—					原子炉格納容器配管貫通部X-57	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
	安全弁駆動系 非常用逃がし	容器	—					高圧窒素ポンベ	—	—	可搬／防止	S Aクラス3
		主配管	—					高圧窒素ポンベから逃がし安全弁（操作対象弁）	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
			—					原子炉格納容器配管貫通部X-57	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2

注記 *1：表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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：設計基準対象施設172個のうち43個を重大事故等対処設備として使用する。
*3：設計基準対象施設8個のうち2個を重大事故等対処設備として使用する。
*4：計測装置の個数8個のうち4個を設計基準対象施設及び重大事故等対処設備，4個を重大事故等対処設備として使用する。
*5：計測装置の個数15個のうち1個を重大事故等対処設備として使用する。
*6：計測装置の個数3個のうち1個を重大事故等対処設備として使用する。
*7：計測装置の個数27個のうち3個を重大事故等対処設備として使用する。
*8：計測装置の個数29個のうち8個を重大事故等対処設備として使用する。
*9：計測装置の個数6個のうち2個を重大事故等対処設備として使用する。

表2 計測制御系統施設の兼用設備リスト													
				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	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
ほう酸水注入設備	ほう酸水注入系	—	原子炉本体	—					差圧検出・ほう酸水注入管（ティーよりN10ノズルまでの外管）	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
			原子炉圧力容器	—					差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部）	—	—	常設耐震／防止	—
				—					原子炉圧力容器	—	—	常設耐震／防止	S Aクラス2
制御用空気設備	窒素供給系 非常用	—	原子炉冷却系統施設 原子炉冷却材の循環設備	—					自動減圧機能用アキュムレータ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2

注記 *1：表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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。

11 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

11(1)～11(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	11 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係るものにあつては次の事項

1 制御方式

変 更 前*1		変 更 後
制 御 方 式	中央制御方式による常時監視，手動及び自動	変更なし

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には，附帯設備のうち発電所の運転を管理するための制御装置に記載。

2 中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能

560

変 更 前*1		変 更 後	
中 央 制 御 室 機 能	(1) 中央制御室機能 中央制御室は耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が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を操作する機能、発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護装置及び工学的安全施設を操作できるものとする。 発電用原子炉施設の運転状況（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材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材系統に係る主要な弁の開閉状態）を監視及び操作できるとともに、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なうことができる設計とする。	(1) 中央制御室機能 中央制御室は耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が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を操作する機能、発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護装置及び工学的安全施設を操作できるものとする。 発電用原子炉施設の運転状況（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材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材系統に係る主要な弁の開閉状態）を監視及び操作できるとともに、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なうことができる設計とする。	
	a. 中央制御室の共用 (該当なし)		
	b. 中央制御盤等 中央制御室制御盤は、原子炉制御設備、プロセス計装設備、原子炉保護設備、工学的安全施設、タービン設備、電気設備等の計測制御装置を設けた主制御盤及び補助盤で構成し、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、原子炉圧力、温度、流量並びに原子炉水位、原子炉格納容		
		a. 中央制御室の共用 変更なし	
		b. 中央制御盤等 中央制御室制御盤は、原子炉制御設備、プロセス計装設備、原子炉保護設備、工学的安全施設、タービン設備、電気設備等の計測制御装置を設けた主制御盤及び補助盤で構成し、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、原子炉圧力、温度、流量並びに原子炉水位、原子炉格納容	

(続き)

561

	変 更 前 ^{*1}	変 更 後
中 央 制 御 室 機 能	器内の圧力、温度、雰囲気ガス濃度等）を監視できるとともに、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、プラントの通常運転、安全停止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。）を設置する。 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。 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C R T表示装置を設置する。 緊急時対策所との連絡及び連携の機能に係わる情報伝達の不備や誤判断が生じないよう、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装置を設ける設計とする。 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など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する。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。	器内の圧力、温度、雰囲気ガス濃度等）を監視できるとともに、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、プラントの通常運転、安全停止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。）を設置する。 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。 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C R T表示装置を設置する。 緊急時対策所との連絡及び連携の機能に係わる情報伝達の不備や誤判断が生じないよう、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装置を設ける設計とする。 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など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する。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。

(続き)

562

変 更 前*1		変 更 後
中 央 制 御 室 機 能	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。	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、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、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中央制御室において容易に操作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ても、適切な対応を行うことにより設備を容易に操作することができる設計とする。
	中央制御室制御盤は、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、操作方法）等を行うことで、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。	中央制御室制御盤は、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、操作方法）等を行うことで、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。 c. 外部状況把握 発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、風向や風速その他の気象条件を測定する気象観測設備、公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し、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の地震、津波、竜巻情報等を入手することにより、中央制御室から発電用原子炉施設に影響を

(続き)

変 更 前 ^{*1}		変 更 後
中 央 制 御 室 機 能	d. 居住性の確保 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中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス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。	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。 遠隔操作及び暗視機能などを持った監視カメラを設置し、中央制御室で監視することにより、発電所構内の周辺状況（海側，陸側）を昼夜にわたり把握することができる設計とする。 なお，監視カメラのうち津波・構内監視カメラは，非常用所内電源系から受電するとともに，画像は中央制御室に設置した監視モニタに表示し，中央制御室にて周囲の状況を昼夜にわたり監視できるよう，暗視機能を有する設計とする。
	d. 居住性の確保 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中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス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。	d. 居住性の確保 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中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス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。 運転員が中央制御室の外側から室内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，原子炉建屋付属棟4階の空調機械室に身

(続き)

564

	変 更 前 ^{*1}	変 更 後
中 央 制 御 室 機 能		体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設けるとともに、重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。 中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン，中央制御室換気系フィルタユニット多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備として設計する。 中央制御室遮蔽は，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備として設計する。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。また，照明については，可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。可搬型照明（S A）は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電が可能な設計とする。 重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるための設備として，可搬型照明（S A），中央制御室換気系，中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ），中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽，衛星電話設備（可搬型）（待避室），データ表示装置（待避室），差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設

(続き)

565

変 更 前 ^{*1}		変 更 後
中 央 制 御 室 機 能		計とする。
		想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、可搬型照明（S A）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である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電が可能な設計とする。
		中央制御室換気系空気調和機ファン及び 中央制御室換気系フィルタ系ファンは、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。
		衛星電話設備（可搬型）（待避室）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である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電が可能な設計とする。
		データ表示装置（待避室）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である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電が可能な設計とする。
		重大事故等時において、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素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設計とする。
		重大事故等対処設備（酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居

(続き)

566

変 更 前 ^{*1}		変 更 後
中 央 制 御 室 機 能		住性の確保)として酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。 設計基準事故時において, 中央制御室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(個数 1(予備 1)), 二酸化炭素濃度計(個数 1(予備 1))を中央制御室内に保管する設計とする。 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は, 中央制御室及び中央制御室退避室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを, それぞれ 1 個を 1 セットとし, 1 セットを使用する。保有数は故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 セットを加えた合計 2 セット中央制御室内に保管する。 可搬型照明(SA)による居住性の確保として使用する可搬型照明(SA)は, 重大事故等時に中央制御室の操作盤での操作に必要な照度を有するものを 3 個及び中央制御室待避室の居住性を確保するために必要な照度を有するものを 1 個, 故障時の予備として 1 個の合計 5 個を中央制御室内に保管する。また, 汚染の持ち込み防止として使用する可搬型照明(SA)は, 重大事故等時に身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを 3 個, 故障時の予備として 1 個の合計 4 個を空調機械室内に保管する。
	e. 通信連絡 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	e. 通信連絡 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

(続き)

変 更 前*1		変 更 後
中 央 制 御 室 機 能	屋，タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作，作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる設備を設置又は保管する。	屋，タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作，作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる設備を設置又は保管する。 重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

568

変 更 前*1		変 更 後
中 央 制 御 室 外 原 子 炉 停 止 機 能	(2) 中央制御室外原子炉停止機能 	変更なし

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

放射性廃棄物の廃棄施設

2 気体、液体又は固体廃棄物処理設備に係る次の事項（機器がある処理能力を発揮することを目的として一体となった装置を構成する場合は、その装置の名称、種類、処理能力及び個数を付記すること。）

2.4 その他

(16) 排気筒の名称、種類、主要寸法、材料及び個数（内筒及び外筒の別に記載すること。）

			変 更 前	変 更 後
名	称	—	主排気筒	変更なし
種	類	—	鉄塔支持型鋼製 (制震装置付[減衰係数:])	
主要寸法	筒 身 内 径	m	4.5 ^{*2}	
	地表上の高さ	m	140 ^{*2}	
材	料	—	SS400	
個	数	—	1	

注記 *1：オイルダンパの減衰係数を記載する。

*2：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名	称	—	非常用ガス処理系排気筒	変更なし
種	類	—	主排気筒支持型鋼製	
主要寸法	筒 身 内 径	mm	428.6*	
	地表上の高さ	m	140*	
材	料	—	SM41B	
個	数	—	1	

注記 *：公称値を示す。

5 放射性廃棄物の廃棄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
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「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。	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。
第1章 共通項目 放射性廃棄物の廃棄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。	第1章 共通項目 放射性廃棄物の廃棄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。
第2章 個別項目 1. 廃棄処理設備，廃棄物貯蔵設備 1.1 廃棄物貯蔵設備 放射性廃棄物を貯蔵する設備の容量は，通常運転時に発生する放射性廃棄物の発生量と放射性廃棄物処理設備の処理能力，また，放射性廃棄物処理設備の稼働率を想定した設計とする。 放射性廃棄物を貯蔵する設備は，放射性廃棄物が漏えいし難い設計とする。また，崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え，かつ，放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。 1.2 廃棄処理設備 放射性廃棄物を処理する設備は，周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が，それぞれ，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた濃度限度以下となるように，発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する設計とする。 さらに，発電所周辺の一般公衆に対する線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（以下「線量目標値に関する指針」という。）を満足する設計とする。 気体廃棄物処理設備は，主なものとしてタービン復水器の空気抽出器排ガス中の水素と酸素とを結合させる排ガス再結合器，排ガス系復水器，活性炭式希ガスホールドアップ装置等で構成し，放射能を減衰させ，ろ過処理後，放射性物質の濃度を監視しつつ主排気筒から放出する設計とする。 液体廃棄物処理設備は，廃液の発生源により，機器ドレン廃液，床ドレン廃液，化学廃液，洗濯廃液及び排ガス洗浄廃液に分類され，それぞれ機器ドレン処理系，床ドレン処理系，再生廃液処理系，洗濯廃液処理系及び排ガス洗浄廃液処理系で処理する設計とする。 固体廃棄物処理設備は，廃棄物の種類に応じて，濃縮廃液を減容固化する減容固化設備及び固型化するセメント混練固化装置，不燃性雑固体廃棄物を減容固化する雑固体減容処理設備，可燃性雑固体廃棄物及	第2章 個別項目 1. 廃棄処理設備，廃棄物貯蔵設備 変更なし

変 更 前	変 更 後
び脱塩装置から発生する使用済樹脂並びに助材型ろ過装置から発生するフィルタスラッジを焼却する雑固体廃棄物焼却設備で処理する設計とする。 放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備と区別し、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導かない設計とする。 放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物が漏えいし難い構造又は処理過程において散逸し難い構造とし、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。 気体状の放射性廃棄物は、放射能を十分に減衰させた後、フィルタを通し放射性物質濃度を監視しつつ主排気筒から放出する設計とする。 流体状の放射性廃棄物は、管理区域内で処理することとし、流体状の放射性廃棄物を管理区域外において運搬するための容器は設置しない。 原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物を管理区域外において運搬するための固体廃棄物移送容器は、取扱中における衝撃その他の負荷に耐え、かつ、容易に破損しない設計とする。 固体廃棄物移送容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率が原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないよう、遮蔽できる設計とする。 放射性物質を含む原子炉冷却材を通常運転時において原子炉冷却系外に排出する場合は、床ドレン及び機器ドレン（弁のグランドリークを含む）の移送系やサンプにより、液体廃棄物処理系へ適切に導く設計とする。 1.3 汚染拡大防止 1.3.1 流体状の放射性廃棄物の漏えいし難い構造及び漏えいの拡大防止 放射性液体廃棄物処理施設内部のうち、流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分の漏えいし難い構造、堰については、次のとおりとする。 (1) 漏えいし難い構造 全ての床面、適切な高さまでの壁面及びその両者の接合部は、耐水性を有する設計とし、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造とする。また、その貫通部は堰の機能を失わない構造とする。 (2) 漏えいの拡大防止 床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた溝の傾斜により流体状の放射性廃棄物が排液受け口に導かれる構造とし、かつ、気体状のものを除く流体状の放射性廃棄物を処理又は貯蔵する設備の周辺部には、堰又は堰と同様の効果を有するものを施設し、流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止する設計とする。 (3) 放射性廃棄物処理施設に係る堰の施設 放射性廃棄物処理施設外に通じる出入口又はその周辺部には、堰を施設することにより、流体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止する設計とする。	

変 更 前	変 更 後
施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、処理する設備に係わる配管について、長さが当該設備に接続される配管の内径の 1／2，幅がその配管の肉厚の 1／2 の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき，開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大の漏えい量をもってしても，流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止する設計とする。 この場合の仮定は堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり，開口は施設内の貯蔵設備に 1 ヶ所想定し，漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし，床ドレンファンネルの排出機能を考慮する。床ドレンファンネルは，その機能が確実なものとなるように設計する。 (4) 放射性廃棄物貯蔵処理施設に係る堰の施設 放射性廃棄物貯蔵施設外に通じる出入口又はその周辺部には，堰を施設することにより，内包する放射性廃棄物の濃度が 37Bq/cm³を超える流体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止する設計とする。 漏えいの拡大を防止するための堰及び施設外へ漏えいすることを防止するための堰は，開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルの排出機能を考慮しないものとし，流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつ設計とする。 1. 3. 2 固体状の放射性廃棄物の汚染拡大防止 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される発電用原子炉施設は，ドラム缶等に詰めるか又はタンク貯蔵による汚染拡大防止措置を講じることにより，放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。 1. 4 排水路 液体廃棄物処理設備，液体廃棄物貯蔵設備及びこれに関連する施設を設ける建屋の床面下には，発電所外に管理されずに排出される排水が流れる排水路を施設しない設計とする。 液体廃棄物処理設備，液体廃棄物貯蔵設備及びこれに関連する施設を設ける建屋内部には発電所外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部を設けない設計とする。	
2. 警報装置等 流体状の放射性廃棄物を処理し，又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合（床への漏えい又はそのおそれ（数滴程度の微少漏えいを除く。））を早期に検出するよう，タンクの水位，漏えい検知等によりこれらを確実に検出して自動的に警報（機器ドレン，床ドレンの容器又はサンプの水位）を発信する装置を設けるとともに，表示ランプの点灯及びブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。 また，タンク水位の検出器，インターロック等の適切な計測制御設備を設けることにより，漏えいの発生を防止できる設計とする。 放射性廃棄物を処理し，又は貯蔵する設備に係る主要な機械又は器具の動作状態を正確，かつ迅速に把握できるようポンプの運転停止状態及び弁の開閉状況を表示灯により監視できる設計とする。	2. 警報装置等 変更なし

変 更 前	変 更 後
3. 主要対象設備 放射性廃棄物の廃棄施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト」に示す。	3. 主要対象設備 放射性廃棄物の廃棄施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト」に示す。

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (1/19)

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体、 液体又は固体廃棄物貯蔵設備	サイトバンカ	貯蔵槽	サイトバンカプール	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
	固体廃棄物貯蔵タンク	容器	使用済樹脂貯蔵タンク	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			クラッドスラリタンク	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
	固体廃棄物貯蔵室	廃棄物貯蔵庫	減容固化体貯蔵室	B－1	－	－		変更なし	－		－	
気体、 液体又は固体廃棄物処理設備	気体廃棄物処理系	熱交換器	排ガス復水器	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガス前置除湿器	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガス後置冷却器	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			再生ガス加熱器	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
		容器	排ガス再結合器	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
		ろ過装置	排ガス気水分離器	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガス前置フィルタ	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			気水分離器	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガス後置除湿器	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガスメッシュフィルタ	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガス活性炭ベッド	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (2/19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体， 液体又は固体廃棄物処理設備	気体廃棄物処理系	ろ過装置	再生ガスメッシュフィルタ	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			再生ガス気水分離器	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			再生ガス油分離器	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガスフィルタ	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
		主配管	排ガス減衰管	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			廃棄物処理棟から排気筒まで	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			タービン建屋から排気筒まで	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			真空ポンプ水分離機出口逆止弁及びタービングランド蒸気排風機出口弁より排気筒へ（屋外配管を除く）	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			蒸気式空気抽出器出口弁より排ガス予熱器まで	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガス予熱器より排ガス再結合器まで	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガス再結合器より排ガス復水器まで	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガス復水器より排ガス気水分離器まで	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガス気水分離器より排ガス前置フィルタまで（排ガス減衰管を除く）	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガス前置フィルタより排ガス前置除湿器，気水分離器，排ガス後置除湿器，排ガスメッシュフィルタ及び排ガス活性炭ベッドを経て排ガス後置フィルタまで	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	
			排ガス後置フィルタより排ガスブロワ及び排ガス空気抽出器を経て排気筒へ（屋外配管を除く）	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (3/19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体， 液体又は固体廃棄物処理設備	気体廃棄物処理系	－	主配管	排ガス後置除湿器より再生ガスブロ ワまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				再生ガスブロワから排ガス後置除湿 器まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
	液体廃棄物処理系	機器ドレン処理系	ポンプ	廃棄物処理棟機器 ドレンサンプポン プ	B－1	Non	－	変更なし	－	－	－	－
			容器	廃液収集タンク	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				サージタンク	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				凝集装置供給タンク	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				凝縮水サンプルタンク	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				廃棄物処理建屋機器 ドレンサンプタ ンク	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				電磁ろ過器供給タンク	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				機器ドレン処理水タンク	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
			ろ過装置	電磁ろ過器	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				超ろ過器	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
			主要弁	G13-F132	S	クラス2	－	変更なし	－	－	－	－
				G13-F133	S	クラス2	－	変更なし	－	－	－	－
			主配管	格納容器機器 ドレンサンプタンクか ら格納容器機器ドレン用スワンネッ ク合流点	S	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				格納容器機器 ドレン用スワンネック 合流点から格納容器機器ドレンスリ ット	S	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (4/19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体， 液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	機器ドレン処理系	主配管	格納容器機器ドレンスリットから格納容器機器ドレンベント配管分岐点	S	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				格納容器機器ドレンベント配管分岐点から原子炉格納容器	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				原子炉格納容器からG13-F132	S	クラス2	—	変更なし	—	—	—	—
				弁G13-F132から原子炉棟機器ドレンサンプ	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				原子炉棟機器ドレンサンプ“A” “B” “C” “D” 吐出管（原子炉棟機器ドレンサンプポンプ“A” “B” “C” “D” より廃液収集タンクまで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				タービン建屋機器ドレンサンプポンプ“A” “B” “C” “D” 吐出管（タービン建屋機器ドレンサンプポンプ“A” “B” “C” “D” より廃液収集タンクまで)	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃棄物処理棟機器ドレンサンプポンプ吐出管（機器ドレンサンプポンプ“A” “B” より廃液収集タンクまで)	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液収集ポンプ吸込管（廃液収集タンクより廃液収集ポンプまで)	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液収集ポンプ吐出管（廃液収集ポンプから廃液収集ポンプ出口分岐管)	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				サージポンプ“A” 吸込管（サージタンク“A” よりサージポンプ“A” まで)	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				サージポンプ“A” 吐出管（サージポンプ“A” より廃液収集ポンプ吐出管まで)	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				サージポンプ“B” 吸込管（サージタンク“B” よりサージポンプ“B” まで)	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (5/19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体，液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	機器ドレン処理系	主配管	サージポンプ“B”吐出管（サージポンプ“B”より床ドレン収集ポンプ吐出管まで）	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				廃液脱塩器入口配管合流点から床ドレンサンプルタンク入口管合流点	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				廃液脱塩器より廃液サンプルタンク“Ａ” “Ｂ” まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				廃液サンプルポンプ“Ａ” “Ｂ” 吸込管（廃液サンプルタンク“Ａ” “Ｂ”より廃液サンプルポンプ“Ａ” “Ｂ”まで）	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				廃液サンプルポンプ“Ａ” “Ｂ” 吐出管（廃液サンプルポンプ“Ａ” “Ｂ”より復水貯蔵タンクまで）	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				凝縮水収集ポンプ吸込管（凝縮水収集タンクより凝縮水収集ポンプまで）	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				凝縮水収集ポンプ吐出管（凝縮水収集ポンプより廃液収集ポンプ吐出管まで）	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				凝集装置供給ポンプ吸込管（凝集装置供給タンクより凝集装置供給ポンプまで）	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				凝集装置供給ポンプ吐出管（凝集装置供給ポンプより凝集沈澱装置まで）	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				凝集沈澱装置より廃液収集タンクまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				廃液収集ポンプ出口分岐管より電磁ろ過器供給タンクまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				電磁ろ過器供給タンク入口管分岐点より廃液フィルタ（B）入口管まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				廃棄物処理建屋機器ドレンサンプポンプ（A）より電磁ろ過器供給タンクまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (6/19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体、 液体又は 固体廃棄物 処理設備	液体廃棄物 処理系	機器ドレン 処理系	主配管	廃棄物処理建屋機器ドレンサンプポンプ（B）より廃棄物処理建屋機器ドレンサンプポンプ（A）出口管合流点まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				使用済樹脂貯蔵タンク（B）デカント水出口第1元弁より電磁ろ過器供給タンクまで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				使用済樹脂貯蔵タンク（C）デカント水出口第1元弁より使用済樹脂貯蔵タンク（B）デカント水出口管合流点まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				電磁ろ過器供給タンクより機器ドレン樹脂分離器（A）まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				機器ドレン樹脂分離器（A）より電磁ろ過器（A）まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				電磁ろ過器供給タンク出口管分岐点より機器ドレン樹脂分離器（B）まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				機器ドレン樹脂分離器（B）より電磁ろ過器（B）まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				電磁ろ過器（A）より超ろ過器供給タンクまで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				電磁ろ過器（B）より電磁ろ過器（A）出口管合流点まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				超ろ過器供給タンクより超ろ過器（A）まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				超ろ過器供給ポンプ（A）入口管分岐点より超ろ過器（B）まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				超ろ過器供給ポンプ（A）入口管分岐点より超ろ過器（C）まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				超ろ過器供給ポンプ（A）入口管分岐点より超ろ過器（D）まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				超ろ過器供給ポンプ（D）入口管分岐点より超ろ過器（E）まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (7/19)													
				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	
気体， 液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	機器ドレン処理系	主配管	超ろ過器供給ポンプ（E）入口管分岐点より超ろ過器（F）まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器（A）より超ろ過器供給タンクまで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器（B）より超ろ過器供給タンクまで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器（C）より超ろ過器供給タンクまで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器（D）より超ろ過器供給タンクまで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器（E）より超ろ過器供給タンクまで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器（F）より超ろ過器供給タンクまで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器（A）より超ろ過器出口集合管まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器（B）より超ろ過器出口集合管まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器（C）より超ろ過器出口集合管まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器（D）より超ろ過器出口集合管まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器（E）より超ろ過器出口集合管まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器（F）より超ろ過器出口集合管まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				超ろ過器出口集合管より機器ドレン処理水タンク（A）まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				機器ドレン処理水タンク（A）入口管三方弁より機器ドレン処理水タンク（B）まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				機器ドレン処理水タンク（A）から廃液脱塩器入口合流点	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	
				廃液脱塩器入口管合流点から廃液脱塩器	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—	

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (8/19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体， 液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	機器ドレン処理系	主配管	機器ドレン処理水タンク（B）より機器ドレン処理水タンク（A）出口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				機器ドレン樹脂分離器（A）より使用済樹脂貯蔵タンク（B）まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				機器ドレン樹脂分離器（B）より機器ドレン樹脂分離器（A）出口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				使用済樹脂貯蔵タンク（B）入口管分岐点より使用済樹脂貯蔵タンク（C）まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				電磁ろ過器（A）入口管分岐点よりクラッドスラリタンク（A）まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				電磁ろ過器（B）入口管分岐点よりクラッドスラリタンク（A）入口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				クラッドスラリタンク（A）入口管分岐点よりクラッドスラリタンク（B）まで（電磁ろ過器側）	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				超ろ過器供給タンク出口管分岐点よりクラッドスラリタンク（A）入口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				超ろ過器供給ポンプ（A）入口管分岐点より電磁ろ過器（A）入口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				電磁ろ過器循環供給ポンプ出口管分岐点より電磁ろ過器（B）入口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				クラッドスラリタンク（A）よりクラッドスラリ上澄水受タンクまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				クラッドスラリタンク（B）よりクラッドスラリタンク（A）出口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				クラッドスラリ上澄水受タンクよりクラッドスラリ濃縮器加熱器まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (9/19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体，液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	機器ドレン処理系	主配管	クラッドスラリ濃縮器加熱器よりクラッドスラリ濃縮器まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				クラッドスラリ濃縮器よりクラッドスラリ濃縮器デミスタまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				クラッドスラリ濃縮器デミスタよりクラッドスラリ濃縮器復水器まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				クラッドスラリ濃縮器復水器より機器ドレン処理水タンク（A）入口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				クラッドスラリ濃縮器よりクラッドスラリ濃縮器循環ポンプ入口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				クラッドスラリ濃縮器循環ポンプ入口管分岐点よりクラッドスラリタンク（A）まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				クラッドスラリタンク（A）入口管分岐点よりクラッドスラリタンク（B）まで（クラッドスラリ濃縮器側）	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
		床ドレン処理系	ポンプ	廃棄物処理棟床ドレンサンプポンプ	B－1	Non	－	変更なし	－	－	－	－
			容器	床ドレン収集タンク	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				床ドレンサンプルタンク	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
			主要弁	G13-F129	S	クラス2	－	変更なし	－	－	－	－
				G13-F130	S	クラス2	－	変更なし	－	－	－	－

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (10／19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体， 液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	床ドレン処理系	主配管	格納容器床ドレンサンプ用スワフネック	S	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				格納容器床ドレンサンプスリットから格納容器床ドレンベント配管分岐点	S	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				格納容器床ドレンベント配管分岐点から原子炉格納容器	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				原子炉格納容器から弁G13-F129	S	クラス2	—	変更なし	—	—	—	—
				弁G13-F129から原子炉棟床ドレンサンプ	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				原子炉棟床ドレンサンプポンプ“ A ” “ B ” “ C ” “ D ” 吐出管（原子炉棟床ドレンサンプポンプ“ A ” “ B ” “ C ” “ D ” より床ドレン収集タンクまで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				タービン建屋床ドレンサンプポンプ“ A ” “ B ” “ C ” “ D ” 吐出管（タービン建屋床ドレンサンプポンプ“ A ” “ B ” “ C ” “ D ” より床ドレン収集タンクまで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃棄物処理棟床ドレンサンプポンプ吐出管（床ドレンサンプポンプ“ A ” “ B ” より床ドレン収集タンクまで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				床ドレン収集ポンプ吸込管（床ドレン収集タンクより床ドレン収集ポンプまで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				床ドレン収集ポンプ吐出管から床ドレン収集ポンプ吐出管合流点	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				床ドレンサンプルタンク入口管合流点から床ドレンサンプルタンク“ A ” “ B ”	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				床ドレンサンプルポンプ“ A ” “ B ” 吸込管（床ドレンサンプルタンク“ A ” “ B ” より床ドレンサンプルポンプ“ A ” “ B ” まで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				床ドレンサンプルポンプ“ A ” “ B ” 吐出管（床ドレンサンプルポンプ“ A ” “ B ” より廃液中和タンク入口管まで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (11／19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体， 液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	床ドレン処理系	主配管	床ドレンサンプルポンプ出口分岐管（床ドレン収集タンク戻り）より床ドレン収集タンク入口管まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				廃棄物処理建屋床ドレンサンプポンプ（A）より床ドレン収集タンク入口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				廃棄物処理建屋床ドレンサンプポンプ（B）より廃棄物処理建屋床ドレンサンプポンプ（A）出口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
		熱交換器		廃液濃縮器	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				廃液濃縮器加熱器	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
		ポンプ		廃棄物処理棟高電導度ドレンサンプポンプ	B－1	Non	－	変更なし	－	－	－	－
		容器		廃液中和タンク	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				廃棄物処理建屋高電導度ドレンサンプタンク	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
		主配管		廃棄物処理建屋高電導度ドレンサンプポンプ（A）より廃液中和タンク入口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				廃棄物処理建屋高電導度ドレンサンプポンプ（B）より廃棄物処理建屋高電導度ドレンサンプポンプ（A）出口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (12／19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体， 液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	再生廃液処理系	主配管	廃棄物処理棟高電導度ドレンサンプポンプ“Ａ” “Ｂ”吐出管（高電導度ドレンサンプポンプより廃液中和タンク“Ａ” “Ｂ”入口管まで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液中和タンク“Ａ” “Ｂ”入口管	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液濃縮器供給ポンプ“Ａ” “Ｂ”吸込管（廃液中和タンク“Ａ” “Ｂ”より廃液濃縮器供給ポンプまで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液濃縮器供給ポンプ“Ａ” “Ｂ”吐出管（廃液濃縮器供給ポンプ“Ａ” “Ｂ”より出口弁まで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液濃縮器供給ポンプ“Ａ”吐出管（廃液濃縮器供給ポンプ“Ａ”出口弁より廃液濃縮器循環ポンプ“Ａ”吸込管まで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液濃縮器供給ポンプ“Ｂ”吐出管（廃液濃縮器供給ポンプ“Ｂ”出口弁より廃液濃縮器循環ポンプ“Ｂ”吸込管まで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液濃縮器循環ポンプ“Ａ”吸込管（廃液濃縮器“Ａ”より廃液濃縮器循環ポンプ“Ａ”まで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液濃縮器循環ポンプ“Ｂ”吸込管（廃液濃縮器“Ｂ”より廃液濃縮器循環ポンプ“Ｂ”まで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液濃縮器循環ポンプ“Ａ”吐出管（廃液濃縮器循環ポンプ“Ａ”より廃液濃縮器加熱器“Ａ”まで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液濃縮器循環ポンプ“Ｂ”吐出管（廃液濃縮器循環ポンプ“Ｂ”より廃液濃縮器加熱器“Ｂ”まで）	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液濃縮器加熱器“Ａ”より廃液濃縮器“Ａ”まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—
				廃液濃縮器加熱器“Ｂ”より廃液濃縮器“Ｂ”まで	B－1	クラス3	—	変更なし	—	—	—	—

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (13／19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体、 液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	再生廃液処理系	主配管	廃液濃縮器“Ａ”出口管（廃液濃縮器“Ａ”より廃液濃縮器復水器“Ａ”まで）	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
				廃液濃縮器“Ｂ”出口管（廃液濃縮器“Ｂ”より廃液濃縮器復水器“Ｂ”まで）	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
				廃液濃縮器復水器“Ａ”出口管（廃液濃縮器復水器“Ａ”より凝縮水収集タンクまで	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
				廃液濃縮器復水器“Ｂ”出口管（廃液濃縮器復水器“Ｂ”より凝縮水収集タンクまで）	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
				廃液濃縮器循環ポンプ“Ａ” “Ｂ”より濃縮廃液貯蔵タンク “Ａ” “Ｂ” “Ｃ” ヘッドまで	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
				濃縮廃液貯蔵タンク“Ａ” “Ｂ” “Ｃ” ヘッドより濃縮廃液貯蔵タンク “Ａ” “Ｂ” “Ｃ” まで	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
	固体廃棄物処理系	固体廃棄物処理系	熱交換器	蒸気加熱器	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
				タンクベント冷却器	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
			容器	廃液フィルタ逆洗水受タンク	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
				床ドレンフィルタ逆洗水受タンク	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
				廃液スラッジ貯蔵タンク	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
				床ドレンスラッジ貯蔵タンク	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
				濃縮廃液貯蔵タンク	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
				使用済樹脂貯蔵タンク	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－
				使用済粉末樹脂貯蔵タンク	B－１	クラス３	－	変更なし	－	－	－	－

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (14／19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体，液体又は固体廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	主配管	廃液フィルタ逆洗水ポンプ “A” “B” 吸込管（廃液フィルタ逆洗水受タンク “A” “B” より廃液フィルタ逆洗水ポンプ “A” “B” まで）	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			廃液フィルタ逆洗水ポンプ “A” “B” 吐出管（廃液フィルタ逆洗水ポンプ “A” “B” より廃液スラッジ貯蔵タンク入口管まで）	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			廃液スラッジ貯蔵タンク “A” “B” 入口管	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			床ドレンフィルタ逆洗水ポンプ吸込管（床ドレンフィルタ逆洗水受タンクより床ドレンフィルタ逆洗水ポンプまで）	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			床ドレンフィルタ逆洗水ポンプ吐出管（床ドレンフィルタ逆洗水ポンプより床ドレンスラッジ貯蔵タンクまで）	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			使用済粉末樹脂貯蔵タンク “A” “B” 入口管	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			使用済樹脂ポンプ吸込管（使用済樹脂貯蔵タンクより使用済樹脂ポンプまで）	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			廃液スラッジポンプ “A” “B” 吸込管（廃液スラッジ貯蔵タンク “A” “B” より廃液スラッジポンプ “A” “B” まで）	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			床ドレンスラッジポンプ吸込管（床ドレンスラッジ貯蔵タンクより床ドレンスラッジポンプまで）	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			使用済粉末樹脂ポンプ吸込管（使用済粉末樹脂貯蔵タンク “A” “B” より使用済粉末樹脂ポンプまで）	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－
			使用済樹脂ポンプ吐出管（使用済樹脂ポンプより遠心分離機 “A” “B” まで）	B－1	クラス3	－		変更なし	－		－	－

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (15／19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体， 液体又は固体廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	主配管	廃液スラッジポンプ“Ａ” “Ｂ”吐出管（廃液スラッジポンプ“Ａ” “Ｂ”より使用済樹脂ポンプ吐出管まで）	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			床ドレンスラッジポンプ吐出管（床ドレンスラッジポンプより使用済樹脂ポンプ吐出管まで）	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			使用済粉末樹脂ポンプ吐出管（使用済粉末樹脂ポンプより使用済樹脂ポンプ吐出管まで）	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			濃縮廃液ポンプ“Ａ” “Ｂ” “Ｃ”吸込管（濃縮廃液貯蔵タンク“Ａ” “Ｂ” “Ｃ”より濃縮廃液ポンプ“Ａ” “Ｂ” “Ｃ”まで）	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			濃縮廃液ポンプ“Ａ” “Ｂ” “Ｃ”吐出管（濃縮廃液貯蔵ポンプ“Ａ” “Ｂ” “Ｃ”より濃縮廃液計量タンクまで）	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			濃縮廃液計量タンクよりアウトドラムミキサーまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
		減容・固化設備に係る焼却装置，溶融装置，圧縮装置，アスファルト固化装置，セメント固化装置，ガラス固化装置又はプラスチック固化装置に係る主要機器のうち(1)から(13)までに掲げるもの以外の主要機器	減容機	B－1	—	—	—	変更なし	—	—	—	—

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (16／19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体， 液体又は固体廃棄物処理設備	使用済樹脂移送系	主配管	既設使用済樹脂貯蔵タンク入口管分岐点より使用済樹脂貯蔵タンク（B）まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			使用済樹脂貯蔵タンク（B）入口管分岐点より使用済樹脂貯蔵タンク（C）まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			使用済樹脂貯蔵タンク（B）より第1元弁まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			使用済樹脂貯蔵タンク（C）より第1元弁まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
	濃縮廃液減容固化系	主配管	濃縮廃液ポンプ出口管分岐部より濃縮廃液受タンクまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			濃縮廃液受タンク入口管分岐点より濃縮廃液計量タンク入口管まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			濃縮廃液受タンクより減容固化系移送ポンプ（A）まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			減容固化系移送ポンプ（A）より減容固化系供給タンクまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			濃縮廃液受タンク出口管分岐点より減容固化系移送ポンプ（B）まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			減容固化系移送ポンプ（B）より減容固化系移送ポンプ（A）出口管合流点まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			減容固化系供給タンクより減容固化系乾燥機へ	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			減容固化系供給タンク出口管分岐点より減容固化系循環ポンプ（A）まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			減容固化系循環ポンプ（A）より減容固化系供給タンクまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			減容固化系循環ポンプ（A）入口管分岐点より減容固化系循環ポンプ（B）まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
			減容固化系循環ポンプ（B）より減容固化系循環ポンプ（A）出口管合流点まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (17／19)

設備区分		系統名	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
気体， 液体又は固体廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	濃縮廃液減容固化系	主配管	減容固化系乾燥機より減容固化系ミストセパレータまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系ミストセパレータより減容固化系デミスタまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系デミスタより減容固化系乾燥機復水器まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系乾燥機復水器より減容固化系乾燥機排気ブロワまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系乾燥機復水器より減容固化系ミストセパレータまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系ミストセパレータより減容固化系溶解タンク入口集合管まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系溶解タンク入口集合管より減容固化系溶解タンクまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系溶解タンクより廃棄物処理建屋高電導度ドレンサンプポンプ出口管合流点まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系乾燥機より減容固化系水分計ホッパまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系水分計ホッパより減容固化系水分計ホッパ下部三方弁まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系造粒機より減容固化系トロンメルまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系トロンメルより減容固化系ペレットホッパまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系ペレットホッパより減容固化系ペレット充填装置まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系造粒機より減容固化系粒子フィルタまで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系ペレットホッパより減容固化系粒子フィルタ入口管合流点まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—
				減容固化系トロンメルより減容固化系ペレットホッパ出口管合流点まで	B－1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	—

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (18／19)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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
気体，液体又は固体廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	濃縮廃液減容固化系	主配管	減容固化系粒子フィルタより減容固化系高性能粒子フィルタまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				減容固化系高性能粒子フィルタより減容固化系粒子ブロワまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
			減容・固化設備に係る焼却装置，溶融装置，圧縮装置，アスファルト固化装置，セメント固化装置，ガラス固化装置又はプラスチック固化装置に係る主要機器のうち(1)から(13)までに掲げるもの以外の主要機器	減容固化系乾燥機	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				減容固化系ミストセパレータ	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
		雑固体廃棄物焼却設備	容器	雑固体廃棄物焼却設備廃油タンク	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
			主配管	廃油タンクより廃油バーナまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
			減容・固化設備に係る焼却装置，溶融装置，圧縮装置，アスファルト固化装置，セメント固化装置，ガラス固化装置又はプラスチック固化装置に係る主要機器のうち(1)から(13)までに掲げるもの以外の主要機器	焼却炉	B－1	－	－	変更なし	－	－	－	－
		雑固体減容処理設備	主配管	高周波溶融炉から溶融炉2次燃焼器まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				溶融炉2次燃焼器燃焼室から溶融炉2次燃焼器まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				溶融炉2次燃焼器から溶融炉排ガス冷却器まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				溶融炉排ガス冷却器から空気混合部まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				空気混合部から溶融炉セラミックフィルタまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				溶融炉セラミックフィルタから溶融炉排ガスフィルタまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－

表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト (19／19)

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
気体，液体又は固体廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	サイトバンカプール水浄化系	ろ過装置	サイトバンカプール水浄化系プール水脱塩器	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
			主配管	サイトバンカプールよりスキマサージタンクまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				スキマサージタンクよりプール水浄化フィルタまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				スキマサージタンク出口管分岐点よりプール水浄化ポンプ（A）出口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				プール水浄化フィルタよりサイトバンカプールまで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				プール水浄化フィルタ出口管分岐点よりプール水脱塩器まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
				プール水脱塩器よりプール水浄化フィルタ出口管合流点まで	B－1	クラス3	－	変更なし	－	－	－	－
	その他	－	排気筒	主排気筒	C	－	－	変更なし	－	－	－	－
				非常用ガス処理系排気筒	S	－	－	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「5 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。

6 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

6(1)～6(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	6 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

放射線管理施設

1 放射線管理用計測装置に係る次の事項（警報装置を有する場合は、その動作範囲を付記すること。）

(1) プロセスモニタリング設備に係る次の事項

イ 主蒸気管中の放射性物質濃度を計測する装置の名称，検出器の種類，計測範囲，取付箇所（常設及び可搬型の別を記載し，監視・記録の場所を付記すること。）及び個数

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			主蒸気管放射線モニタ	変更なし
検 出 器 の 種 類		—	電離箱*1	
計 測 範 囲		mSv/h	10 ⁻² ～10 ⁴ *2	
警 報 動 作 範 囲*3		mSv/h	10 ⁻² ～10 ⁴ *2	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—	
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		
個 数*6		—	4	変更なし

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「イオンチェンバ」と記載。

*2：S I 単位に換算したもの。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「警報設定範囲」と記載。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*5：設置高さではなく溢水防護の設備対策高さを記載。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「検出器数」と記載。

ロ 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置の名称，検出器の種類，計測範囲，取付箇所（常設及び可搬型の別を記載し，監視・記録の場所を付記すること。）及び個数

・常設

		変 更 前		変 更 後		
名 称		格納容器雰囲気放射線 モニタ (D／W) *1	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S／C) *1	変更なし		
検 出 器 の 種 類	－	電離箱				
計 測 範 囲	Sv/h	10 ⁻² ～10 ⁵ *2				
警 報 動 作 範 囲		Sv/h	10 ⁻² ～10 ⁵ *3	－ *4		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	－	－	変更なし		
	設 置 床	－				
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	－	－		－	
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ	－			－	
	個 数		－	2*8	2*8	変更なし (2*9)

- 注記
- *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器モニタ」と記載。
 - *2：S I 単位に換算したもの。
 - *3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「計測範囲内で可変」と記載。
 - *4：警報動作が要求される検出器ではないため，記載の適正化を行う。
 - *5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ドライウエル及びサプレッションチェンバ（監視記録部は中央制御室）」と記載。
 - *6：対象計器は RE-D23-N003B
 - *7：対象計器は RE-D23-N003A
 - *8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「4」と記載。
 - *9：計測装置の個数 2 個を重大事故等対処設備として使用する。

ハ 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を計測する装置の名称，検出器の種類，計測範囲，取付箇所（常設及び可搬型の別を記載し，監視・記録の場所を付記すること。）及び個数

・常設

			変 更 前		変 更 後
名 称			原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ		変更なし
検 出 器 の 種 類		—	半導体式*1		
計 測 範 囲		mSv/h	10 ⁻⁴ ～1	10 ⁻³ ～10	
警 報 動 作 範 囲		mSv/h	10 ⁻⁴ ～1*2	10 ⁻³ ～10*2	
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—	—		
	設 置 床	—			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			
個 数		—	4*4	4*4	変更なし

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「半導体」と記載。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「計測範囲内で可変」と記載。
*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉建屋換気系排気ダクト（監視，記録部は中央制御室）（8 チャンネル）」と記載。
*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

601

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）
検 出 器 の 種 類		—		電離箱
計 測 範 囲		mSv/h		10 ⁻³ ～10 ⁴
警 報 動 作 範 囲		—		—
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）			—
	設 置 床			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ			
個 数		—		1

602

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）
検 出 器 の 種 類		—		電離箱
計 測 範 囲		Sv/h		10 ⁻² ～10 ⁵
警 報 動 作 範 囲		—		—
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）			—
	設 置 床			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ			
個 数		—		2

注記 *1：対象計器は，RE-SA14-N500
*2：対象計器は，RE-SA14-N502

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	耐圧強化ベント系放射線モニタ
検 出 器 の 種 類		—		電離箱
計 測 範 囲		mSv/h		10 ⁻³ ～10 ⁴
警 報 動 作 範 囲		—		—
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)			—
	設 置 床			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号			—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ			
個 数		—		1

(2) エリアモニタリング設備に係る次の事項

ハ 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置の名称，検出器の種類，計測範囲，取付箇所（常設及び可搬型の別を記載し，監視・記録の場所を付記すること。）及び個数

・可搬型

		変 更 前	変 更 後
名 称		—	緊急時対策所エリアモニタ
検 出 器 の 種 類	—		半導体式
計 測 範 囲	mSv/h		B. G. ～999.9
警 報 動 作 範 囲	—		—
取 付 箇 所	—		保管場所： 緊急時対策所建屋（EL. 約 23 m） 取付箇所： 〔 1 個 緊急時対策所（EL. 約 30 m） 〕 〔 監視・記録は緊急時対策所（EL. 約 30 m） 〕
個 数	—		1（予備 1）

ニ 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置の名称，検出器の種類，計測範囲，取付箇所（常設及び可搬型の別を記載し，監視・記録の場所を付記すること。）及び個数

・常設

		変 更 前	変 更 後
名 称		原子炉建屋エリアモニタ (燃料取替フロア燃料プール) *1	変更なし
検 出 器 の 種 類	—	半導体式*2	
計 測 範 囲	mSv/h	1~10 ⁴	
警 報 動 作 範 囲	—	1~10 ⁴ *3	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	
	設 置 床		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	
個 数		1*5	変更なし

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉建屋エリアモニタ」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「半導体」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「計測範囲内で可変」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料取替フロア 1チャンネル（合計 1チャンネル）（監視・記録は中央制御室にて行う。）」と記載。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

609

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）
検 出 器 の 種 類		—		電離箱
計 測 範 囲		mSv/h		10 ⁻³ ～10 ⁴
警 報 動 作 範 囲		—		—
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—		—
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		
個 数		—		1

607

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）
検 出 器 の 種 類		—		電離箱
計 測 範 囲		Sv/h		10 ⁻² ～10 ⁵
警 報 動 作 範 囲		—		—
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）			—
	設 置 床			
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ			
個 数		—		1

(3) 固定式周辺モニタリング設備の名称、検出器の種類、計測範囲、取付箇所（監視・記録の場所を付記すること。）及び個数

		変 更 前		変 更 後
名 称		モニタリング・ポスト（東海発電所と共用）*1		変更なし
検 出 器 の 種 類	—	シンチレーション*2	電離箱*2	
計 測 範 囲	—	10 ¹ ～10 ⁵ nGy/h	10 ⁻⁸ ～10 ⁻¹ Gy/h	
警 報 動 作 範 囲	—	10 ¹ ～10 ⁵ nGy/h*3	10 ⁻⁸ ～10 ⁻¹ Gy/h*3	
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—	—	
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	—	
個 数	—	4*4, 5	4*4, 5	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「モニタリングポスト（東海発電所と共用）」と記載。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「シンチレーション及び電離箱」と記載。
*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「計測範囲内で可変」と記載。
*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「」と記載。
*5：モニタリング・ポストは4箇所あり、モニタリング・ポスト1箇所あたりの検出器の個数は「1」である。

(4) 移動式周辺モニタリング設備の名称，検出器の種類，計測範囲，個数及び取付箇所

		変 更 前	変 更 後
名 称		—	可搬型モニタリング・ポスト
検 出 器 の 種 類	—		N a I (T l) シンチレーション
			半導体式
計 測 範 囲	nGy/h		B. G. $\sim 10^9$
警 報 動 作 範 囲	—		—
個 数	—		10 (予備 2)
取 付 箇 所	—	—	保管場所： 緊急時対策所建屋 (EL. 約 23 m) 取付箇所： 〔 各 1 個 モニタリング・ポスト付近 (屋外 EL. 約 4 m, EL. 約 8 m, EL. 約 17 m, EL. 約 23 m) 及び 発電用原子炉施設を囲むように屋外に 6 箇所 EL. 約 7 m : 1 箇所 EL. 約 8 m : 3 箇所 EL. 約 17 m : 2 箇所 〕

		変 更 前	変 更 後
名 称		—	β 線サーベイ・メータ
検 出 器 の 種 類	—		GM管
計 測 範 囲	kmin^{-1}		B. G. ～99.9
警 報 動 作 範 囲	—		—
個 数	—		2（予備 1）
取 付 箇 所	—		保管場所： 緊急時対策所建屋（EL. 約 23 m） 取付箇所： 〔 2 個 — *1 〕

注記 *1：発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）のうち、任意の場所でのモニタリング時に使用する。

		変 更 前	変 更 後
名 称		—	N a I シンチレーションサーベイ・メータ
検 出 器 の 種 類	—		N a I (T 1) シンチレーション
計 測 範 囲	μ Gy/h		B. G. ～30
警 報 動 作 範 囲	—		—
個 数	—		2 (予備 1)
取 付 箇 所	—		保管場所： 緊急時対策所建屋 (EL. 約 23 m) 取付箇所： 〔 2 個 — *1 〕

注記 *1：発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）のうち、任意の場所でのモニタリング時に使用する。

		変 更 前	変 更 後
名 称		—	Z n S シンチレーションサーベイ・メータ
検 出 器 の 種 類	—		Z n S (A g) シンチレーション
計 測 範 囲	kmin ⁻¹		B. G. ～99. 9
警 報 動 作 範 囲	—		—
個 数	—		2 (予備 1)
取 付 箇 所	—		保管場所： 緊急時対策所建屋 (EL. 約 23 m) 取付箇所： 〔 2 個 — *1 〕

注記 *1：発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）のうち、任意の場所でのモニタリング時に使用する。

		変 更 前	変 更 後
名 称		—	電離箱サーベイ・メータ
検 出 器 の 種 類	—		電離箱
計 測 範 囲	mSv/h		0.001～1000
警 報 動 作 範 囲	—		—
個 数	—		1（予備 1）
取 付 箇 所	—		保管場所： 緊急時対策所建屋（EL. 約 23 m） 取付箇所： 〔 1 個 — *1 〕

注記 *1：発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）のうち、任意の場所でのモニタリング時に使用する。

		変 更 前			変更後
名 称		放射能観測車搭載機器（東海発電所と共用）*1			変更なし
		空間ガンマ線測定装置	ダストモニタ	よう素測定装置	
検 出 器 の 種 類	－	N a I （T l）シンチレー ション	プラスチックシンチレー ション	N a I （T l）シンチ レーション	
		半導体式	Z n S （A g）シンチレー ション		
計 測 範 囲	－	B. G. ～10 ⁸ nGy/h	B. G. ～10 ⁵ s ⁻¹	B. G. ～10 ⁵ s ⁻¹	
警 報 動 作 範 囲	－	－	－	－	
個 数	－	1	1	1	
取 付 箇 所	－	保管場所： 予備機置場（EL. 約 8 m） 取付箇所： 〔各 1 個 放射能観測車〕			

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

2 換気設備（中央制御室，緊急時制御室及び緊急時対策所に設置するもの（非常用のものに限る。）並びに放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する目的で給気または排気設備として設置するもの。一時的に設置する可搬型のものを除く。）に係る次の事項

2.1 中央制御室換気系

(3) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外形，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

変 更 前 *1						変 更 後							
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*3 (mm)	厚 さ*3 (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力*2 (MPa)	最高使用温度*2 (℃)	外 径*3 (mm)	厚 さ*3 (mm)	材 料
中 央 制 御 室 換 気 系	中央制御室から中央制 御室換気系フィルタユ ニット	0.003 (差圧)	40	762.4×362.4	1.2	SPG2	中 央 制 御 室 換 気 系	変更なし	0.003 (差圧)	40	変更なし		
				812.4×412.4	1.2	SPG2							
				1582.4×912.4	1.2	SPG2							
				1802.4×1602.4	1.2	SPG2							
				462.4×462.4	1.2	SPG2							
				461.6×461.6	0.8	SGCC							
				562.4×462.4	1.2	SPG2							
				562.4×562.4	1.2	SPG2							
	中央制御室換気系フィ ルタユニットから中央 制御室換気系フィルタ 系ファン	0.003 (差圧)	40	452.4	1.2	SPG2	変更なし	0.003 (差圧)	40	462.0	6.0	SS400	
	中央制御室換気系フィ ルタ系ファンから中央 制御室換気系空気調和 機ファン	0.003 (差圧)	40	502.4×352.4	1.2	SPG2	御 室 換 気 系	変更なし	0.003 (差圧)	40	変更なし		
				462.4×462.4	1.2	SPG2							
				922.4×462.4	1.2	SPG2							
	中央制御室換気系空気 調和機ファンから中央 制御室	0.003 (差圧)	40	892.4×602.4	1.2	SPG2	中 央 制 御 室 換 気 系	変更なし	0.003 (差圧)	40	変更なし		
				892.4×602.4	1.2	SGCC							
				1017.4×812.4	1.2	SPG2							
				2602.4×1002.4	1.2	SPG2							
				962.4×362.4	1.2	SPG2							
902.4×672.4				1.2	SPG2								
904.6×674.6				2.3	SPHC								
712.4×412.4				1.2	SPG2								
902.4×452.4				1.2	SPG2								
904.6×454.6				2.3	SPHC								
(次頁へ続く)	1017.4×762.4	1.2	SPG2										

(続き)

変 更 前 *1							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	名 称		最高使用圧力*2 (MPa)	最高使用温度*2 (℃)	外 径*3 (mm)	厚 さ*3 (mm)	材 料
中 央 制 御 室 換 気 系	(前頁からの続き)	0.003 (差圧)	40	1017.4×217.4	1.2	SPG2	中 央 制 御 室 換 気 系	変更なし	0.003 (差圧)	40	変更なし		
				612.4×512.4	1.2	SPG2							
				1017.4×547.4	1.2	SPG2							
				1017.4×617.4	1.2	SPG2							
				1017.4×492.4	1.2	SPG2							
				1002.4×882.4	1.2	SPG2							
				1004.6×884.6	2.3	SPHC							
				762.4×762.4	1.2	SPG2							

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*2：重大事故等時における使用時の値を示す。

*3：公称値を示す。

- (6) フィルター（公衆の放射線障害の防止及び中央制御室の従事者等の放射線防護を目的として設置するものに限る。）の名称，種類，効率，主要寸法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変 更 後
名 称			中央制御室換気系 フィルタユニット*1		変更なし
種 類		—	高性能粒子 フィルタ	チャコール フィルタ*2	
*3 効 率	単 体	%	99.97 以上 (0.5 μ m 粒子*4)	97 以上*5	
*6 主 要 寸 法	吸 込 口 径	mm	560*7×560*7		
	吐 出 口 径	mm	457*7		
	た て	mm	1000*7		
	横	mm	7600*7		
	高 さ	mm	2500*7		
個 数		—	2		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	中央制御室換気系フィ ルタユニットA 中央制御室換気系*6	中央制御室換気系フ ィルタユニットB 中央制御室換気系*6	
	設 置 床	—	原子炉建屋付属棟 EL. 23.00 m*6	原子炉建屋付属棟 EL. 23.00 m*6	
	溢水防護上の区 画 番 号	—	—		CS-3-1
	溢水防護上の配 慮が必要な高さ	—			EL. 23.17 m 以上

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画には「フィルタユニット」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画には「活性炭フィルタ」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画には「能力」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画には「直径 0.5 ミクロン以上の粒子に対して」と記載。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画には「97 以上（フロンガス R-112）」と記載。

*6：既工事計画に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*7：公称値を示す。

2.2 中央制御室待避室

- (1) 容器（中央制御室，緊急時制御室及び緊急時対策所の加圧を目的として設置するものに限る。）の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	中央制御室待避室空気ポンベ
種 類		—		一般継目なし鋼製容器
容 量		L/個		46.7 以上 (46.7 ^{*1})
最 高 使 用 圧 力 ^{*2}		MPa		16.2
最 高 使 用 温 度 ^{*2}		℃		40
主 要 寸 法	外 径	mm		232 ^{*1}
	高 さ	mm		1365 ^{*1}
	胴 部 厚 さ	mm		(6.0 ^{*1})
	底 部 厚 さ	mm		(10.0 ^{*1})
材 料		—		マンガン鋼
個 数		—		13（予備 7）
取 付 箇 所		—		保管場所： 原子炉建屋付属棟 EL. 18.00 m 取付箇所： （ 13 本 原子炉建屋付属棟 EL. 18.00 m ）

注記 *1：公称値を示す。

*2：重大事故等時における使用時の値を示す。

(3) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・ 常設

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	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
中 央 制 御 室 待 避 室	—						中 央 制 御 室 待 避 室	空気ボンベ接続口から 1 次減圧弁	16. 2*2	40*2	27. 2	3. 9	SUS304TP
											27. 7*3 /27. 7*3 /27. 7*3	4. 9*4 /4. 9*4 /4. 9*4	SUS304
											27. 7*3	4. 9*4	SUS304
											27. 7*3 /27. 7*3 /—	4. 9*4 /4. 9*4 /—	SUS304
								1 次減圧弁から中央制 御室待避室	1. 8*2	40*2	27. 2	2. 9	SUS304TP
											27. 7*3 /27. 7*3 /—	4. 3*4 /4. 3*4 /—	SUS304
											27. 7*3	4. 3*4	SUS304
											27. 7*3 /27. 7*3 /27. 7*3	4. 3*4 /4. 3*4 /4. 3*4	SUS304
											60. 5 /27. 2	5. 5 /3. 9	SUS304TP

注記 *1：公称値を示す。

 *2：重大事故等時の使用時の値を示す。

 *3：差込み継手の差込部内径を示す。

 *4：差込み継手の最小厚さを示す。

2.3 緊急時対策所換気系

- (1) 容器（中央制御室，緊急時制御室及び緊急時対策所の加圧を目的として設置するものに限る。）の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	緊急時対策所加圧設備
種 類		—		一般継目なし鋼製容器
容 量		L/個		46.7 以上 (46.7 ^{*1})
最 高 使 用 圧 力 ^{*2}		MPa		22.0
最 高 使 用 温 度 ^{*2}		℃		40
主 要 寸 法	外 径	mm		232 ^{*1}
	高 さ	mm		1370 ^{*1}
	胴 部 厚 さ	mm		 6.3 ^{*1})
	底 部 厚 さ	mm		 (11.0 ^{*1})
材 料		—		クロムモリブデン鋼
個 数		—		320（予備 80）
取 付 箇 所		—		保管場所： 緊急時対策所建屋 EL. 23.30 m 取付箇所： （ 320 本 緊急時対策所建屋 EL. 23.30 m ）

注記 *1：公称値を示す。

*2：重大事故等時における使用時の値を示す。

(3) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

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	名 称		最 高 使 用 圧 力 (MPa)	最 高 使 用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
緊 急 時 対 策 所 換 気 系	—							給気口から緊急時対策所非常用フィルタ装置	0.00 (-0.0056) *3	40	355.6 *2	11.1 *2	STS410
											355.6 /355.6 /355.6	11.1 /11.1 /11.1	STS410
							緊急時対策所非常用 フィルタ装置出口配管	緊急時対策所非常用フィルタ装置から緊急時対策所非常用送風機	0.00 (-0.0056) *3	40	355.6 *2	11.1 *2	STS410
													SUS304
											355.6 /355.6 /318.5	11.1 /11.1 /10.3	STS410
							緊急時対策所換気系	緊急時対策所非常用送風機から緊急時対策所（災害対策本部）， 建屋空調機械室及び非常用換気設備室	0.0056	40	355.6 *2	11.1 *2	STS410
													SUS304
											355.6 /355.6 /355.6	11.1 /11.1 /11.1	STS410
											355.6 /318.5	11.1 /10.3	STS410
											318.5 *2	10.3 *2	STS410
											318.5 /318.5 /165.2	10.3 /10.3 /7.1	STS410
											165.2 *2	7.1 *2	STS410
											165.2	7.1	STS410
							重力式差圧制御ダンパから排気口	0.0056	40	406.4 *2	12.7 *2	STS410	
												SUS304	
								緊急時対策所（災害対策本部）から補機制御盤室	0.86	40	139.8 *2	6.6 *2	STS410

変 更 前						変 更 後							
名 称		最 高 使 用 圧 (MPa)	最 高 使 用 温 度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最 高 使 用 圧 (MPa)	最 高 使 用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
緊 急 時 対 策 所 換 気 系	—						非常用換気設備室から緊急時対策所非常用フィルタ装置出口配管	0.00 (-0.0056) *3	40		318.5*2	10.3*2	STS410
											318.5 /318.5 /318.5	10.3 /10.3 /10.3	STS410
							緊急時対策所換気系	緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所（災害対策本部）	22.00	66	34.0	6.4	SUS304TP
											34.5*4	7.0*5	SUS304
											34.5*4 /34.5*4 /34.5*4	7.0*5 /7.0*5 /7.0*5	SUS304
											34.5*4 /— /34.5*4	7.0*5 /— /7.0*5	SUS304
											34.5*4 /34.5*4 /—	7.0*5 /7.0*5 /—	SUS304
											61.1*4 /34.5*4	9.6*5 /7.0*5	SUS304
											60.5	8.7	SUS304TP
											60.5	3.9	SUS304TP
											61.1*4 /61.1*4 /—	6.1*5 /6.1*5 /—	SUS304
											61.1*4 /61.1*4 /61.1*4	6.1*5 /6.1*5 /6.1*5	SUS304
											61.1*4	6.1*5	SUS304
											61.1*4 /— /61.1*4	6.1*5 /— /6.1*5	SUS304
(次項へ続く)													

変 更 前							変 更 後						
名 称		最 高 使 用 圧 (MPa)	最 高 使 用 度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最 高 使 用 圧 (MPa)	最 高 使 用 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
緊 急 時 対 策 所 換 気 系	—						緊 急 時 対 策 所 換 気 系	(前項からの続き)	0. 86	66	61. 1*4 /34. 5*4	6. 1*5 /5. 0*5	SUS304
											34. 0	3. 4	SUS304TP
											76. 3 /34. 0	5. 2 /3. 4	SUS304TP
											165. 2 /76. 3	7. 1 /5. 2	SUS304TP
											165. 2*2	7. 1*2	SUS304TP
											165. 2 /165. 2 /165. 2	7. 1 /7. 1 /7. 1	SUS304TP
											165. 2 /165. 2 /—	7. 1 /7. 1 /—	SUS304TP

注記 *1：公称値を示す。
 *2：エルボ等の継手にあつては、管と同等以上の厚さのものを選定する。
 *3：（ ）内は負圧の場合を示す。
 *4：差込継手の差込部内径を示す。
 *5：差込継手の最小厚さを示す。

- (4) 送風機の名称、種類、容量、主要寸法、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）並びに設計上の空気の流入率

・常設

				変更前	変 更 後		
名 称				—	緊急時対策所非常用送風機		
送 風 機	種 類		—		遠心式		
	容 量		m³/h/個				
	主 要 寸 法	吸 込 口 径			mm	358.1* ²	
		吐 出 口 径			mm	358.1* ²	
		た て			mm	1113* ²	
		横			mm	900* ²	
		高 さ			mm	1345* ²	
	個 数		—		2		
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)			—	緊急時対策所 非常用送風機 A	緊急時対策所 非常用送風機 B
		設 置 床			—	緊急時対策所 非常用 A 系	緊急時対策所 非常用 B 系
		溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号			—	緊急時対策所 EL 37.0 m	緊急時対策所 EL 37.0 m
		溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ			—	EL 37.2 m 以上	EL 37.2 m 以上
	原 動 機	種 類			—	—	誘導電動機
出 力		kW/個	15* ²				
個 数		—	2				
取 付 箇 所		—	送風機と同じ				
設 計 上 の 空 気 の 流 入 率			回/h	—	—* ³		

注記 *1 : 重大事故等時における使用時の値

*2 : 公称値を示す。

*3 : 正圧管理のため空気流入は想定しない。

- (6) フィルター（公衆の放射線障害の防止及び中央制御室の従事者等の放射線防護を目的として設置するものに限る。）の名称，種類，効率，主要寸法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変更前	変 更 後	
名 称				—	緊急時対策所非常用フィルタ装置	
種 類		—			・ 高性能粒子フィルタ ・ よう素用チャコールフィルタ	
効 率	単 体	高 性 能 粒 子 フ ィ ル タ	%		99.97 以上 (0.15 μmPA0 粒子に対して)	
		よ う 素 用 チャコール フ ィ ル タ	%		99.75 以上 (温度 10℃以下、相対湿度 70 %以下 において)	
	総 合	高 性 能 粒 子 フ ィ ル タ	%		99.99 以上 (0.5 μmPA0 粒子に対して)	
		よ う 素 用 チャコール フ ィ ル タ	%		99.75 以上 (温度 10℃以下、相対湿度 70 %以下 において)	
主 要 寸 法	吸 込 口 径		mm		355.6*	
	吐 出 口 径		mm		355.6*	
	た て		mm		1650*	
	横		mm		7700*	
	高 さ		mm		2175*	
個 数			—			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		緊急時対策所非常 用フィルタ装置 A 緊急時対策所非常 用 A 系	緊急時対策所非常 用フィルタ装置 B 緊急時対策所非常 用 B 系
	設 置 床		—		緊急時対策所 EL 37.0 m	緊急時対策所 EL 37.0 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		EM-3-2	EM-3-2
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ		—		EL 37.2 m 以上	EL 37.2 m 以上

注記 *：公称値を示す。

2.4 第二弁操作室

- (1) 容器（中央制御室，緊急時制御室及び緊急時対策所の加圧を目的として設置するものに限る。）の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	第二弁操作室空気ボンベ
種 類		—		一般継目なし鋼製容器
容 量		L/個		46.7 以上 (46.7 ^{*1})
最 高 使 用 圧 力 ^{*2}		MPa		16.2
最 高 使 用 温 度 ^{*2}		℃		40
主 要 寸 法	外 径	mm		232 ^{*1}
	高 さ	mm		1365 ^{*1}
	胴 部 厚 さ	mm		以上 (6.0 ^{*1})
	底 部 厚 さ	mm		以上 (10.0 ^{*1})
材 料		—		マンガン鋼
個 数		—		19 (予備 5)
取 付 箇 所		—		保管場所： 原子炉建屋付属棟 EL. 14.00 m 取付箇所： (19 本 原子炉建屋付属棟 EL. 14.00 m)

注記 *1：公称値を示す。

*2：重大事故等時における使用時の値を示す。

(3) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

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	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
第 二 弁 操 作 室	—						第 二 弁 操 作 室	空気ボンベ接続口から 1 次減圧弁	16.2*2	40*2	27.2	3.9	SUS304TP
											27.7*3 /27.7*3 /27.7*3	4.9*4 /4.9*4 /4.9*4	SUS304
											27.7*3	4.9*4	SUS304
											27.7*3 /27.7*3 /—	4.9*4 /4.9*4 /—	SUS304
								1 次減圧弁から第二弁 操作室	1.8*2	40*2	27.2	2.9	SUS304TP
											27.7*3 /27.7*3 /—	4.3*4 /4.3*4 /—	SUS304
											27.7*3	4.3*4	SUS304
											27.7*3 /27.7*3 /27.7*3	4.3*4 /4.3*4 /4.3*4	SUS304
							60.5 /27.2				5.5 /3.9	SUS304TP	

注記 *1：公称値を示す。

 *2：重大事故等時における使用時の値を示す。

 *3：差込み継手の差込み部内径を示す。

 *4：差込み継手の最小厚さを示す。

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
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「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。	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。
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 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，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。	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 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，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。
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，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分析用放射線測定装置並びに携帯用及び半固定放射線検出器を設ける。 プロセスモニタリング設備及びエリア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。 放射線業務従事者等の出入管理，汚染管理のためのチェック・ポイント，シャワ室，汚染検査用の測定器，電子式線量計等を設ける。 各系統の試料及び放射性廃棄物の放出管理用試料等の化学分析並びに放射能測定を行うため，化学分析室，放射能測定室，環境試料測定室（東海発電所と共用）を設け測定機器を備える。 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放射線等を監視するために排気筒モニタ，排水モニタ，気象観測設備（東海発電所と共用），周辺監視区域境界付近の固定モニタ（東海発電所と共用），環境試料の分析装置及び放射能測定装置（東海発電所と共用）及び放射能観測車（東海発電所と共用）を設ける。 排気筒モニタ，排水モニタ及び周辺監視区域境界付近の固定モニタ（モニタリング・ポスト）（東海発電所と共用）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。 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（中性子束及び温度，圧力，流量などのプロセス変数が異常値になった場合，主蒸気管又は空気抽出器排ガス中の放射能が異常に高くなった場合，あるいは原子炉の安全性に関連する設備が動作した場合等）に，これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（原子炉水位低又は高，原子炉圧力高，中性子束高，原子炉建屋放射能高，主蒸気管放射能高及	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，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分析用放射線測定装置並びに携帯用及び半固定放射線検出器を設ける。 プロセスモニタリング設備及びエリア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。 放射線業務従事者等の出入管理，汚染管理のためのチェック・ポイント，シャワ室，汚染検査用の測定器，電子式線量計等を設ける。 各系統の試料及び放射性廃棄物の放出管理用試料等の化学分析並びに放射能測定を行うため，化学分析室，放射能測定室，環境試料測定室（東海発電所と共用）を設け測定機器を備える。 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放射線等を監視するために排気筒モニタ，排水モニタ，気象観測設備（東海発電所と共用），周辺監視区域境界付近の固定モニタ（東海発電所と共用），環境試料の分析装置及び放射能測定装置（東海発電所と共用）及び放射能観測車（東海発電所と共用）を設ける。 排気筒モニタ，排水モニタ及び周辺監視区域境界付近の固定モニタ（モニタリング・ポスト）（東海発電所と共用）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。 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（中性子束及び温度，圧力，流量などのプロセス変数が異常値になった場合，主蒸気管又は空気抽出器排ガス中の放射能が異常に高くなった場合，あるいは原子炉の安全性に関連する設備が動作した場合等）に，これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（原子炉水位低又は高，原子炉圧力高，中性子束高，原子炉建屋放射能高，主蒸気管放射能高及

変 更 前	変 更 後
び空気抽出器排ガス放射能高)を発信する装置を設け、表示ランプの点灯及びブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。 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警報(主排気筒放射能高, エリア放射線モニタ放射能高, モニタリングポスト線量率高)を発信する装置を設ける。上記の警報を発信する装置は、表示ランプの点灯及びブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。 1.1.1 プロセスモニタリング設備 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービンまた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を測定するために、プロセス放射線モニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 排気筒の出口近傍における排気中の放射性物質の濃度を計測するために、プロセス放射線モニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 排水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に、プロセス放射線モニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 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に、プロセス放射線モニタリング設備を設け、計測結果を表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 なお、排水路の出口近傍を直接計測することが技術的に困難な場合、排水路上流の間接的な測定をもってこれに代えるものとする。 また、プロセス放射線モニタリング設備のうち、線量当量率を計測するための格納容器雰囲気放射線モニタは、多重性、独立性を確保した設計とする。	び空気抽出器排ガス放射能高)を発信する装置を設け、表示ランプの点灯及びブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。 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警報(主排気筒放射能高, エリア放射線モニタ放射能高, モニタリングポスト線量率高)を発信する装置を設ける。上記の警報を発信する装置は、表示ランプの点灯及びブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。 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の設備として、可搬型モニタリング設備(可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定, 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定及び代替測定, 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定, 可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング)を設ける。 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必要な重大事故等対処設備を保管する。 1.1.1 プロセスモニタリング設備 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービンまた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を測定するために、プロセス放射線モニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 排気筒の出口近傍における排気中の放射性物質の濃度を計測するために、プロセス放射線モニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 排水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に、プロセス放射線モニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 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に、プロセス放射線モニタリング設備を設け、計測結果を表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 なお、排水路の出口近傍を直接計測することが技術的に困難な場合、排水路上流の間接的な測定をもってこれに代えるものとする。 また、プロセス放射線モニタリング設備のうち、線量当量率を計測するための格納容器雰囲気放射線モニタは、多重性、独立性を確保した設計とする。 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、排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける。 格納容器圧力逃がし装置における放射性物質濃度を監視できるよう、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(高レンジ・低レンジ)を設ける。 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)は、常設代替直流電源設備である緊急用 125V

変 更 前	変 更 後
1.1.2 エリアモニタリング設備 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における線量当量率を計測するために，エリア放射線モニタリング設備を設け，計測結果を中央制御室に表示し，記録し，及び保存する設計とする。	系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。 放射線量率を測定し，放射性物質濃度を推定できるよう，フィルタ装置出口側配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は，排出経路にフィルタ装置を設置することにより，排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。 放射線量率を測定し，放射性物質濃度を推定できるよう，フィルタ装置出口側配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（以下，「フィルタベント」という。）実施時の放出放射エネルギーは，フィルタベント実施前に格納容器雰囲気放射線モニタで炉心状態を確認した上で，炉内内蔵量等の評価に基づいて予め推定できる設計とする。また，フィルタベント実施中は，希ガスの総量を解析により算出した上で，フィルタ装置出口放射線モニタにより放出放射エネルギーを推定できる設計とする。 1.1.2 エリアモニタリング設備 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における線量当量率を計測するために，エリア放射線モニタリング設備を設け，計測結果を中央制御室に表示し，記録し，及び保存する設計とする。 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の監視に必要なパラメータの計測装置を設ける設計とするとともに，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，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重大事故等対処設備を設置又は保管する設計とする。 重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉格納容器内の放射線量率）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は，計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。 計器故障又は計器故障が疑われる場合に，当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合，他チャンネルの計器により計測するとともに重要代替監視パラメータが複数ある場合は，推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ，検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し，優先順位を定める。

変 更 前	変 更 後
1.1.3 固定式周辺モニタリング設備 周辺監視区域境界付近の放射線量を監視するために、固定式周辺モニタリング設備を設け、計測結果を表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 1.1.4 移動式周辺モニタリング設備 周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度を計測するために、移動式周辺モニタリング設備を設け、計測結果を表示し、記録し、及び保存できる設計とする。	重大事故等の対応に必要なとなる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、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。 エリア放射線モニタリング設備のうち、使用済燃料プール付近に設けるものは、外部電源が使用できない場合においても、非常用電源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。 重大事故等時に使用済燃料プールに係る監視に必要な設備として、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を使用できる設計とする。 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、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し、中央制御室にて使用済燃料プールの放射線量を監視可能な設計とする。 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電が可能な設計とする。 緊急時対策所には、災害対策本部内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減するための判断と加圧のための判断が確実おこなえるよう、緊急時対策所内外の放射線量を監視、測定するための可搬型モニタリング・ポスト及び緊急時対策所エリアモニタを保管する設計とする。 緊急時対策所エリアモニタの指示値は、災害対策本部内にて容易かつ確実に把握できる設計とし、可搬型モニタリング・ポストの指示値は、無線により伝送することにより災害対策本部内で監視できる設計とする。 1.1.3 固定式周辺モニタリング設備 周辺監視区域境界付近の放射線量を監視するために、固定式周辺モニタリング設備を設け、計測結果を表示し、記録し、及び保存できる設計とする。 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を設ける。モニタリングポストの電源は、非常用電源に接続し、外部電源喪失時においても電源復旧までの期間、機能を維持できる設計とする。さらに、無停電電源装置を有し、短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。 モニタリングポストの指示値は中央制御室及び緊急時対策所へ表示し、中央制御室までのデータ伝送及び緊急時対策所までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。 モニタリング・ポストは、非常用電源に接続する設計とする。また、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置からも電源を供給できる設計とする。代替電源設備としては、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電が可能なできる設計とする。 1.1.4 移動式周辺モニタリング設備 周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度を計測するために、移動式周辺モニタリング設備を設け、計測結果を表示し、記録し、及び保存できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
ただし、移動式周辺モニタリング設備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。 移動式周辺モニタリング設備として放射能観測車を配備する。放射能観測車（モニタリングカー）は、空気中の放射性物質（粒子状物質及びよう素）を測定するダスト・よう素サンプラ測定装置を備えた設計とする。	ただし、移動式周辺モニタリング設備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。 移動式周辺モニタリング設備として放射能観測車を配備する。放射能観測車（モニタリングカー）は、空気中の放射性物質（粒子状物質及びよう素）を測定するダスト・よう素サンプラ測定装置を備えた設計とする。 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の設備として、可搬型モニタリング設備（可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定、可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定及び代替測定、可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング）を設ける。 可搬型モニタリング設備（可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定）として、可搬型モニタリング・ポストは、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とともに、重大事故等が発生した場合に、原子炉施設から放出される放射線量を、原子炉施設周囲において、監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、測定が可能な十分な個数を保管する。 可搬型モニタリング・ポストの指示値は、衛星回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。 放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、ダストモニタ又はよう素モニタが機能喪失した場合にその機能を代替する可搬型モニタリング設備（可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定）として、可搬型放射能測定装置は、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、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、放射能観測車の測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。 可搬型モニタリング設備（可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング測定）として、可搬型放射能測定装置は、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（空気中、水中、土壌中）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できるように測定値を表示するとともに、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度及び放射線量の測定が可能な個数を保管する設計とする。さらに、周辺海域においては、電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を用いる設計とする。 これらの設備は、炉心の著しい損傷及び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。
1.1.5 環境測定装置 放射性気体廃棄物の放出管理，発電所周辺の被ばく線量評価及び一般気象データ収集並びに発電用	1.1.5 環境測定装置 放射性気体廃棄物の放出管理，発電所周辺の被ばく線量評価及び一般気象データ収集並びに発電用

変 更 前	変 更 後
原子炉施設の外部の状況を把握するため、気象観測設備を設け、敷地内における風向及び風速は計測結果を表示し、記録し、及び保存する。	原子炉施設の外部の状況を把握するため、気象観測設備を設け、敷地内における風向及び風速は計測結果を表示し、記録し、及び保存する。 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必要な重大事故等対処設備を保管する。 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（可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定）として、可搬型気象観測設備は、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とともに、気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。可搬型気象観測設備の指示値は、衛星回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。
2. 換気設備、生体遮蔽装置 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 中央制御室には、原子炉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、過度な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、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気系等の機能及び中央制御室の遮蔽機能とあいまって、「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 100 mSv を下回る設計とする。また、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やばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気の悪化を想定しても、中央制御室空調装置の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることが可能な設計とする。	2. 換気設備、生体遮蔽装置 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 中央制御室には、原子炉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、過度な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、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気系等の機能及び中央制御室の遮蔽機能とあいまって、「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 100 mSv を下回る設計とする。また、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やばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気の悪化を想定しても、中央制御室空調装置の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることが可能な設計とする。 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、中央制御室換気系とあいまって、居住性に係る判断基準を満足する設計とする。 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、中央制御室遮へい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、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気系及び中央制御室遮蔽の機能と併せて、運転員の実効線量が 7 日間で 100 mSv を超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。重大事故等時の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、重大事故等時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設備の起動遅れ等、重大事故等時の評価条件を適切に考慮する。 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。また、照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。可搬型照明（S A）

変 更 前	変 更 後
2.2 換気設備 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運転員その他従事者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。 換気空調設備は，主要場所ごとに別系統とし，清浄区域の汚染を防止するため，空気供給は清浄区域から行い，汚染区域を清浄区域より負圧に保ち，排気は汚染の可能性のある区域からフィルタを通して主排気筒又は廃棄物処理建屋排気口から行う。また，主要な系統は，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。 放射性物質を内包する換気ダクト（クラス4管）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。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。 排出する空気を浄化するため，排気用フィルタを設置し，さらに廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋は，気体状の放射性微粒子を除去する高性能粒子フィルタを設置する。 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，取替が容易な構造とする。 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，主排気筒及び廃棄物処理建屋排気口から十分離れた位置に設置する。	は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車からの給電が可能な設計とする。 重大事故等が発生した場合においても，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，緊急時対策所非常用換気設備を設置する。 緊急時対策所非常用換気設備は，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の浸入を低減又は防止するため緊急時対策所の気密性に対して十分な余裕を考慮した換気設計を行い，緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって，居住性に係る判断基準を満足する設計とする。 緊急時対策所遮蔽は，緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって，居住性に係る判断基準を満足する設計とする。 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の外側から緊急時対策所内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，身体の汚染検査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。身体の汚染検査の結果，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，身体の汚染検査を行う区画に隣接して設置する設計とする。 2.2 換気設備 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運転員その他従事者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。 換気空調設備は，主要場所ごとに別系統とし，清浄区域の汚染を防止するため，空気供給は清浄区域から行い，汚染区域を清浄区域より負圧に保ち，排気は汚染の可能性のある区域からフィルタを通して主排気筒又は廃棄物処理建屋排気口から行う。また，主要な系統は，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。 放射性物質を内包する換気ダクト（クラス4管）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。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。 排出する空気を浄化するため，排気用フィルタを設置し，さらに廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋は，気体状の放射性微粒子を除去する高性能粒子フィルタを設置する。 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，取替が容易な構造とする。 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，主排気筒及び廃棄物処理建屋排気口から十分離れた位置に設置する。 遠隔人力操作機構の操作場所は，炉心の著しい損傷時においても操作ができるよう，二次格納施設外とする。第二弁及び第二弁バイパス弁の操作を行う第二弁操作室は，必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし，第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）にて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで，格納容器圧力逃がし装置を使用する際のブルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。

変 更 前	変 更 後
2.2.1 中央制御室換気系 中央制御室換気系は、中央制御室等の換気及び冷暖房を行う通常のラインの他に非常用ラインを設け、設計基準事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線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、外気を中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。 中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気の悪化を想定しても、中央制御室空調装置の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることにより、運転操作に影響を与えず容易に操作ができるものとする。	2.2.1 中央制御室換気系 中央制御室換気系は、中央制御室等の換気及び冷暖房を行う通常のラインの他に非常用ラインを設け、設計基準事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線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、外気を中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。 中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気の悪化を想定しても、中央制御室空調装置の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることにより、運転操作に影響を与えず容易に操作ができるものとする。 中央制御室換気系は、重大事故等時において、中央制御室換気系高性能粒子フィルタ及び中央制御室換気系チャコールフィルタ を内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る再循環方式とし、運転員を過度の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、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることもできる設計とする。 中央制御室換気系は、地震時及び地震後においても、中央制御室遮蔽とあいまって、居住性に係る判断基準を満足する設計とする。 中央制御室換気系統は他と独立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系チャコールフィルタを通る再循環方式とし運転員その他従事者を過度の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、外気を中央制御室換気系チャコールフィルタで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。 中央制御室換気系のうち単一設計とするダクトの一部については、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として、最も過酷な条件となる全周破断を想定する。この故障においては、単一故障による中央制御室の運転員の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。 安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、中央制御室の運転員の被ばく量は緊急作業時における線量限度に対して十分な裕度を確保でき、また、修復作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、2日間とする。 2.2.2 緊急時対策所換気系 緊急時対策所非常用換気設備として、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、緊急時対策所加圧設備及び緊急時対策所用差圧計を設置又は保管する設計とする。 緊急時対策所加圧設備は、災害対策本部内への希ガス等の放射性物質の浸入を低減するための設備であり、緊急時対策所の災害対策本部内等を加圧するために必要な容量の空気ポンベに、故障時及び保守点検による待機除外時の予備用を加え、十分な容量を保管する。

変 更 前	変 更 後
2.2.3 原子炉建屋常用換気系 原子炉建屋の常用換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建屋内の換気を行い、原子炉建屋原子炉棟内をわずかに負圧に保ち、排気空気は、フィルタを通したのち、主排気筒から放出される。また、原子炉建屋原子炉棟内の放射能レベルが高くなると、隔離弁を自動閉鎖するとともに常用換気系から原子炉建屋ガス処理系に切換わって放射性ガスの放散を防ぐ設計とする。 2.2.4 タービン建屋換気系 タービン建屋換気系は、1 系統の空気供給系、2 系統の排気系及び補助系からなり、供給系のファン及び排気系のファン並びに運転階専用の排気ファンから構成され、屋外から取り入れた空気を通路など清浄な場所に給気し、給水加熱器室、空気抽出器室など、汚染の可能性の高い区域から排気し、フィルタを通したのち、主排気筒から放出できる設計とする。 2.2.5 廃棄物処理棟換気系 廃棄物処理棟換気系は、1 系統の空気供給系及び排気系からなり、その給気は、廃棄物処理制御室及び通路に行い、排気は液体廃棄物貯蔵タンク室、フィルタ室などから排気ファンによって排気され、高性能粒子フィルタを通したのち、主排気筒から放出できる設計とする。 廃棄物処理建屋換気系は、1 系統の空気供給系、主排気系及び廃棄物処理建屋排気系の 2 系統の排気系からなり、主排気系は、放射性希ガス及び放射性よう素による汚染の可能性のある区域の排気を排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して主排気筒に導き、その他の区域の排気を排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して廃棄物処理建屋排気口から放出できる設計とする。 2.3 生体遮蔽装置 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ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による発電所周辺の空間線量率が、放射線業務従事者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ベ十分に下回る、空気カーマで年間 50 μGy 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。	緊急時対策所非常用換気設備は、緊急時対策所外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離、その他に燃焼ガス又は有毒ガスから、緊急時対策所にとどまる要員を適切に防護できる設計とする。 緊急時対策所非常用換気設備は、基準地震動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及とあいまって緊急時対策所内を正圧に加圧でき、居住性に係る判断基準を満足する設計とする。 2.2.3 原子炉建屋常用換気系 原子炉建屋の常用換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建屋内の換気を行い、原子炉建屋原子炉棟内をわずかに負圧に保ち、排気空気は、フィルタを通したのち、主排気筒から放出される。また、原子炉建屋原子炉棟内の放射能レベルが高くなると、隔離弁を自動閉鎖するとともに常用換気系から原子炉建屋ガス処理系に切換わって放射性ガスの放散を防ぐ設計とする。 2.2.4 タービン建屋換気系 タービン建屋換気系は、1 系統の空気供給系、2 系統の排気系及び補助系からなり、供給系のファン及び排気系のファン並びに運転階専用の排気ファンから構成され、屋外から取り入れた空気を通路など清浄な場所に給気し、給水加熱器室、空気抽出器室など、汚染の可能性の高い区域から排気し、フィルタを通したのち、主排気筒から放出できる設計とする。 2.2.5 廃棄物処理棟換気系 廃棄物処理棟換気系は、1 系統の空気供給系及び排気系からなり、その給気は、廃棄物処理制御室及び通路に行い、排気は液体廃棄物貯蔵タンク室、フィルタ室などから排気ファンによって排気され、高性能粒子フィルタを通したのち、主排気筒から放出できる設計とする。 廃棄物処理建屋換気系は、1 系統の空気供給系、主排気系及び廃棄物処理建屋排気系の 2 系統の排気系からなり、主排気系は、放射性希ガス及び放射性よう素による汚染の可能性のある区域の排気を排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して主排気筒に導き、その他の区域の排気を排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して廃棄物処理建屋排気口から放出できる設計とする。 2.3 生体遮蔽装置 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ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による発電所周辺の空間線量率が、放射線業務従事者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ベ十分に下回る、空気カーマで年間 50 μGy 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。

変 更 前	変 更 後
また、適切な作業管理については、保安規定に基づき放射線管理を行う。 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。 ・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 生体遮蔽は，自重，附加荷重及び熱応力に耐える設計とする。 遮蔽設計は，実効線量が 1.3 mSv/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蔽設計規程（J E A C 4 6 1 5）」の通常運転時の遮蔽設計に基づく設計とする。	また、適切な作業管理については、保安規定に基づき放射線管理を行う。 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。 ・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 生体遮蔽は，自重，附加荷重及び熱応力に耐える設計とする。 遮蔽設計は，実効線量が 1.3 mSv/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蔽設計規程（J E A C 4 6 1 5）」の通常運転時の遮蔽設計に基づく設計とする。 格納容器圧力逃がし装置の使用後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減し，事故収束後の復旧作業等の妨げにならないよう，フィルタ装置はフィルタ装置格納槽（地下埋設）内に設置し，周囲には遮蔽体を設ける設計とする。 第二弁操作室遮蔽は，フィルタ装置上流配管が敷設される側の遮蔽厚を 1,200 mm 以上，それ以外の遮蔽厚を 400 mm 以上とする設計とする。
3. 主要対象設備 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。	3. 主要対象設備 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。

表1 放射線管理施設の主要設備リスト (1／3)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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
放射線管理用計測装置	—	プロセスモニタリング設備	主蒸気管中の放射性物質濃度を計測する装置	主蒸気管放射線モニタ	S	—	—	変更なし			—	—	
			原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	S	—	—	変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—	
				格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	S	—	—	変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を計測する装置	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ	S	—	—	変更なし			—	—	
				—					フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
									フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
									耐圧強化ベント系放射線モニタ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
			エリアモニタリング設備	緊急時対策所の線量当量率を計測する装置	—					緊急時対策所エリアモニタ	—	—	可搬／その他
		使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置		原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）	C	—	—	変更なし			—	—	
				—					使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
									使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
		固定式周辺モニタリング設備		モニタリング・ポスト（東海発電所と共用）	C	—	—	変更なし			—	—	
		移動式周辺モニタリング設備	—					可搬型モニタリング・ポスト	—	—	可搬／その他	—	
								β線サーベイ・メータ	—	—	可搬／その他	—	
								N a I シンチレーションサーベイ・メータ	—	—	可搬／その他	—	
								Z n S シンチレーションサーベイ・メータ	—	—	可搬／その他	—	
								電離箱サーベイ・メータ	—	—	可搬／その他	—	
					放射線観測車搭載機器（東海発電所と共用）*2	—	—	—	変更なし			—	—

表1 放射線管理施設の主要設備リスト (2／3)

			変 更 前				変 更 後							
設備区分	系統名	機器区分	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		
換気設備	中央制御室換気系	主配管	中央制御室から中央制御室換気系フィルタユニット	S	Non	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2		
			中央制御室換気系フィルタユニットから中央制御室換気系フィルタ系ファン	S	Non	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2		
			中央制御室換気系フィルタ系ファンから中央制御室換気系空気調和機ファン	S	Non	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2		
			中央制御室換気系空気調和機ファンから中央制御室	S	Non	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2		
		送風機	中央制御室換気系空気調和機ファン	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—		
		排風機	中央制御室換気系フィルタ系ファン	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—		
		フィルター	中央制御室換気系フィルタユニット	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2		
	中央制御室待避室	容器	—						中央制御室待避室空気ボンベ	—	—	可搬／緩和	S Aクラス3	
		主配管	—						空気ボンベ接続口から1次減圧弁	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
			—						1次減圧弁から中央制御室待避室	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
	緊急時対策所換気系	主配管	容器	—						緊急時対策所加圧設備	—	—	可搬／緩和	S Aクラス3
			—						給気口から緊急時対策所非常用フィルタ装置	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
									緊急時対策所非常用フィルタ装置から緊急時対策所非常用送風機	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
									緊急時対策所非常用送風機から緊急時対策所（災害対策本部），建屋空調機械室及び非常用換気設備室	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
									重力式差圧制御ダンパから排気口	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
									緊急時対策所（災害対策本部）から補機制御盤室	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
									非常用換気設備室から緊急時対策所非常用フィルタ装置出口配管	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
									緊急時対策所用加圧設備から緊急時対策所（災害対策本部）	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	

表1 放射線管理施設の主要設備リスト (3/3)

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
換気設備	緊急時対策所 換気系	送風機	—					緊急時対策所非常用送風機	—	—	常設／緩和	—
		フィルター	—					緊急時対策所非常用フィルタ装置	—	—	常設／緩和	—
	第二弁 操作室	容器	—					第二弁操作室空気ポンベ	—	—	可搬／緩和	S Aクラス3
		主配管	—					空気ポンベ接続口から1次減圧弁	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
								1次減圧弁から第二弁操作室	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
生体遮蔽装置	—	中央制御室遮蔽	中央制御室遮蔽	S	—	—	変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			—					中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設／緩和	—
		原子炉遮蔽	原子炉遮蔽壁	B－2	—	—	変更なし			—	—	
		緊急時制御室及び緊急時対策所	—					緊急時対策所遮蔽	—	—	常設／緩和	—

注記 *1：表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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：設計基準対象施設として使用する。

5 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

5(1)～5(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	5 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

原子炉格納施設

1 原子炉格納容器に係る次の事項

- (1) 原子炉格納容器本体の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，設計漏えい率，主要寸法，材料及び個数（ドライウエル及びサプレッションプールの最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法及び材料を付記すること。）

				変 更 前	変更後
名 称				原子炉格納容器	変更なし
種		類	—	圧力抑制形*1	
最 高 使 用 圧 力	内 圧（ドライウエル， サ プ レ ッ シ ョ ン ・ チ ェ ン バ ）		kPa	310*2	変更なし 620*3
	外 圧（ドライウエル， サ プ レ ッ シ ョ ン ・ チ ェ ン バ ）		kPa	14*2	変更なし
最 高 使 用 温 度	ド ラ イ ウ エ ル		℃	171*2	変更なし 200*3
	サ プ レ ッ シ ョ ン ・ チ ェ ン バ		℃	104.5*2	変更なし 200*3
設 計 漏 え い 率 *4			%/d	0.5 以下*5 〔 常 温，空 気 又 は 窒 素，最 高 使 用 圧 力 の 0.9 倍 に 等 し い 圧 力 に お い て 〕	変更なし
主 要 寸 法 及 び 個 数	ド ラ イ ウ エ ル	上 部 円 筒 部 内 径 *6	mm		
		鏡 板 中 央 部 内 半 径	mm		
		鏡 板 隅 の 丸 み 半 径	mm		
		フ ラ ン ジ 厚 さ	mm		
		高 さ*10	mm		
		胴 板 厚 さ*12	mm		
		蓋 板 厚 さ	mm		
	ル	個 数	—	1*2	

(続き)

					変 更 前	変更後
主 要 寸 法 及 び 個 数	サ プ レ ッ シ ョ ン ・ チ ェ ン バ	鋼 板 部	内 径	mm		変更なし
			高 さ ^{*10}	mm		
			厚 さ ^{*12}	mm		
			個 数	—		
		^{*15} 底 部 ラ イ ナ	内 径 ^{*16}	mm		
			厚 さ ^{*18}	mm		
			個 数	—	1 ^{*2}	
	原 子 炉 格 納 容 器	底 部 鉄 筋 コ ン ク リ ー ト マ ツ ト	直 径	mm		
			マ ッ ト 厚 さ	mm	5000 ^{*7}	
			個 数	—	1 ^{*2}	

(続き)

				変 更 前	変更後
主 要 寸 法 及 び 個 数	*19 原子 格 納 容 器 胴 ア ン カ ボ ルト	呼 び 径 *20		mm	
		全 長		mm	
		個 数		—	
材 料	ド ラ イ ウ ェ ル		—	SGV49 相当*21 []	変更なし
	サプレッショ ン・チェンバ	鋼 板 部	—	SGV49 相当*21 []	
		底 部 *22	—	SGV49 相当*2 []	
	原 子 炉 格 納 容 器 底部鉄筋コンクリートマット		—	鉄筋 (J I S G 3 1 1 2) セメント (設計基準強度 22.1N/mm ²) (J I S R 5 2 1 3)	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「圧力抑制式」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3：重大事故等時における使用時の値を示す。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「設計漏洩率」と記載。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0.5 %重量/日（常温，空気，設計圧力において）」と記載。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「上部内径」と記載。

*7：公称値を示す。

*8：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-3-1 原子炉格納容器基本板厚計算書」による。

*9：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-3-3 原子炉格納容器強度計算書」による。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全高」と記載。

*11：ダイヤフラムフロア床面からドライウェル上鏡頂部までの全内高を示す。

- *12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「板厚」と記載。
- *13：記載の適正化を行う。既工事計画書には と記載。記載内容は、昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-1 図 原子炉格納容器全体図」による。
- *14：記載の適正化を行う。既工事計画書には と記載。記載内容は、昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-1 図 原子炉格納容器全体図」による。
- *15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「底部コンクリートマット（ライナープレート付）」と記載。
- *16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「直径」と記載。
- *17：記載の適正化を行う。既工事計画書には原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの直径である と記載。記載内容は、昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-1 図 原子炉格納容器全体図」による。
- *18：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ライナープレート厚さ」と記載。
- *19：記載の適正化を行う。既工事計画書には「アンカーボルト」と記載。
- *20：記載の適正化を行う。既工事計画書には「アンカーボルトのネジ部以外の部分の外形」と記載。
- *21：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子力発電用炭素鋼圧延鋼板 4 種相当」と記載。
- *22：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ライナープレート」と記載。

(2) 機器搬出入口の名称, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料及び個数

			変 更 前	変更後
名 称			機器搬入用ハッチ* ¹	変更なし
最高使用圧力	内 圧	kPa	310* ²	変更なし 620* ³
	外 圧	kPa	14* ²	変更なし
最 高 使 用 温 度		℃	171* ²	変更なし 200* ³
主 要 寸 法	内 径	mm		変更なし
	胴 板 厚 さ * ⁵	mm		
	蓋 板 厚 さ	mm		
	蓋 板 内 半 径	mm		
	胴 長 さ	mm		
材 料		—	SGV49 相当* ² 	
個 数		—	1	

注記 *1: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「イクイプメントハッチ」と記載。

*2: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

*3: 重大事故等時における使用時の値を示す。

*4: 公称値を示す。

*5: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「板厚」と記載。

*6: 記載の適正化を行う。既工事計画書には と記載。記載内容は, 昭和 49 年 8 月 8 日付け建建発第 63 号にて届け出た工事計画の添付書類「第 2-7 図 イクイプメントハッチ構造図」による。

*7: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 昭和 49 年 8 月 8 日付け建建発第 63 号にて届け出た工事計画の添付書類「Ⅲ-3-3-9 イクイプメントハッチ強度計算書」による。

*8: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 昭和 48 年 8 月 8 日付け建建発第 63 号にて届け出た工事計画の添付書類「第 2-7 図 イクイプメントハッチ構造図」による。

(3) エアロックの名称, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料及び個数

				変 更 前	変更後
名 称				所員用エアロック* ¹	変更なし
最高使用圧力	内 圧	kPa		310* ²	変更なし 620* ³
	外 圧	kPa		14* ²	変更なし
最 高 使 用 温 度			℃	171* ²	変更なし 200* ³
主 要 寸 法	内 径	mm			変更なし
	胴 板 厚 さ* ⁵	mm			
	扉 厚 さ	mm			
	胴 長 さ	mm			
材 料			—	SGV49 相当* ² 	変更なし
個 数			—	1	

注記 *1: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「パーソネル・エア・ロック」と記載。

*2: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3: 重大事故等時における使用時の値を示す。

*4: 公称値を示す。

*5: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「板厚」と記載。

*6: 記載の適正化を行う。既工事計画書には と記載。記載内容は、昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-6 図 パーソネルロック構造図」による。

*7: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-6 図 パーソネルロック構造図」による。

				変 更 前	変更後
名 称				サプレッション・チェンバ アクセスハッチ*1	変更なし
最高使用圧力	内 圧	kPa		310*2	変更なし 620*3
	外 圧	kPa		14*2	変更なし
最 高 使 用 温 度			℃	104.5*2	変更なし 200*3
主 要 寸 法	内 径	mm			変更なし
	胴 板 厚 さ*5	mm			
	扉 厚 さ	mm			
	胴 長 さ	mm			
材 料			—	SGV49 相当*2	
個 数			—	1	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「アクセスハッチ」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3：重大事故等時における使用時の値を示す。

*4：公称値を示す。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「板厚」と記載。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には と記載。

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 48 年 4 月 9 日
付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-3-1 原子炉格納容器基
本板厚計算書」による。

*8：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 51 年 5 月 12
日付け建建発第 30 号にて届け出た工事計画の添付書類「第 2 図 サプレッションチェン
バアクセスハッチ構造図」による。

(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の名称又は貫通部番号，種類，個数，最高使用圧力，最高使用温度，構成，主要寸法及び材料

- a. 配管貫通部
 - (a) ベローズ付貫通部

変 更 前										変 更 後										
種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成*1	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫 通 部 番 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫 通 部 番 号	
					外 径	厚 さ	長 さ*2								外 径	厚 さ	長 さ			
 貫通部*2	4*2	310*2 (kPa)	171*2	スリーブ*3					X-18A X-18D	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし							
		310*7 (kPa)	171	セーフエンド パイプ*8								変更なし								
				ベローズ*10																
			302*12	フルード ヘッド															変更なし	
		8.62*2 (MPa)	302*2	管*5							変更なし									
		310*2 (kPa)	171*2	スリーブ*3							X-18B X-18C	変更なし							変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6
		310*7 (kPa)	171	セーフエンド パイプ*8																変更なし
				ベローズ*10																
			302*12	フルード ヘッド																
		8.62*2 (MPa)	302*2	管*5															変更なし	

(続き)

変 更 前										変 更 後									
種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成*1	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫通部 番 号	種類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫通部 番 号
					外 径	厚 さ	長さ*2								外径	厚さ	長さ		
 貫通部*2	3*2	310*2 (kPa)	171*2	スリーブ*3					X-17A X-17B	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし						
		310*7 (kPa)	171	セーフエンド パイプ*8								変更なし							
				ベローズ*10															
			302*12	フルード ヘッド															
		8.62*2 (MPa)		302*2							管*5								変更なし
		310*2 (kPa)	171*2	スリーブ*3							X-20	変更なし							変更なし 620*6 (kPa)
		310*7 (kPa)	171	セーフエンド パイプ*8															
				ベローズ*10															
			302*12	フルード ヘッド					変更なし										
		8.62*2 (MPa)		302*2					管*5	変更なし									

(続き)

変 更 前										変 更 後									
種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成*1	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫通部 番 号	種類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫通部 番 号
					外 径	厚 さ	長さ*2								外径	厚さ	長さ		
 貫通部*2	5*2	310*2 (kPa)	171*2	スリーブ*3					X-6 X-8	変更なし		変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし				X-6*16 X-8*17	
		310*7 (kPa)	171	セーフエンド パイプ*8									変更なし						
				ベローズ*10															
			302*12	フルード ヘッド															変更なし
		8.62*2 (MPa)	302*2	管*5								変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし	200*6	変更なし			
		310*2 (kPa)	171	スリーブ*3					X-12A X-12B X-12C	変更なし	620*6 (kPa)	変更なし 200*6						変更なし	
				セーフエンド パイプ*8															
			ベローズ*10	302*12								フルード ヘッド	変更なし						
		8.62*2 (MPa)	302*2						管*5	変更なし									

(続き)

変 更 前									変 更 後										
種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成*1	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫通部 番 号	種類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫通部 番 号
					外 径	厚 さ	長さ*2								外径	厚さ	長さ		
 貫通部*2	2*2	310*2 (kPa)	171*2	スリーブ*3				X-19A X-19B	変更なし	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし			X-19A*15 X-19B*15			
		310*7 (kPa)	171	セーフエンド パイプ*8															
				ベローズ*10															
			302*12	フルード ヘッド								変更なし							
		10.69*2 (MPa)	302*2	管*5							変更なし								

(続き)

変 更 前										変 更 後									
種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成* ¹	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫通部 番 号	種類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫通部 番 号
					外 径	厚 さ	長さ* ²								外径	厚さ	長さ		
 貫通部* ²	1* ²	310* ² (kPa)	171* ²	スリーブ* ³					X-21	変更なし	変更なし 620* ⁶ (kPa)	変更なし 200* ⁶	変更なし			X-21* ²⁰			
		310* ⁷ (kPa)	171	セーフエンド パイプ* ⁸															
				ベローズ* ¹⁰															
			302* ¹²	フルード ヘッド								変更なし							
		8.62* ² (MPa)	302* ²	管* ⁵							変更なし								
 貫通部* ²	1* ²	310* ² (kPa)	171* ²	スリーブ* ³					X-2	変更なし	変更なし 620* ⁶ (kPa)	変更なし 200* ⁶	変更なし			X-2* ²⁰			
		310* ⁷ (kPa)	171	セーフエンド パイプ* ⁸															
				ベローズ* ¹⁰															
			302* ¹²	フルード ヘッド								変更なし							
		8.62* ² (MPa)	302* ²	管* ⁵							変更なし								

(続き)

変 更 前									変 更 後										
種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫通部 番 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫通部 番 号
					外 径	厚 さ *21	長さ*2								外径	厚さ	長さ		
 貫通部*22	1	310*23 (kPa)	171	スリーブ					X-14	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし						
				セーフエンド パイプ*24															
				ベローズ															
		8.62*23 (MPa)	302	フルード ヘッド*25															
				管															

(続き)

変 更 前									変 更 後										
種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成*1	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫通部 番 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫通部 番 号
					外 径	厚 さ	長さ*2								外径	厚さ	長さ		
 貫通部*2	1*2	310*2 (kPa)	171*2	スリーブ*3					X-22	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし						
		310*7 (kPa)	171	セーフエンド パイプ*8															
				ベローズ*10															
			302*12	フルード ヘッド															
		8.62*2 (MPa)	302*2	管*5							変更なし								

- 注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「用途」と記載。
- *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。
- *3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-1 図 ドライウェルおよびサプレッションチェンバ貫通部配置図」による。
- *4：公称値を示す。
- *5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 50 年 3 月 13 日付け 49 資庁第 20564 号にて認可された工事計画の添付書類「第 5-1 図 配管貫通部構造図（その 1）」による。
- *6：重大事故等時における使用時の値を示す。
- *7：記載の適正化を行う。既工事計画書には原子炉格納容器の設計圧力（内圧）である「2.85 kg/cm²g」と記載。記載内容は，設計図書による。
- *8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「セーフエンド管」と記載。
- *9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子力発電用炭素鋼圧延鋼板 4 種相当」と記載。
- *10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ベロー」と記載。
- *11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0.8×2」と記載。
- *12：記載の適正化を行う。既工事計画書には原子炉格納容器の設計温度である「171」と記載。記載内容は，設計図書による。
- *13：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 50 年 3 月 13 日付け 49 資庁第 20564 号にて認可された工事計画の添付書類「第 5-2 図 配管貫通部構造図（その 2）」による。
- *14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「1.0×2」と記載。
- *15：管については，原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。
- *16：管については，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（高圧炉心スプレイ系）と兼用。
- *17：管については，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）及び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（低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系）と兼用。
- *18：管については，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（代替循環冷却系）及び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（低圧注水系及び代替循環冷却系）と兼用。

- *19：管については，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）及び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（低圧注水系及び低圧代替注水系）と兼用。
- *20：管については，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（原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系）及び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（原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系）と兼用。
- *21：記載の適正化を行う。既工事計画書には「呼び厚さ」と記載。
- *22：記載の適正化を行う。既工事計画書には「貫通部」と記載。
- *23：S I 単位に換算したもの。
- *24：記載の適正化を行う。既工事計画書には「短管」と記載。
- *25：記載の適正化を行う。既工事計画書には「端板」と記載。

(b) ベローズなし貫通部

変 更 前										変 更 後													
種 類*1	*1 個 数	最高使用 圧 力*1	最高使用 温 度*1 (℃)	構 成	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫通部 番号*2	種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫 通 部 番 号				
					外径	厚さ	長さ*1								外径	厚さ	長さ						
 貫通部	5	0.70 (MPa)	104.5	スリーブ*2					X-31 X-34	変更なし	変更なし	変更なし 200*5		変更なし				X-31*6 X-34*7					
		0.86 (MPa)	104.5	スリーブ*2					X-35 X-32 X-36									X-35*8 X-32*8 X-36*9					
	4	310 (kPa)	171	スリーブ*2					X-3									変更なし	変更なし 620*5 (kPa)	変更なし 200*5		変更なし	X-3*11
			スリーブ*2	X-53					変更なし														
104.5	スリーブ*2	X-79 X-80	X-79*11 X-80*12																				
 貫通部	6	3.45 (MPa)	171	スリーブ*2					X-11A	変更なし	変更なし 620*5 (kPa)	変更なし 200*5		変更なし	X-11A*13								
				スリーブ*2					X-11B						X-11B*13								
		310 (kPa)	104.5	スリーブ*2					X-26	変更なし 620*5 (kPa)					変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし				
				端板*1																			
		0.86 (MPa)	104.5	スリーブ*2						X-47 X-48										X-47*15 X-48*15			
		310 (kPa)	104.5	スリーブ*2						X-59										変更なし 620*5 (kPa)	変更なし		
		端板*1																					
		 貫通部	1	1.04 (MPa)					135	スリーブ*2					X-4	変更なし	変更なし	変更なし 200*5	変更なし	変更なし	X-4*16		

(続き)

変 更 前										変 更 後												
種 類 ^{*1}	^{*1} 個 数	最高使用 圧 力 ^{*1}	最高使用 温 度 ^{*1} (℃)	構 成	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫 通 部 番 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主要寸法 (mm)			材料	貫 通 部 番 号			
					外径	厚さ ^{*17}	長さ ^{*1}								外径	厚さ	長さ					
 貫通部	3	310 (kPa)	171	スリーブ ^{*2}					X-7 ^{*2}	変更なし	変更なし 620 ^{*5} (kPa)	変更なし 200 ^{*5}	変更なし									
		0.70 (MPa)	104.5	スリーブ ^{*2}					X-49 ^{*2} X-63 ^{*2}		変更なし											
 貫通部	3	0.86 (MPa)	171	スリーブ ^{*2}					X-5 ^{*2}	変更なし	変更なし	変更なし 200 ^{*5}	変更なし				変更 なし					
			104.5	スリーブ ^{*2}					X-33 ^{*2}								X-33 ^{*19}					
			171	スリーブ ^{*2}					X-46 ^{*2}								変更 なし					
 貫通部	4	3.45 (MPa)	104.5	スリーブ ^{*2}					X-25A ^{*2} X-25B ^{*2}	変更なし	変更なし	変更なし 200 ^{*5}	変更なし				X-25A ^{*20} X-25B ^{*20}					
		8.62 (MPa)	302	スリーブ					X-200A X-200B			変更なし					変更 なし					
 貫通部	7	0.52 (MPa)	105	スリーブ ^{*2}					X-23 ^{*2} X-24 ^{*2}	変更なし		変更なし 620 ^{*5} (kPa)	変更なし 200 ^{*5}	変更なし				変更 なし				
		310 (kPa)	104.5	スリーブ ^{*2}					X-78 ^{*2}				変更なし 200 ^{*5}									
				スリーブ					X-201A X-201B X-202A X-202B													
				端板 ^{*1}																		
 貫通部	2	0.69 (MPa)	104.5	スリーブ ^{*2}					X-77 ^{*2}	変更なし		変更なし	変更なし				X-77 ^{*22}					
		310 (kPa)	171	スリーブ					X-203			変更なし 620 ^{*5} (kPa)					変更 なし					

(続き)

変 更 前									変 更 後										
種 類*1	*1 個 数	最高使用 圧 力*1	最高使用 温 度*1 (℃)	構 成	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫通部 番 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫通部 番 号
					外径	厚さ	長さ*1								外径	厚さ	長さ		
貫通部	1	310*4 (kPa)	171	スリーブ*2 端板*1					X-81*2	変更なし		変更なし 620*5 (kPa)	変更なし 200*5	変更なし					

- 注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。
- *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-1 図 ドライウエルおよびサプレッションチェンバ貫通部配置図」による。
- *3：公称値を示す。
- *4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届け出た工事計画の添付書類「第 9-5 図 サプレッションチェンバ貫通部詳細図」による。
- *5：重大事故等時における使用時の値を示す。
- *6：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（高压代替注水系）及び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（高压炉心スプレイ系及び高压代替注水系）と兼用。
- *7：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（低压炉心スプレイ系）と兼用。
- *8：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（格納容器スプレイ冷却系，サプレッション・プール冷却系及び代替循環冷却系），原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び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（低压注水系及び代替循環冷却系）と兼用。
- *9：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（低压注水系）と兼用。
- *10：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-2 図 ドライウエル貫通部詳細図(1)」による。
- *11：圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）及び原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系）と兼用。
- *12：圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器調気設備（窒素ガス代替注入系）と兼用。
- *13：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（格納容器スプレイ冷却系，代替格納容器スプレイ冷却系及び代替循環冷却系）及び原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。
- *14：端板を含むスリーブ長さを示す。
- *15：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（サプレッション・プール冷却系及び代替循環冷却系）及び原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。
- *16：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（原子炉隔離時冷却系及び高压代替注水系）及び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（原子炉隔離時冷却系及び高压代替注水系）と兼用。
- *17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「内厚」と記載。
- *18：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-20 図 ドライウエル貫通部詳細図(7/9)」による。
- *19：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（原子炉隔離時冷却系）及び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（原子炉隔離時冷却系）と兼用。
- *20：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（格納容器スプレイ冷却系）及び原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）と兼用。
- *21：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届け出た工事計画の添付書類「第 9-6 図 サプレッションチェンバ貫通部詳細図(2)」による。
- *22：圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）と兼用。
- *23：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届け出た工事計画の添付書類「第 9-4 図 ドライウエル貫通部詳細図(2)」による。
- *24：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 49 年 7 月 22 日付け 49 公第 14001 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-5 図 ドライウエル貫通部詳細図(3)」による。
- *25：フランジを含むスリーブ長さを示す。

(c) 二重管型

変 更 前										変 更 後											
種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫 通 部 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主要寸法 (mm)			材料	貫 通 部 号		
					外径	厚さ*1	長さ*2								外径	厚さ	長さ				
 貫通部	1	310*3 (kPa)	171	スリーブ					X-56	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし				X-56*7				
		0.86*3 (kPa)		端板							変更なし										
		310*3 (kPa)		管							変更なし 620*6 (kPa)										
		0.86*3 (kPa)		管							変更なし										
				管																	
				管																	
 貫通部*2	2*2	310*2 (kPa)	104.5*2	スリーブ*8					X-52A*8	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし								
			171*2	端板*2																	
				管*2																	
			104.5*2	管*2																	
				管*2																	
				管*2																	
		310*2 (kPa)	104.5*2	スリーブ*8					X-52B*8	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6									
			171*2	端板*2																	
				管*2																	

(続き)

変 更 前										変 更 後									
種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成*10	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫 通 部 番 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫 通 部 番 号
					外径	厚さ	長さ*2								外径	厚さ	長さ		
 貫通部*2 (続き)		310*2 (kPa)	104.5*2	管*2 管*2 管*2					X-52B*8 (続き)	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし						
 貫通部*2	4*2	310*2 (kPa)	171*2	スリーブ*8					X-57*8	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし				X-57*12		
				端板*2															
				管*2															
		1.38*2 (MPa)		管*2															
				管*2															
				管*2															
		310*2 (kPa)	171*2	スリーブ*8					X-58	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし						
		310*14 (kPa)	171	端板*15															
		1.38*2 (MPa)	171*2	管*2															
		310*2 (kPa)	104.5*2	スリーブ*8					X-60*8 X-62*8	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし						
				端板*2															
			202*2	管*2								変更なし							

(続き)

変 更 前										変 更 後									
種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成 ^{*16}	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫通部 番 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫 通 部 番 号
					外径	厚さ ^{*17}	長さ ^{*2}								外径	厚さ	長さ		
 貫通部	1	310 ^{*3} (kPa)	171	スリーブ					X-107B	変更なし	変更なし 620 ^{*6} (kPa)	変更なし 200 ^{*6}	変更なし						
	0.86 ^{*3} (kPa)	端板		変更なし															
		管																	
 貫通部 ^{*2}	3 ^{*2}	310 ^{*2} (kPa)	171 ^{*2}	スリーブ ^{*8}					X-13	変更なし	変更なし 620 ^{*6} (kPa)	変更なし 200 ^{*6}	変更なし				X-13 ^{*19}		
		310 ^{*14} (kPa)	302 ^{*18}	端板 ^{*15}							変更なし								
		9.66 ^{*2} (MPa)	302 ^{*2}	管 ^{*2}							変更なし								
		310 ^{*2} (kPa)	171 ^{*2}	スリーブ ^{*8}					X-55 ^{*8}	変更なし	変更なし 620 ^{*6} (kPa)	変更なし 200 ^{*6}	変更なし				X-55 ^{*20}		
				端板 ^{*2}							変更なし 2.28 ^{*6} (MPa)								
		1.38 ^{*2} (MPa)		管 ^{*2}							変更なし 620 ^{*6} (kPa)								
		0.35 ^{*2} (MPa)		管 ^{*2}															
		310 ^{*2} (kPa)	171 ^{*2}	スリーブ ^{*8}					X-76	変更なし	変更なし 620 ^{*6} (kPa)	変更なし 200 ^{*6}	変更なし						
		310 ^{*14} (kPa)	171	端板 ^{*15}															
		310 ^{*2} (kPa)	171 ^{*2}	管 ^{*2}															

(続き)

変 更 前									変 更 後										
種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構 成*21	主 要 寸 法 (mm)			材 料	貫通部 番 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力	最高使用 温 度 (℃)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫 通 部 番 号
					外径	厚さ*22	長さ*2								外径	厚さ	長さ		
 貫通部*23 (続き)	1	310*3 (kPa)	171	スリーブ					X-29D	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし						
		10.7*3 (MPa)	302	端板							変更なし								
				管															
 貫通部*2	1*2	310*2 (kPa)	171*2	スリーブ*8					X-43*8	変更なし	変更なし 620*6 (kPa)	変更なし 200*6	変更なし						
		310*14 (kPa)	171	端板*15															
		310*2 (kPa)	171*2	管*2															

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「呼び厚さ」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*3：S I 単位に換算したもの。

*4：公称値を示す。

*5：端板を含むスリーブ長さを示す。

*6：重大事故等時における使用時の値を示す。

*7：外径 89.1 mm の管については，圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器調気設備（窒素ガス代替注入系）と兼用。

*8：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-1 図 ドライウェルおよびサプレッションチェンバ貫通部配置図」による。

*9：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届け出た工事計画の添付書類「第 9-5 図 サプレッションチェンバ貫通部詳細図」による。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「用途」と記載。

*11：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-2 図 ドライウェル貫通部詳細図（1）」による。

*12：外径 114.3 mm の管については，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（格納容器下部注水系）と兼用。外径 60.5 mm の管については，計測制御系統施設のうち制御用空気設備（非常用窒素供給系）と兼用。外径 89.1 mm の管については，計測制御系統施設のうち制御用空気設備（非常用逃がし安全弁駆動系）と兼用。

*13：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-3 図 配管貫通部構造図（その 3）」による。

*14：記載の適正化を行う。既工事計画書には原子炉格納容器の設計圧力（内圧）である「2.85 kg/cm²g」と記載。記載内容は，設計図書による。

*15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「フルードヘッド」と記載。

*16：記載の適正化を行う。既工事計画書の X-13B 及び X-76 については「用途」と記載。

*17：記載の適正化を行う。既工事計画書の X-107B については「呼び厚さ」と記載。

*18：記載の適正化を行う。既工事計画書には原子炉格納容器の設計温度である「171」と記載。記載内容は，設計図書による。

- *19：管については，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（ほう酸水注入系），計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）及び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（ほう酸水注入系）と兼用。
- *20：外径 60.5 mm の管については，計測制御系統施設のうち制御用空気設備（非常用窒素供給系）と兼用。
- *21：記載の適正化を行う。既工事計画書の X-43 については「用途」と記載。
- *22：記載の適正化を行う。既工事計画書の X-29D については「呼び厚さ」と記載。
- *23：記載の適正化を行う。既工事計画書には「貫通部」と記載。

(d) 計装用

変 更 前									変 更 後										
種 類 * 1	*1 個 数	最高使用 圧 力 (kPa) *2	最高使用 温 度 (℃) *2	構 成	主 要 寸 法 (mm)			材 料*2	貫 通 部 番 号 * 7	種 類	個 数	最高使用 圧 力 (kPa)	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主要寸法 (mm)			材 料	貫 通 部 番 号
					*3, *4 外径	厚さ*5	*2, *4 長さ								外径	厚さ	長さ		
 貫通部	1	310	104.5	スリーブ*1					X-67*1	変更なし		変更なし 620*8	変更なし 200*8		変更なし				
				端板*2															
 貫通部	28	310	171	スリーブ*1					X-29A*1	変更なし		変更なし 620*8	変更なし 200*8		変更なし				
				端板*2					X-29B*1										
				スリーブ*1					X-29C*1										
									X-30*1										
									X-38*1										
									X-39*1										
				端板*2					X-44A*1										
									X-44C*1										
									X-44D*1										
									X-54C*1										
				スリーブ*1					X-54D*1										
									X-66B*1										
X-40*1																			
X-41A*1																			
端板*2	X-41B*1																		
	X-42*1																		
	X-44B*1																		
	X-54A*1																		
スリーブ	X-54B*1																		
	X-66A*1																		
	X-87																		
	X-88																		
端板*2	X-89																		
	X-90																		

(続き)

変 更 前									変 更 後												
種 類	個 数	最高使用 圧 力 (kPa) *2	最高使用 温 度 (℃) *2	構 成	主 要 寸 法 (mm)			材 料*2	貫 通 部 番 号 * 1	種 類	個 数	最高使用 圧 力 (kPa)	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主要寸法 (mm)			材 料	貫 通 部 番 号		
					外径*4	厚さ	*2, *4 長さ								外径	厚さ	長さ				
 貫通部 (続き)		310	171	スリーブ*1					X-69A	変更なし		変更なし 620*8	変更なし 200*8								
				端板*2					X-69B				変更なし 200*8								
			104.5	スリーブ*1					X-71A				変更なし 200*8								
				端板*2					X-71B				変更なし 200*8								
 貫通部*2	14	310	171	スリーブ*1					X-37A	変更なし		変更なし 620*8	変更なし 200*8								
			104.5	スリーブ*1					X-37B												
				スリーブ*1					X-64A												
				端板*2					X-64B												
				スリーブ*1					X-64C												
				端板*2					X-64D												
				スリーブ*1					X-70												
			171	スリーブ*1					X-65				変更なし 200*8								
				スリーブ*1					X-68												
				スリーブ*1					X-82												
			171	スリーブ*1	X-83																
				スリーブ*1	X-73	変更なし 200*8															
				スリーブ*1	X-74																
			スリーブ*1	X-75																	

(続き)

変 更 前									変 更 後										
種 類* ¹	個 数	最高使用 圧 力 (kPa) * ²	最高使用 温 度 (℃) * ²	構 成	主 要 寸 法 (mm)			材 料* ²	貫 通 部 番 号 * ⁷	種 類	個 数	最高使用 圧 力 (kPa)	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主要寸法 (mm)			材 料	貫 通 部 番 号
					* ³ , * ⁴ 外径	厚さ* ⁵	* ² , * ⁴ 長さ								外径	厚さ	長さ		
 貫通部* ¹	6* ¹	310	171	スリーブ* ¹					X-27A* ¹ X-27B* ¹ X-27C* ¹ X-27D* ¹ X-27E* ¹ X-27F* ¹	変更なし	変更なし 620* ⁸	変更なし 200* ⁸	変更なし						
 貫通部* ²	* ² 392	310	171	スリーブ* ²					X-9A* ² X-9B* ² X-9C* ² X-9D* ² X-10A* ² X-10B* ² X-10C* ² X-10D* ²	変更なし	変更なし 620* ⁸	変更なし 200* ⁸	変更なし						
 貫通部* ¹	10* ¹	310	171	スリーブ					X-84A X-84B X-84C X-84D X-85A X-85B X-86A X-86B X-86C X-86D	変更なし	変更なし 620* ⁸	変更なし 200* ⁸	変更なし						

- 注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画の添付書類「第 2-1 図 ドライウェル及びサプレッションチェンバ貫通部配置図による」
- *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。
- *3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「呼び径」と記載。
- *4：公称値を示す。
- *5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「内厚 mm」と記載。
- *6：端板を含むスリーブ長さを示す。
- *7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ペネトレーション番号」と記載。
- *8：重大事故等時における使用時の値を示す。
- *9：フランジを含むスリーブ長さを示す。

b. 電気配線貫通部

変 更 前										変 更 後												
種 類	個 数	最高使用 圧 力 (kPa) *1	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主 要 寸 法 (mm) *2			材 料	貫通部 番 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力 (kPa)	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主要寸法 (mm)			材 料	貫 通 部 番 号			
					外径	厚さ	長さ								外径	厚さ	長さ					
貫通部*3	4	310*4	171*4	スリーブ*5					X-101A	変更なし	変更なし 620*8	変更なし 200*8	変更なし					変更なし				
				アダプタ*9									変更なし									
				ヘッダ*11									変更なし									
				パイプ (ハウジング) *12									変更 なし	—								
				スリーブ*5									X-101B X-101C	変更なし 620*8	変更なし 200*8	変更なし					変更なし	
				アダプタ*9												変更なし						
				ヘッダ*11												変更なし						
				パイプ (ハウジング) *12												変更 なし	—					
		310*13	171	スリーブ					X-101D	変更なし 620*8	変更なし 200*8	変更なし					変更なし					
				アダプタ								変更なし		—								
				ヘッダ								変更なし		—	変更 なし							
				パイプ (ハウジング)								変更 なし	—	—	—	変更 なし						

(続き)

変 更 前										変 更 後									
種 類	個 数	最高使用 圧 力 (kPa) *1	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主 要 寸 法 (mm) *2			材 料	貫通部 番 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力 (kPa)	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主要寸法 (mm)			材 料	貫 通 部 番 号
					外径	厚さ	長さ								外径	厚さ	長さ		
貫通部*3	10	310*4	171*4	スリーブ*5					X-100A X-100C X-103	変更なし	変更なし 620*8	変更なし 200*8	変更なし						
				アダプタ*9															
				ヘッダ*11															
				モジュール (ボディ) *12	—	—	—	SUS 304 TP 相当	X-100B X-100D	変更なし	変更なし 620*8	変更なし 200*8							
				スリーブ*5															
				アダプタ*9															
				ヘッダ*11															
				モジュール (ボディ) *12	—	—	—	SUS 304 TP 相当	X-102A X-102B X-104A X-104C X-105A	変更なし	変更なし 620*8	変更なし 200*8							
				スリーブ*5															
				アダプタ*9															
				ヘッダ*11															
				モジュール (ボディ) *12	—	—	—	SUS 304 TP 相当											

(続き)

変 更 前									変 更 後										
種 類	個 数	最高使用 圧 力 (kPa) *1	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主 要 寸 法 (mm) *2			材 料	貫通部 番 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力 (kPa)	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主要寸法 (mm)			材 料	貫 通 部 番 号
					外径	厚さ	長さ								外径	厚さ	長さ		
貫通部*3	7	310*4	171*4	スリーブ*5					X-104B X-104D X-105B X-105D	変更なし	変更なし 620*8	変更なし 200*8	変更なし						
				アダプタ*9															
				ヘッダ*11															
				モジュール (ボディ) *12															
				スリーブ*5					X-105C	変更なし	変更なし 620*8	変更なし 200*8							
				アダプタ*9															
				ヘッダ*11															
				モジュール (ボディ) *12															
				スリーブ*5					X-106A	変更なし	変更なし 620*8	変更なし 200*8							
				端板*4															
				スリーブ*5															
				アダプタ*9															
				ヘッダ*11					X-106B	変更なし	変更なし 620*8	変更なし 200*8							
				モジュール (ボディ) *12															
—	—	—	SUS 304 TP 相当																

(続き)

変 更 前										変 更 後									
種 類	個 数	最高使用 圧 力 (kPa) *1	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主 要 寸 法 (mm) *2			材 料	貫通部 番 号	種 類	個 数	最高使用 圧 力 (kPa)	最高使用 温 度 (℃)	構 成	主要寸法 (mm)			材 料	貫 通 部 番 号
					外径	厚さ	長さ								外径	厚さ	長さ		
 貫通部*3	2	310*4	171*4	スリーブ*5					X-107A	変更なし	変更なし 620*8	変更なし 200*8	変更なし						
				アダプタ*9															
				ヘッダ*11															
				モジュール (ボディ) *12	—	—	—	SUS 304 TP 相当 											
			104.5*4	スリーブ*5					X-230	変更なし	変更なし 620*8	変更なし 200*8							
				アダプタ*9															
				ヘッダ*11															
				モジュール (ボディ) *12	—	—	—	SUS 304 TP 相当 											

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「kg／cm²」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ペネトレーションノズル 18B×SCH. 80 12B×SCH. 80」と記載。記載内容は，設計図書による。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「貫通部」と記載。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ペネトレーションノズル」と記載。

*6：公称値を示す。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SA333 Gr6」と記載。

*8：重大事故等時における使用時の値を示す。

*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ヘッダーリング」と記載。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SFV-1 相当 (ASME SA105)」と記載。

*11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ヘッダープレート」と記載。

*12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「モジュール」と記載。

*13：S I 単位に換算したもの。

2 原子炉建屋に係る次の事項

(1) 原子炉建屋原子炉棟の名称, 種類, 設計気密度, 主要寸法, 材料及び個数

					変 更 前		変更後		
名 称					原子炉建屋原子炉棟*1				
種 類			—		鉄筋コンクリート造（屋根は鉄骨構造）				
設 計 気 密 度			vol%/d						
主 要 寸 法	た て × 横		mm						
	高 さ		mm						
	壁 厚	東 壁		mm					
		西 壁		mm					
		南 壁		mm					
		北 壁		mm					
材 料			—		鉄筋コンクリート及び鋼材*5				
個 数			—		1*4				

注記 *1: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉建屋[原子炉棟 (2次格納施設), 附属棟]」と記載。

*2: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「水柱 6.4 mm の負圧で漏洩率 100 %/日」と記載。

*3: 公称値を示す。

*4: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

*5: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「鋼材: J I S G 3101一般構造用圧延鋼材, J I S G 3106溶接構造用圧延鋼材, 鉄筋: J I S G 3112鉄筋コンクリート用棒鋼, セメント: J I S R 5210普通ポルトランドセメントおよび中庸熱セメント, J I S R 5213フライアッシュセメント, 骨材: 天然砂および川砂利」と記載。

(2) 機器搬出入口の名称，主要寸法及び個数

			変 更 前	変更後
名 称			原子炉建屋大物搬入口 ^{*1}	変更なし
主 要 寸 法	た て × 横	mm		
個	数	—	1 ^{*1}	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。
*2：公称値を示す。

(3) エアロックの名称，主要寸法及び個数

			変 更 前	変更後
名 称			原子炉建屋エアロック ^{*1}	変更なし
主 要 寸 法	た て × 横	mm		
個	数	—	2 ^{*1}	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

(4) 原子炉建屋基礎スラブの名称、種類、主要寸法及び材料

			変 更 前	変更後
名 称			原子炉建屋基礎盤	変更なし
種 類	—		鉄筋コンクリート基礎盤	
主 要 寸 法	た て × 横	mm		
	高 さ*2	mm		
	底 面 の 標 高*3	m	EL. -9.00	
材 料	—		鉄筋コンクリート*4	

注記 *1：公称値を示す。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「厚さ」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「基礎盤底面の高さ」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鉄筋：J I S G 3112筋コンクリート用棒鋼，セメント：J I S R 5213フライアッシュセメント，骨材：天然砂および川砂利」と記載。

3 圧力低減設備その他の安全設備に係る次の事項

(1) 真空破壊装置の名称、種類、主要寸法、材料、駆動方法、個数及び取付箇所

			変 更 前											変更後
名 称			真空破壊弁*1											変更 なし
種 類		—	逆止め弁*2											
主 要 寸 法	呼び径*3	mm												
	厚 さ	mm												
材 料		—	SGV49 相当*5											
駆 動 方 法		—	—											
個 数		—	11											
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	2-26V-40 不活性 ガス系*5	2-26V-41 不活性 ガス系*5	2-26V-42 不活性 ガス系*5	2-26V-43 不活性 ガス系*5	2-26V-44 不活性 ガス系*5	2-26V-45 不活性 ガス系*5	2-26V-46 不活性 ガス系*5	2-26V-47 不活性 ガス系*5	2-26V-48 不活性 ガス系*5	2-26V-49 不活性 ガス系*5	2-26V-56 不活性 ガス系*5	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 EL. 5.3 m*5											
	溢水防護上の 区画番号	—												
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—	—											

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「真空破壊装置」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「スイング式」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「口径」と記載。

*4：公称値を示す。

＊5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

＊6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 48 年 10 月 22 日付け 48 公第 8316 号にて認可された工事計画の添付書類「第 3-5 図 真空破壊装置構造図」による。

(2) ダイヤフラムフロアの名称, 種類, 設計差圧, 主要寸法及び材料

			変 更 前	変更後
名 称			ダイヤフラムフロア	変更なし
種 類	—		鉄筋コンクリート造スラブ*1	
設 計 差 圧	kPa		172.6*2	
主 要 寸 法	外 径*3	mm	24800*4	
	内 径*4	mm	9106*4	
	ス ラ ブ 厚 さ	mm	約 380 (強度部材) 約 530~610 (断熱材を含む)	
材 料	—		鉄筋コンクリート*6	

注記 *1: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「鉄骨鉄筋コンクリート造スラブ」と記載。

*2: S I 単位に換算したもの。

*3: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「直径」と記載。

*4: 公称値を示す。

*5: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*6: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「鉄骨: J I S G 3 1 0 1 一般構造用圧延鋼材, JIS-G-3106 溶接構造用圧延鋼材, 鉄筋: J I S G 3 1 1 2 鉄筋コンクリート用棒鋼, セメント: J I S R 5 2 1 0 ポートランドセメント, 骨材: 天然砂および川砂利」と記載。

(4) ベント管の名称, 種類, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料及び個数

			変 更 前		変更後		
名 称			ベント管		変更なし		
種 類		—	管形*1				
最 高 使 用 圧 力	内 圧		kPa	173*2			
	外 圧		kPa	14*2			
最 高 使 用 温 度			℃	171		200*3	
主 要 寸 法	垂 直 管	内 径	mm	[]		変更なし	
		厚 さ*5	mm	[] (6.5*4)			
		高 さ	mm	14288*4, *6			
材 料		—	SGV49 相当*6		[]		
個 数		—	108				

注記 *1: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「ジェットディフレクター付直管」と記載。

*2: S I 単位に換算したもの。

*3: 重大事故等時における使用時の値を示す。

*4: 公称値を示す。

*5: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「板厚」と記載。

*6: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

- (6) 原子炉格納容器安全設備に係る次の事項
- (6.1) 格納容器スプレイヘッダ
- ヌ 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）
- ・常設

変 更 前						変 更 後								
名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm) *1	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm) *1	厚 さ (mm)	材 料	
原 子 炉 格 納 容 器 ス プ レ イ 管	格納容器スプレイヘッダ A（ドライウエル側） *2	3.45*3	76.7					格納容器スプレイヘッダ A（ドライウエル側） *4	変更なし	変更なし 148*5	変更なし			
	格納容器スプレイヘッダ B（ドライウエル側） *2	3.45*3	76.7						格納容器スプレイヘッダ B（ドライウエル側） *4	変更なし	変更なし 148*5	変更なし		
	格納容器スプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）	3.45*3	76.7							格納容器スプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側） *7	変更なし	変更なし 148*5	変更なし	

- 注記
- ＊1：公称値を示す。

＊2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「格納容器スプレイヘッダ（ドライウエル側）」と記載。

＊3：S I 単位に換算したもの。

＊4：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び圧力低減設備その他の安全設備（格納容器スプレイ冷却系，代替格納容器スプレイ冷却系，代替循環冷却系）と兼用。

＊5：重大事故等時における使用時の値を示す。

＊6：既工事計画書には記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

＊7：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）及び圧力低減設備その他の安全設備（格納容器スプレイ冷却系）と兼用。

(6.2) 格納容器スプレイ冷却系

- ロ 熱交換器の名称，種類，容量，最高使用圧力（管側及び胴側の別に記載すること。），最高使用温度（管側及び胴側の別に記載すること。），伝熱面積，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，圧力低減設備その他の安全設備（格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

残留熱除去系熱交換器

ハ ポンプの名称, 種類, 容量, 揚程又は吐出圧力, 最高使用圧力, 最高使用温度、主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所並びに原動機の種類, 出力, 個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）であり、圧力低減設備その他の安全設備（格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

残留熱除去系ポンプ A, B

ろ過装置の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び
取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，圧力
低減設備その他の安全設備（格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

残留熱除去系ストレーナ A, B

チ 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，圧力低減設備その他の安全設備（格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・ 常設

E12-F025A, B

E12-F088A, B

ヌ 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）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（格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

残留熱除去系ストレーナ A からサブプレッション・チェンバ
残留熱除去系ストレーナ B からサブプレッション・チェンバ
サブプレッション・チェンバから弁 E12-F004A
サブプレッション・チェンバから弁 E12-F004B
弁 E12-F004A から残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点
弁 E12-F004B から残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点
残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点から残留熱除去系ポンプ A
残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点から残留熱除去系ポンプ B
残留熱除去系ポンプ A から残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点
残留熱除去系ポンプ B から残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点
残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 A
残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 B
残留熱除去系熱交換器 A から A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点
残留熱除去系熱交換器 B から B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点
A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点
B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点
残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点から A 系統代替循環冷却ポンプ吐出管合流点
残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点から B 系統代替循環冷却ポンプ吐出管合流点
A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点から A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点
A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点から A 系統テスト配管分岐点
B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流部から B 系統テスト配管分岐点
A 系統テスト配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点
B 系統テスト配管分岐点から B 系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点
低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点から A 系統原子炉注水管分岐点
B 系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点
A 系統原子炉注水管分岐点から格納容器スプレイヘッダ A（ドライウェル側）
低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点から格納容器スプレイヘッダ B（ドライウェル側）
A 系統テスト配管分岐点から A 系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点
A 系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から格納容器スプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）

B 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）

以下の設備は、既存の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（格納容器スプレイヘッド）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（格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

- 格納容器スプレイヘッド A（ドライウエル側）

- 格納容器スプレイヘッド B（ドライウエル側）

- 格納容器スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、圧力低減設備その他の安全設備（格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-35

原子炉格納容器配管貫通部 X-32

原子炉格納容器配管貫通部 X-11A

原子炉格納容器配管貫通部 X-11B

原子炉格納容器配管貫通部 X-25A

原子炉格納容器配管貫通部 X-25B

(6.3) サプレッション・プール冷却系

ロ 熱交換器の名称，種類，容量，最高使用圧力（管側及び胴側の別に記載すること。），最高使用温度（管側及び胴側の別に記載すること。），伝熱面積，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，圧力低減設備その他の安全設備（サプレッション・プール冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

残留熱除去系熱交換器

ハ ポンプの名称, 種類, 容量, 揚程又は吐出圧力, 最高使用圧力, 最高使用温度、主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所並びに原動機の種類, 出力, 個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）であり、圧力低減設備その他の安全設備（サプレッション・プール冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

残留熱除去系ポンプ A, B

ろ過装置の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び
取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，圧力
低減設備その他の安全設備（サブプレッション・プール冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

残留熱除去系ストレーナ A, B

チ 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，圧力低減設備その他の安全設備（サブプレッション・プール冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

E12-F088A, B

ヌ 主配管（スプレーヘッダを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，圧力低減設備その他の安全設備（サブプレッション・プール冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

残留熱除去系ストレーナ A からサブプレッション・チェンバ
残留熱除去系ストレーナ B からサブプレッション・チェンバ
サブプレッション・チェンバから弁 E12-F004A
サブプレッション・チェンバから弁 E12-F004B
弁 E12-F004A から残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点
弁 E12-F004B から残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点
残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点から残留熱除去ポンプ A
残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点から残留熱除去ポンプ B
残留熱除去ポンプ A から残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点
残留熱除去ポンプ B から残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点
残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 A
残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 B
残留熱除去系熱交換器 A から A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点
残留熱除去系熱交換器 B から B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点
A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点
B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点
残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点から A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点
残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点から B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点
A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点から A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点
A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点から A 系統テスト配管分岐点
B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点から B 系統テスト配管分岐点
A 系統テスト配管分岐点から A 系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点
B 系統テスト配管分岐点から B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点
A 系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から A 系統代替循環冷却系テスト配管合流点
B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点
B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点から B 系統低圧注水系配管分岐点
B 系統低圧注水系配管分岐点から B 系統代替循環冷却系テスト配管合流点
A 系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサブプレッション・チェンバ
B 系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサブプレッション・チェンバ

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、圧力低減設備その他の安全設備（サプレッション・プール冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-35

原子炉格納容器配管貫通部 X-32

原子炉格納容器配管貫通部 X-48

原子炉格納容器配管貫通部 X-47

(6.4) 代替格納容器スプレイ冷却系

ハ ポンプの名称, 種類, 容量, 揚程又は吐出圧力, 最高使用圧力, 最高使用温度、主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所並びに原動機の種類, 出力, 個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は, 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）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（代替格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

常設低圧代替注水系ポンプ

・可搬型

可搬型代替注水大型ポンプ

可搬型代替注水中型ポンプ

へ 貯蔵槽の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

以下の設備は，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）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（代替格納容器スプレィ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

代替淡水貯槽

西側淡水貯水設備

ヌ 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
—						代 替 格 納 容 器 ス プ レ イ 冷 却 系	代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点から低压代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点	3. 14*2	66*2	216. 3*3	8. 2*3	STPT410*3
							代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点	3. 45*2	174*2	216. 3*3	8. 2*3	STPT410*3
							代替格納容器スプレイ冷却系配管 A 系分岐点から低压代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点	1. 40*2	66*2	216. 3*3	8. 2*3	STPT410*3
							代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点	3. 45*2	174*2	216. 3*3	8. 2*3	STPT410*3

注記 *1：公称値を示す。
*2：重大事故等時における使用時の値を示す。
*3：エルボにあっては，管と同等以上の厚さのものを選定。

以下の設備は、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）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（代替格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

代替淡水貯槽から常設低圧代替注水系ポンプ

常設低圧代替注水系ポンプから低圧代替注水系配管合流点

低圧代替注水系配管合流点から代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点

原子炉建屋東側接続口から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点

原子炉建屋西側接続口から高所接続口合流点

高所西側接続口及び高所東側接続口から高所接続口合流点

高所接続口合流点から低圧代替注水系配管合流点

以下の設備は、圧力低減設備その他安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイヘッド）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（代替格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

格納容器スプレイヘッド A（ドライウエル側）

格納容器スプレイヘッド B（ドライウエル側）

以下の設備は，新設の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（代替燃料プール注水系）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（代替格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点から代替格納容器スプレイ冷却系配管 A 系分岐点

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）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（代替格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点から A 系統原子炉注水管分岐点

A 系統原子炉注水管分岐点から格納容器スプレイヘッド A（ドライウエル側）

低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点から格納容器スプレイヘッド B（ドライウエル側）

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、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（代替格納容器スプレイ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-11A

原子炉格納容器配管貫通部 X-11B

以下の設備は、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）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（代替格納容器スプレィ冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・可搬型

- 取水用 5m ホース

- 送水用 5m, 10m, 50m ホース

(6.5) 代替循環冷却系

- ロ 熱交換器の名称、種類、容量、最高使用圧力（管側及び胴側の別に記載すること。）、最高使用温度（管側及び胴側の別に記載すること。）、伝熱面積、主要寸法、材料、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）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（代替循環冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

残留熱除去系熱交換器 A, B

ハ ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、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（代替循環冷却系）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（代替循環冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

代替循環冷却系ポンプ

ト ろ過装置の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び
取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）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（代替循環冷却系）として本工事計画で兼用
とする。

- ・ 常設

残留熱除去系ストレーナ A, B

チ 安全弁及び逃がし弁の名称、種類、吹出圧力、吹出量、主要寸法、材料、駆動方法、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）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（代替循環冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

E12-F025A, B

E12-F088A, B

ヌ 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し、可搬型の場合は、個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）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（代替循環冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

残留熱除去系ストレーナ A からサブプレッション・チェンバ
 残留熱除去系ストレーナ B からサブプレッション・チェンバ
 サブプレッション・チェンバから弁 E12-F004A
 サブプレッション・チェンバから弁 E12-F004B
 弁 E12-F004A から残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点
 弁 E12-F004B から残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点
 残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点から残留熱除去系ポンプ A
 残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点から残留熱除去系ポンプ B
 残留熱除去ポンプ A から残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点
 残留熱除去ポンプ B から残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点
 残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 A
 残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器 B
 残留熱除去系熱交換器 A から A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点
 残留熱除去系熱交換器 B から B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点
 A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点から A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点
 A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点から A 系統テスト配管分岐点
 A 系統テスト配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点
 低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点から A 系統原子炉注水管分岐点
 A 系統原子炉注水管分岐点から格納容器スプレイヘッダ A（ドライウェル側）
 B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点から B 系統テスト配管分岐点
 B 系統テスト配管分岐点から B 系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点
 B 系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点
 低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点から格納容器スプレイヘッダ B（ドライウェル側）
 A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から弁 E12-F042A
 弁 E12-F042A から弁 E12-F041A
 弁 E12-F041A から原子炉压力容器
 B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点
 B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点から B 系統低圧注水系配管分岐点
 B 系統低圧注水系配管分岐点から弁 E12-F042B
 弁 E12-F042B から弁 E12-F041B

弁 E12-F041B から原子炉圧力容器

A 系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサブプレッション・チェンバ

B 系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサブプレッション・チェンバ

以下の設備は、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（代替循環冷却系）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（代替循環冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から代替循環冷却系ポンプ A

B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から代替循環冷却系ポンプ B

代替循環冷却系ポンプ A から代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管 A 系分岐点

代替循環冷却系ポンプ B から代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管 B 系分岐点

代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管 A 系分岐点から代替循環冷却系テスト配管 A 系分岐点

代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管 B 系分岐点から代替循環冷却系テスト配管 B 系分岐点

代替循環冷却系テスト配管 A 系分岐点から A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点

代替循環冷却系テスト配管 B 系分岐点から B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点

以下の設備は、既存の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（格納容器スプレイヘッド）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（代替循環冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

格納容器スプレイヘッド A（ドライウエル側）

格納容器スプレイヘッド B（ドライウエル側）

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、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(代替循環冷却系)として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-35

原子炉格納容器配管貫通部 X-32

原子炉格納容器配管貫通部 X-47

原子炉格納容器配管貫通部 X-48

原子炉格納容器配管貫通部 X-12A

原子炉格納容器配管貫通部 X-12B

原子炉格納容器配管貫通部 X-11A

原子炉格納容器配管貫通部 X-11B

(6.6) 格納容器下部注水系

ハ ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所(常設及び可搬型の別に記載すること。)

以下の設備は，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）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（格納容器下部注水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

常設低圧代替注水系ポンプ

- ・ 可搬型

可搬型代替注水大型ポンプ

可搬型代替注水中型ポンプ

へ 貯蔵槽の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

以下の設備は，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）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（格納容器下部注水系）として本工事計画で兼用とする。

代替淡水貯槽

西側淡水貯水設備

ヌ 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径 ^{*1} (mm)	厚 さ ^{*1} (mm)	材 料
—						格 納 容 器 下 部 注 水 系	格納容器下部注水系配管分岐点から格納容器下部注水系配管合流点	3. 14 ^{*2}	66 ^{*2}	165. 2 ^{*3}	7. 1 ^{*3}	STPT410 ^{*3}
										165. 2 ／－ ／114. 3	7. 1 ／－ ／6. 0	STPT410
										114. 3 ^{*3}	6. 0 ^{*3}	STPT410 ^{*3}
										114. 3 ／－ ／114. 3	6. 0 ／－ ／6. 0	STPT410
										114. 3 ／114. 3 ／114. 3	6. 0 ／6. 0 ／6. 0	STPT410
							格納容器下部注水系配管合流点から原子炉格納容器貫通部 X-57	3. 14 ^{*2} 0. 62 ^{*2}	66 ^{*2} 200 ^{*2}	114. 3 ^{*3}	6. 0 ^{*3}	STPT410 ^{*3}
										114. 3 ^{*3}	6. 0 ^{*3}	STPT410 ^{*3}
										114. 3 ^{*4}	6. 0 ^{*4}	STPT410 ^{*4}
							原子炉格納容器貫通部 X-57 から格納容器下部注水口	0. 62 ^{*2}	200 ^{*2}	114. 3 ^{*3, *4}	6. 0 ^{*3, *4}	STPT410 ^{*3, *4}
										114. 3	6. 0	STPT410
						代替燃料プール注水系及び格納容器下部注水系配管分岐点から格納容器下部注水系配管合流点	1. 40 ^{*2}	66 ^{*2}	216. 3	8. 2	STPT410	
									216. 3 ／114. 3	8. 2 ／6. 0	STPT410	
									114. 3 ^{*3}	6. 0 ^{*3}	STPT410 ^{*3}	
							3. 14 ^{*2}	66 ^{*2}	114. 3 ^{*3}	6. 0 ^{*3}	STPT410 ^{*3}	

注記

*1：公称値を示す。

*2：重大事故等時における使用時の値を示す。

*3：エルボにあっては，管と同等以上の厚さのものを選定。

*4：本設備は既存の設備である。

以下の設備は、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）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（格納容器下部注水系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

代替淡水貯槽から常設低圧代替注水系ポンプ

常設低圧代替注水系ポンプから低圧代替注水系配管合流点

低圧代替注水系配管合流点から代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点

代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点から格納容器下部注水系配管分岐点

原子炉建屋西側接続口から高所接続口合流点

高所接続口合流点から低圧代替注水系配管合流点

原子炉建屋東側接続口から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点

以下の設備は、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（代替燃料プール注水系）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（格納容器下部注水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点から代替格納容器スプレイ冷却系配管 A 系分岐点

代替格納容器スプレイ冷却系配管 A 系分岐点から代替燃料プール注水系及び格納容器下部注水系配管分岐点

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、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（格納容器下部注水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-57

以下の設備は、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）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（格納容器下部注水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・可搬型

- 取水用 5m ホース

- 送水用 5m, 10m, 50m ホース

(6.7) 原子炉隔離時冷却系

ハ ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）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（原子炉隔離時冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉隔離時冷却系ポンプ

ト ろ過装置の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の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（原子炉隔離時冷却系）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（原子炉隔離時冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

原子炉隔離時冷却系ストレーナ

チ 安全弁及び逃がし弁の名称、種類、吹出圧力、吹出量、主要寸法、材料、駆動方法、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の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（原子炉隔離時冷却系）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（原子炉隔離時冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

E51-F017

ヌ 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し、可搬型の場合は、個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）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（原子炉隔離時冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）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（原子炉隔離時冷却系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から弁 E51-F063
弁 E51-F063 から弁 E51-F064
弁 E51-F064 から原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点
原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点から弁 E51-F045
弁 E51-F045 から原子炉隔離時冷却系タービン
原子炉隔離時冷却系タービンから原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点
原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点から弁 E51-F068
弁 E51-F068 からサブプレッション・チェンバ
原子炉隔離時冷却系ストレーナからサブプレッション・チェンバ
サブプレッション・チェンバから補給水系配管合流点
補給水系配管合流点から原子炉隔離時冷却系ポンプ
原子炉隔離時冷却系ポンプから原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点から残留熱除去系原子炉注水管合流点
残留熱除去系原子炉注水管合流点から弁 E51-F065
弁 E51-F065 から弁 E51-F066
弁 E51-F066 から原子炉压力容器

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、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（原子炉隔離時冷却系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-21

原子炉格納容器配管貫通部 X-4

原子炉格納容器配管貫通部 X-33

原子炉格納容器配管貫通部 X-2

(6.8) 高圧代替注水系

ハ ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、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（高圧代替注水系）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（高圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

常設高圧代替注水系ポンプ

ト ろ過装置の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び
取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の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（高
圧炉心スプレイ系）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（高圧代替
注水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

高圧炉心スプレイ系ストレーナ

ヌ 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し、可搬型の場合は、個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）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（高圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）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（高圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から弁 E51-F063

弁 E51-F063 から弁 E51-F064

弁 E51-F064 から原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点

原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点から弁 E51-F068

弁 E51-F068 からサプレッション・チェンバ

原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出配管から残留熱除去系原子炉注水管合流点

残留熱除去系原子炉注水管合流点から弁 E51-F065

弁 E51-F065 から弁 E51-F066

弁 E51-F066 から原子炉压力容器

以下の設備は、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（高压代替注水系）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（高压代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点から常設高压代替注水系タービン
常設高压代替注水系タービンから原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点
高压炉心スプレイ系ポンプ吸込分岐点から常設高压代替注水系ポンプ
常設高压代替注水系ポンプから原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点

以下の設備は、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（高圧炉心スプレイ系）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（高圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

高圧炉心スプレイ系ストレーナからサブプレッション・チェンバ

サブプレッション・チェンバから高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、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（高圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-21

原子炉格納容器配管貫通部 X-4

原子炉格納容器配管貫通部 X-31

原子炉格納容器配管貫通部 X-2

(6.9) 低圧代替注水系

ハ ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，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）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。

- ・ 常設

常設低圧代替注水系ポンプ

- ・ 可搬型

可搬型代替注水大型ポンプ

可搬型代替注水中型ポンプ

へ 貯蔵槽の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

以下の設備は，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）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。

代替淡水貯槽

西側淡水貯水設備

チ 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，既存の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。

- ・ 常設

E12-F025C

以下の設備は、既存の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（低圧炉心スプレイ系）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。

- ・ 常設

E21-F018

ヌ 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，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）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。

・常設

代替淡水貯槽から常設低圧代替注水系ポンプ

常設低圧代替注水ポンプから低圧代替注水系配管合流点

低圧代替注水系配管合流点から代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点

代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点から格納容器下部注水系配管分岐点

格納容器下部注水系配管分岐点から代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点

代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点

原子炉建屋東側接続口から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点

低圧代替注水系低圧スプレイ系配管分岐点から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点

原子炉建屋西側接続口から高所接続口合流点

高所接続口合流点及び高所東側接続口から高所接続口合流点

高所接続口合流点から低圧代替注水系配管合流点

・可搬型

取水用 5m ホース

送水用 5m, 10m, 50m ホース

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）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。

- ・常設

低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点から C 系統低圧注水系配管分岐点
C 系統低圧注水系配管分岐点から弁 E12-F042C
弁 E12-F042C から弁 E12-F041C
弁 E12-F041C から原子炉压力容器

以下の設備は、既存の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（低圧炉心スプレイ系）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。

- ・ 常設

低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点から弁 E21-F005

弁 E21-F005 から弁 E21-F006

弁 E21-F006 から原子炉压力容器

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、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。

- ・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-8

原子炉格納容器配管貫通部 X-12C

(6.10) ほう酸水注入系

ハ ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）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（ほう酸水注入系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

ほう酸水注入ポンプ

ホ 容器の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）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（ほう酸水注入系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

ほう酸水貯蔵タンク

チ 安全弁及び逃がし弁の名称、種類、吹出圧力、吹出量、主要寸法、材料、駆動方法、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）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（ほう酸水注入系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

C41-F029A, B

ヌ 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し、可搬型の場合は、個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は、既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）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（ほう酸水注入系）として本工事計画で兼用とする。

・常設

タンクよりポンプまで（ポンプ入口管）

ポンプ出口より爆破開放弁（ポンプ出口バイパス管含む）

爆破開放弁より原子炉圧力容器まで

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、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（ほう酸水注入系）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-13

(6.11) 原子炉建屋放水設備

ハ ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，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）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（原子炉建屋放水設備）として本工事計画で兼用とする。

・可搬型

可搬型代替注水大型ポンプ

ヌ 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・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	
原子炉建屋放水設備	—							原子炉建屋放水設備	放水砲用 5m, 50m ホース*1	1.4*2	60*2	300 A*3	—*4	ポリウレタン, 合成ゴム	58*5 (予備 4)	保管場所： ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側） EL. 約 23 m ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側） EL. 約 25 m 上記 2 箇所のどちらか 1 箇所に 58 本及び予備 4 本以上保管する。 取付箇所： 〔 ・屋外 EL. 約 8 m 可搬型代替注水大型ポンプ～屋外 EL. 約 8 m 放水砲 (58 本*6) 〕
																放水砲*1, *7
								216.3*8	8.2*8	SUS304TP						
								318.5*8	10.3*8	SUS304TP						

注記 *1：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（原子炉建屋放水設備）と兼用する。
*2：重大事故等時における使用時の値を示す。
*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 58 本（5 m：20 本，50 m：38 本）及び予備各 2 本の数値を示す。
*6：最長ルートである「可搬型代替注水大型ポンプ（SA 用海水ピット付近）から放水砲（原子炉建屋南側）」に敷設した場合（5 m：20 本，50 m：38 本）の本数値を示す。
*7：放水砲寸法（公称値）：たて 4680 mm，横 1920 mm，高さ 2140 mm
*8：公称値を示す。

以下の設備は，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）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（原子炉建屋放水設備）として本工事計画で兼用とする。

- ・可搬型

取水用 5m ホース

(6.12) 代替水源供給設備

ハ ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，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）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（代替水源供給設備）として本工事計画で兼用とする。

・可搬型

可搬型代替注水大型ポンプ

可搬型代替注水中型ポンプ

へ 貯蔵槽の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料及び個数

以下の設備は，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）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（代替水源供給設備）として本工事計画で兼用とする。

代替淡水貯槽

西側淡水貯水設備

ヌ 主配管（スプレイヘッダを含む。）の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，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）であり，圧力低減その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替水源供給設備）として本工事計画で兼用とする。

- ・可搬型

取水用 5m ホース

送水用 5m, 10m, 50m ホース

(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に係る次の事項

(7.1) 原子炉建屋ガス処理系

(7.1.1) 非常用ガス再循環系

ヌ 主要弁の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前* ¹		変 更 後	
名 称			SB2-4A, B		変更なし	
種 類		—	止め弁			
最 高 使 用 圧 力		MPa	0.014			
最 高 使 用 温 度		℃	72			
主 要 寸 法	呼 び 径	—	600 A			
	弁 箱 厚 さ	mm				
	弁 ふ た 厚 さ	mm				
材 料	弁 箱	—	SCPH2			
	弁 ふ た	—	SF45			
駆 動 方 法		—	空気作動			
個 数		—	2			
取 付	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	SB2-4A 非常用ガス 再循環系	SB2-4B 非常用ガス 再循環系		
	設 置 床	—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m		
箇 所	溢水防護上の区画 番 号	—	—		RB-5-1	RB-5-1
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ	—			EL. 39.00 m 以上	EL. 39.00 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

			変 更 前*1		変 更 後		
名 称			SB2-5A, B		変更なし		
種 類		—	止め弁				
最 高 使 用 圧 力		MPa	0.014				
最 高 使 用 温 度		℃	72				
主 要 寸 法	呼 び 径		—	600 A			
	弁 箱 厚 さ		mm				
	弁 ふ た 厚 さ		mm				
材 料	弁 箱		—	SCPH2			
	弁 ふ た		—	SF45			
駆 動 方 法		—	空気作動				
個 数		—	2				
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	SB2-5A 非常用ガス 再循環系			SB2-5B 非常用ガス 再循環系
	設 置 床		—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m			原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—	—			
					RB-5-14	RB-5-14	
					EL. 39.10 m 以上	EL. 39.10 m 以上	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

			変 更 前* ¹		変 更 後	
名 称			SB2-7A, B		変更なし	
種 類	—	止め弁				
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.014				
最 高 使 用 温 度	℃	72				
主 要 寸 法	呼 び 径	—	600 A			
	弁 箱 厚 さ	mm				
	弁 ふ た 厚 さ	mm				
材 料	弁 箱	—	SCPH2			
	弁 ふ た	—	SF45			
駆 動 方 法		—	空気作動			
個 数		—	2			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	SB2-7A 非常用ガス 再循環系	SB2-7B 非常用ガス 再循環系		
	設 置 床	—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		RB-5-14	RB-5-14
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			EL. 39.10 m 以上	EL. 39.10 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

			変 更 前* ¹		変 更 後		
名 称			SB2-13A, B		変更なし		
種 類		—	止め弁				
最 高 使 用 圧 力		MPa	0.014				
最 高 使 用 温 度		℃	72				
主 要 寸 法	呼 び 径		—	600 A			
	弁 箱 厚 さ		mm				
	弁 ふ た 厚 さ		mm				
材 料	弁 箱		—	SCPH2			
	弁 ふ た		—	SF45			
駆 動 方 法		—	空気作動				
個 数		—	2				
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	SB2-13A 非常用ガス 再循環系	SB2-13B 非常用ガス 再循環系		
	設 置 床		—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—		RB-5-14	RB-5-14
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ		—			EL. 39.10 m 以上	EL. 39.10 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

ル 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

変 更 前							変 更 後							
名 称			最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
非 常 用 ガ ス 再 循 環 系	空 気 取 入 口 管	原子炉建屋空気取入口弁よりフィルタトレインまで	0.014*2	72	609.6	(12.0*1, *4)	SM41A	非 常 用 ガ ス	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし		
					—							609.6	9.5*1	STPT410
					406.4	(9.5*1)	SM41B					609.6	(9.5*1)	SM400C
					—							変更なし		
					—							609.6*5 /406.4*5	(9.5*1)*5 (9.5*1)*5	SM41B*5
	原子炉棟換気系及び不活性ガス系より空気取入口管まで	0.014*2	72	609.6	(12.0*1)	SM41A	再 循 環 系	変更なし	変更なし	変更なし				
				216.3	8.2*1, *4	STPT42								
	フィルタトレインより非常用ガス処理系排風機への連絡管及び原子炉棟換気系への分岐管第 1 弁まで	0.014*2	72	609.6	(12.0*1, *4)	SM41A	環 系	変更なし	変更なし	変更なし				
				355.6*3	(12.0*1)	SM41A*3								
				355.6	19.0*1	STPT42								

注記 *1：公称値を示す。
*2：S I 単位に換算したもの。
*3：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 6 月 2 日付け 51 資庁第 3467 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-2 非常用ガス再循環系配管の規格計算書」による。
*4：エルボについては取り合う配管と同等以上の厚さである。
*5：本設備は既存の設備である。

ヨ 排風機の名称、種類、容量、主要寸法、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前		変 更 後		
名 称				非常用ガス再循環系排風機*1		変更なし		
排風機	種 類		—	遠心式*2				
	容 量		m³/h/個	17000以上 (17000*3, *4)				
	主 要 寸 法	吸 込 口 径		mm	365*4, *5			
		吐 出 口 径		mm	350×600*4, *5			
		た て		mm	1370*4, *6			
		横		mm	2191.5*4, *6			
		高 さ		mm	1400*4, *6			
	個 数		—	2*7				
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	非常用ガス再循環系排風機A 非常用ガス再循環系*5			非常用ガス再循環系排風機B 非常用ガス再循環系*5
		設 置 床		—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 38.80 m*5			原子炉建屋原子炉棟 EL. 38.80 m*5
溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—					
溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ		—			RB-5-14	RB-5-14		
				39.10 m 以上	39.10 m 以上			

(続き)

			変 更 前	変 更 後
原 動 機	種 類	—	誘導電動機 ^{*6}	変更なし
	出 力	kW/個	^{*4, *6}	
	個 数	—	2 ^{*6, *7}	
	取 付 箇 所	—	排風機と同じ	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には放射線管理施設のうち換気設備に記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「遠心型」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「17000 m³/hr（全風圧 533 mmAq）」と記載。

*4：公称値を示す。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 51 年 6 月 2 日付け 51 資庁第 3467 号にて認可された工事計画の添付書類「第 3-2 図 非常用ガス再循環系排風機外形図」による。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2 台（1 台予備）」と記載。

タ フィルター（公衆の放射線障害の防止を目的として設置するものに限る。）の名称，種類，効率，主要寸法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変 更 後
名 称			非常用ガス再循環系フィルタトレイン*1		変更なし
種	類	—	粒子用高効率フィルタ*2	よう素用チャコールフィルタ	
*3 効 率	単 体	%	99.97 以上*4	 (相対湿度 80 %以下，温度 60 ℃以下に おいて，無機・有機よう素に対して)	
	総 合	%		90 以上*6 (相対湿度 80 %以下，温度 60 ℃以下に おいて，無機・有機よう素に対して)	
主 要 寸 法	吸 込 外 径		mm	600.6*8, *10	
	吐 出 外 径		mm	600.6*8, *10	
	厚さ*9	吸 込	mm	4.5*10 (5.0*7, *8)	
		吐 出	mm	4.5*10 (5.0*7, *8)	
		ケーシング	mm	4.5*10 (5.0*8)	
	た て		mm	2177*8	
	横		mm	11582*8	
高 さ		mm	2300.8*8		
個	数	—	2*5		

(続き)

			変 更 前		変 更 後	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	非常用ガス再循環系 フィルタトレインA 非常用ガス再循環系 ^{*7}	非常用ガス再循環系 フィルタトレインB 非常用ガス再循環系 ^{*7}	変更なし	
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 38.80 m ^{*7}	原子炉建屋原子炉棟 EL. 38.80 m ^{*7}		
	溢水防護上の区画番号	—	—		RB-5-14	RB-5-14
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			39.10 m 以上	39.10 m 以上

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には放射線管理設備のうち原子炉建屋ガス処理系に記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「前置粒子用高効率フィルタ」及び「後置粒子用高効率フィルタ」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「能力」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「99.97 %以上（直径 0.5 ミクロン以上の粒子に対して）」と記載。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2（1 台予備）」と記載。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「90 %以上（系統効率）」と記載。

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*8：公称値を示す。

*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「肉厚」と記載。

*10：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 51 年 6 月 2 日付け 51 資庁第 3467 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-1 非常用ガス再循環系フィルタトレインの規格計算書」による。

(7.1.2) 非常用ガス処理系

ヌ 主要弁の名称，種類，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前* ¹		変 更 後	
名 称			SB2-9A, B		変更なし	
種 類	—	止め弁				
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.014				
最 高 使 用 温 度	℃	72				
主 要 寸 法	呼 び 径	—	450 A			
	弁 箱 厚 さ	mm				
	弁 ふ た 厚 さ	mm				
材 料	弁 箱	—	SCPH2			
	弁 ふ た	—	SF45			
駆 動 方 法		—	空気作動			
個 数		—	2			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	SB2-9A 非常用ガス 処理系	SB2-9B 非常用ガス 処理系		
	設 置 床	—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m		
溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		RB-5-14	RB-5-14	
	—			EL. 39.10 m 以上	EL. 39.10 m 以上	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

			変 更 前* ¹		変 更 後		
名 称			SB2-11A, B		変更なし		
種 類		—	止め弁				
最 高 使 用 圧 力		MPa	0.014				
最 高 使 用 温 度		℃	72				
主 要 寸 法	呼 び 径		—	450 A			
	弁 箱 厚 さ		mm				
	弁 ふ た 厚 さ		mm				
材 料	弁 箱		—	SCPH2			
	弁 ふ た		—	SF45			
駆 動 方 法			—	空気作動			
個 数			—	2			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—	SB2-11A 非常用ガス 処理系	SB2-11B 非常用ガス 処理系		
	設 置 床		—	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 38.80 m		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—		RB-5-14	RB-5-14
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ		—	—		EL. 39.10 m 以上	EL. 39.10 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

ル 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

変 更 前						変 更 後									
名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
非常用 ガス 処理 系	非常用ガス再循環系排風機 出口連絡管よりフィルタトレインまで	0.014*2	72	457.2	 (14.3*1, *4)	SM41B	非常用 ガス 処理 系	変更なし			変更なし				
				—							508.0*5 /457.2*5	 14.3*1, *5) 14.3*1, *5)	SM41B*5		
	非常用ガス処理系フィルタ トレイン A から非常用ガス 処理系フィルタトレイン出 口管合流点	0.014*2	72	457.2	 (14.3*1, *4)	SM41B		変更なし							
	非常用ガス処理系フィルタ トレイン B から耐圧強化ベ ント系配管合流点	0.014*2	72	457.2	 (14.3*1, *4)	SM41B		変更なし							
	耐圧強化ベント系配管合流 点から非常用ガス処理系フ ィルタトレイン出口管合流 点	0.014*2	72	—				耐圧強化ベント系配 管合流点から非常用 ガス処理系フィルタ トレイン出口管合流 点*6	変更なし 0.62*7	変更なし 200*7	457.2*5 /457.2*5 /318.5*5	 14.3*1, *5) (14.3*1, *5) 10.3*1, *5)	SM400B*5		
				457.2	 (14.3*1, *4)	SM41B					変更なし				
	非常用ガス処理系フィルタ トレイン出口管合流点から 非常用ガス処理系排気筒接 続部	0.014*2	72	457.2	 (14.3*1, *4)	SM41B		非常用ガス処理系フ ィルタトレイン出口 管合流点から非常用 ガス処理系排気筒接 続部*6	変更なし 0.62*7	変更なし 200*7	変更なし				
				457.2*3	 (14.3*1, *4)	SM400B*3					—				
				555.6*3	1.2*1, *3	SUS316*3					—				
		—									457.2	 14.3*1, *4)	SM400C		
—											457.2	 14.3*1)	SFVC2B		
—											457.2	14.3*1	SUS316TP		
—									457.2	 14.3*1, *4)	SUS316				
—									550.0	1.5×2*1, *8	SUS316				
—									558.0	1.5×2*1, *8	SUS316				

注記 *1：公称値を示す。
*2：S I 単位に換算したもの。
*3：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 6 月 2 日付け 51 資庁第 3467 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-4 非常用ガス処理系配管の規格計算書」による。

- *4：エルボにあつては，管と同等以上の厚さのものを選定。
- *5：本設備は既存の設備である。
- *6：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）と兼用。
- *7：重大事故等時における使用時の値を示す。
- *8：2層を示す。

タ フィルター（公衆の放射線障害の防止を目的として設置するものに限る。）の名称，種類，効率，主要寸法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変 更 後	
名 称			非常用ガス処理系フィルタトレイン*1		変更なし	
種	類	—	粒子用高効率フィルタ	よう素用チャコールフィルタ		
*2 効 率	単 体	%	99.97 以上*3	以上*6 (相対湿度 80 %以下，温度 60 ℃以下に おいて，無機・有機よう素に対して)		
	総 合	%	以上*6	97 以上*5 (相対湿度 80 %以下，温度 60 ℃以下に おいて，無機・有機よう素に対して)		
主 要 寸 法	吸 込 外 径		mm			
	吐 出 外 径		mm			
	厚さ*9	吸 込	mm			
		吐 出	mm			
		ケ ー シ ン グ	mm			
	た て		mm			
	横		mm			
	高 さ		mm			
個 数		—	2*4			

768

(続き)

			変 更 前		変 更 後	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	非常用ガス処理系 フィルタトレインA 非常用ガス処理系*4	非常用ガス処理系 フィルタトレインB 非常用ガス処理系*4	変更なし	
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 38. 80 m	原子炉建屋原子炉棟 EL. 38. 80 m		
	溢水防護上の区画番号	—	—		RB-5-14	RB-5-14
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			39. 10 m 以上	39. 10 m 以上

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には放射線管理施設のうち換気設備に記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「能力」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「99.97 %以上（直径 0.5 ミクロン以上の粒子に対して）」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2（1 台予備）」と記載。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「97 %以上（系統効率）」と記載。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和 51 年 6 月 2 日付け 51 資庁第 3467 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-3 非常用ガス処理系フィルタトレインの規格計算書」による。

*8：公称値を示す。

*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「肉厚」と記載。

(7.2) 可燃性ガス濃度制御系

ホ 加熱器の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変 更 後	
名 称			可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器*2		変 更 な し	
種 類	—	電気式				
容 量	kW/個	100 以上*2 (100*1)				
最 高 使 用 圧 力	MPa	0.31*2				
最 高 使 用 温 度	℃	777*2				
主 要 寸 法	外 径	mm	88.9*1, *2			
	厚 さ	mm	5.49*1, *2			
材 料		—	SUS304TP 相当			
個 数		—	2*4			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	再結合装置加熱器A*2 可燃性ガス濃度制御系A	再結合装置加熱器B*2 可燃性ガス濃度制御系B		
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m*2	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m*2		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—				
					RB-3-2	RB-3-2
					EL. 20.50 m 以上	EL. 20.50 m 以上

注記 *1：公称値を示す。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「エレメント インコロイ 800」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2（予備 1）」と記載。

リ 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前*1		変 更 後		
名 称				2-43V-6A, B		変更なし		
種 類		—		平衡型				
吹 出 圧 力		MPa		0.21				
吹 出 量		kg/h/個		5630				
主 要 寸 法	呼 び 径		—		40 A			
	の ど 部 の 径		mm					
	弁 座 口 の 径		mm					
	リ フ ト		mm					
材 料 （ 弁 箱 ）			—		SCPH2			
駆 動 方 法			—		—			
個 数			—		2			
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）		—		2-43V-6A 可燃性ガス 濃度制御系	2-43V-6B 可燃性ガス 濃度制御系		
	設 置 床		—		原子炉建屋 原子炉棟 EL. 8. 20 m	原子炉建屋 原子炉棟 EL. 8. 20 m		
	溢水防護上の区画番号		—		—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—					

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

ル 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を記載すること。）

・常設

変							更						後										
名			称			最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		名			称			最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料	
可燃性ガス濃度制御系	再結合装置入口管	原子炉格納容器（ドライウエル）より再結合装置入口まで	0.31*2	171	60.5	5.5*1		可燃性ガス濃度制御系	変更なし	— *3													
					114.3*4 /60.5*4	8.6*4 /5.5*4	STPT42*5			変更なし													
					114.3	6.0*1	STPT42																
	再結合装置出口管	再結合装置出口より原子炉格納容器（サブレーションチェンバ）まで	0.31*2	171	165.2	7.1*1	STPT42	変更なし	変更なし														
					165.2	7.1*1	STPT42		— *3														

注記 *1：公称値を示す。

 *2：S I 単位に換算したもの。

 *3：当該配管については，主配管に該当しないため記載の適正化を行う。

 *4：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 12 月 24 日付け 51 資庁第 11374 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-3-2 可燃性ガス濃度制御系配管の規格計算書」による。

 *5：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。

ヲ ブロワの名称，種類，容量，主要寸法，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変 更 後			
名 称			可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ*2			変 更 な し		
ブ ロ ワ	種 類	—	キャンド形遠心式*4					
	容 量	m³/h/個 [normal]	340 以上*2 (340*1, *2)					
	主 要 寸 法	吸 込 口 径	mm	77.93*1, *2				
		吐 出 口 径	mm	77.93*1, *2				
		高 さ	mm	952.5*1, *2				
	個 数		—	2*3				
	取 付	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	再結合装置ブロワA*2 可燃性ガス濃度制御系A	再結合装置ブロワB*2 可燃性ガス濃度制御系B			
		設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m*2	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m*2			
	箇 所	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—				RB-3-2
		溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ	—			EL. 20.50 m 以上	EL. 20.50 m 以上	
原 動 機	種 類	—	誘導電動機			変 更 な し		
	出 力	kW/個	15					
	個 数	—	2*3					
	取 付 箇 所	—	ブロワと同じ					

注記 *1：公称値を示す。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2（予備 1）」と記載

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「キャンド型遠心式」と記載。

ワ 再結合装置の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，再結合効率，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに電熱器の名称，種類，容量，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

776

			変 更 前	変 更 後
名 称			可燃性ガス濃度制御系再結合装置*2	変 更 な し
種 類	—		熱反応式	
容 量	m ³ /h/個 [normal]		340 以上 （340*1）	
最 高 使 用 圧 力	MPa		0.31*2	
最 高 使 用 温 度	℃		171*2 / 777*2	
再 結 合 効 率	%		95*2 (入口可燃性ガス濃度 2vol%において)	
主 要 寸 法	た て	mm	4242*1, *2	
	横	mm	2248*1, *2	
	高 さ	mm	1727*1, *2	
材 料	—		SUS304 相当 SUS304HTP 相当	
個 数	—		2*3	

(続き)

			変 更 前		変 更 後	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	再結合装置A* ² 可燃性ガス濃度制御系A	再結合装置B* ² 可燃性ガス濃度制御系B	変 更 な し	
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m* ²	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m* ²		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		RB-3-2	RB-3-2
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			EL. 20.50 m 以上	EL. 20.50 m 以上

注記 *1：公称値を示す。
*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。
*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2（予備 1）」と記載。

変 更 前							変 更 後						
名 称			最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外径*1 (mm)	厚さ (mm)	材料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
可燃性ガス濃度制御系再結合装置内配管	再結合装置入口管	可燃性ガス濃度制御系再結合装置入口から可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ*3	0.31*2	171	88.9	5.49*1	STPT42相当 (ASME SA106 Gr.B)	可燃性ガス濃度制御系再結合装置内配管					
					88.9	5.49*1	STPL39相当 (ASME SA333 Gr.6)						
	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワから可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器*4		0.31*2	777	88.9	5.49*1	SUS304TP相当 (ASME SA376 TP304)						
	可燃性ガス濃度制御系再結合装置再結合器*7	0.31	777	88.9	6.35*1	SUS304相当 (ASME SA240 TP304)							
				406.4	6.35*1	SUS304相当 (ASME SA240 TP304)							
				406.4	6.35*1	SUS304HTP相当 (ASME SA312 TP304H)							
				114.3	6.02*1	SUS304相当 (ASME SA240 TP304)							
	可燃性ガス濃度制御系再結合装置冷却器*7		0.31	777	168.3	7.11*1	SUS316TP相当 (ASTM A312 TP316)						
	再結合装置出口管	可燃性ガス濃度制御系再結合装置冷却器から可燃性ガス濃度制御系再結合装置出口*5	0.31*2	171	168.3	7.11*1	STPT42相当 (ASME SA106 Gr.B)						
	可燃性ガス濃度制御系再結合装置気水分離器からブロワ入口配管*6	0.31*2	171	88.9	5.49*1	STPL39相当 (ASME SA333 Gr.6)							
88.9				5.49*1	STPT42相当 (ASME SA106 Gr.B)								

変更なし

注記 *1：公称値を示す。

 *2：S I 単位に換算したもの。

 *3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「再結合装置入口よりブロワまで（再結合装置入口管）」と記載。

 *4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ブロワより再結合器入口まで」と記載。

 *5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「冷却器出口より再結合装置出口まで（再結合装置出口管）」と記載。

 *6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「再結合装置出口管より入口管への再循環ライン」と記載。

 *7：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は設計図書による。

(7.3) 水素濃度抑制系

ワ 再結合装置の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，再結合効率，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに電熱器の名称，種類，容量，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変更前	変 更 後
名 称			—	静的触媒式水素再結合器
種 類	—	—		触媒反応式
容 量	—	—		—
最 高 使 用 圧 力	MPa	—		—
最 高 使 用 温 度 ^{*1}	℃	300		300
再 結 合 効 率 ^{*1}	kg/h/個	0.50 ^{*2} (水素濃度 4.0 vol%，大気圧， 温度 100 ℃において)		
主 要 寸 法	全 高	mm		789 ^{*3}
	幅	mm		460 ^{*3}
	奥 行	mm		460 ^{*3}
材 料	ハ ウ ジ ン グ	—		SUS304 相当
個 数	—	24		24
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—
	設 置 床	—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 46.50 m
	溢水防護上の区画番号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

注記 *1：重大事故等時における使用時の値を示す。

*2：水素処理容量を示す。

*3：公称値を示す。

(7.4) 主蒸気隔離弁漏えい抑制系

へ 容器の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変更後
名 称			低圧マニホールド	
種 類	—		たて置円筒形* ¹	
容 量	m ³ /個		0.51* ²	
最 高 使 用 圧 力	MPa		0.35* ³ , * ⁴	
最 高 使 用 温 度	℃		100	
主 要 寸 法	胴 内 径 * ⁵	mm	750* ²	
	胴 板 厚 さ * ⁶	mm	(12.0* ²)	
	鏡 板 厚 さ * ⁸	mm	12.0* ²)	
	鏡 板 の 形 状 に 係 る 寸 法	mm	750* ² , * ⁷ (鏡板の内面における長径)	
			187.5* ² , * ⁷ (鏡板の内面における短径の2分の1)	
	管 台 外 径 (空 気 出 口)	mm	114.3* ² , * ⁹	
	管 台 厚 さ (空 気 出 口)	mm	6.0* ² , * ⁷)	
	管 台 外 径 (空 気 入 口)	mm	89.1* ² , * ⁹	
	管 台 厚 さ (空 気 入 口)	mm	5.5* ² , * ⁷)	
	管 台 外 径 (蒸 気 入 口)	mm	60.0* ² , * ⁹	
	管 台 厚 さ (蒸 気 入 口)	mm	12.75* ² , * ⁷)	
	高 さ	mm	1654* ² , * ⁹	
材 料	胴 板 * ¹⁰	—	SM41B	
	鏡 板	—	SM41B	
個 数		—	2	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	低圧マニホールド 主蒸気隔離弁漏えい抑制系* ¹¹	
	設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m* ¹¹	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒縦型」と記載。

*2：公称値を示す。

*3：S I 単位に換算したもの。

- *4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「 $3.6 \text{ kg/cm}^2\text{g}/760 \text{ mmHg}$ 真空」と記載。
- *5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「内径」と記載。
- *6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴板厚」と記載。
- *7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 8 月 16 日付け 51 資庁第 8565 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-1 主蒸気隔離弁漏えい制御系低圧マニホールドの規格計算書」による。
- *8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板厚」と記載。
- *9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「1934」と記載。
- *10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。
- *11：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

ル 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取り付け箇所）

・常設

変								更								後															
名			称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名			称			最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料										
主 蒸 気 隔 離 弁 漏 え い 抑 制 系	低 圧 マ ニ ホ ー ル ド	入 口 配 管 B	E32-F002 (E, F, G, H) か ら低圧マニホールド* 3, *4	8. 62*1	302	34. 0	6. 4*2	STPT42	主 蒸 気 隔 離 弁 漏 え い 抑 制 系	変更なし																					
						60. 5	8. 7*2	STPT42																							
				0. 35*1, *5	302	34. 0	6. 4*2	STPT42													— *7										
					260	34. 0	6. 4*2	STPT42																							
	低圧マニホールド入口配管 B からベントスタック *3, *4			0. 35*1, *5	302	34. 0	6. 4*2	STPT42		— *7																					
						0. 35*1	34. 0	6. 4*2																							
				60. 5			8. 7*2	STPT42													114. 3*6	6. 0*2, *6	STPT42*6								
				低 圧 マ ニ ホ ー ル ド		入 口 配 管 A	E32-F002 (A, B, C, D) から低圧マニホール ド*3, *4	8. 62*1													302	34. 0	6. 4*2	STPT42	変更なし						
	60. 5	8. 7*2	STPT42																												
	0. 35*1, *5	302	34. 0		6. 4*2			STPT42		— *7																					
		260	34. 0		6. 4*2			STPT42																							
	低圧マニホールド入口配管 A からベントスタック *3, *4			0. 35*1, *5	302	34. 0	6. 4*2	STPT42													— *7										
						0. 35*1	34. 0	6. 4*2																							
				60. 5			8. 7*2	STPT42		114. 3*6	6. 0*2, *6	STPT42*6																			
				低圧マニホールドよりブロワ まで*3			0. 35*1, *5	66		114. 3	6. 0*2	STPT42	変更なし																		
	114. 3*6	6. 0*2, *6	SUS304TP*6																												
	141. 6*6	0. 8*2, *6	SUS304*6																												
	ブロワより非常用ガス再循環 系空気取入母管まで*3			0. 35*1	66	89. 1	5. 5*2	STPT42		変更なし																					
						89. 1*6	5. 5*2, *6	SUS304TP*6																							
						106. 2*6	0. 6*2, *6	SUS304*6																							

注記 *1：S I 単位に換算したもの。

- *2：公称値を示す。
- *3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉冷却系統設備のうち主蒸気隔離弁漏えい抑制系」に記載。
- *4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「上記配管より低圧マニホールド及びベントスタックまで」と記載。
- *5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3.6/760 mm Hg 真空」と記載。
- *6：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 8 月 16 日付け 51 資庁第 8565 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-2 主蒸気隔離弁漏えい抑制配管の規格計算書」による。
- *7：当該ラインについては，主配管に該当しないため，記載の適正化を行う。

ワ ブロワの名称，種類，容量，主要寸法，個数及び取付箇所並びに電動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前		変 更 後	
名 称				主蒸気隔離弁漏えい抑制系 ブロワ*1			
送風機	種 類		—	ルーツ形*2			
	容 量*3		m ³ /h/個	204以上*4 (204*5, *6)			
	*6 主 要 寸 法	吸 込 口 径	mm	100			
		吐 出 口 径	mm	80			
		た て	mm	530			
		横	mm	1271			
		高 さ	mm	565			
	個 数		—	2			
	取 付 箇 所	系 統 名 (ライン名)	—	主蒸気隔離弁漏えい抑制系ブロワA 主蒸気隔離弁漏えい抑制系*4		主蒸気隔離弁漏えい抑制系ブロワB 主蒸気隔離弁漏えい抑制系*4	
		設 置 床	—	原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m*4			
		溢水防護上の区画番号	—	—			
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	—				
原動機	種 類		—	三相誘導電動機			
	出 力		kW/個	3.7			
	個 数		—	2			
	取 付 箇 所		—	送風機と同じ			

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ブロワ」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「横置きルーツ型」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「容器」と記載。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「140Nm³/h」と記載。

*6：公称値を示す。

(8) 原子炉格納容器調気設備に係る次の事項

(8.1) 不活性ガス系

ホ 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

変 更 前						変 更 後					
名 称	最高使用 圧 力 (kPa) *1	最高使用 温 度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (kPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
弁 2-26B-1 から弁 2-26B-2 及びドライウェルパージライン合流点*3	310	171	609.6	(9.5*2, *5)	SM41B	変更なし					
ドライウェルパージライン合流点から弁 2-26B-5*3	310	104.5	609.6	(9.5*2, *5)	SM41B	変更なし					
弁 2-26V-1 及び弁 2-26-V2 から弁 2-26B-3 及び弁 2-26B-4*3	310	104.5	609.6	(9.5*2, *5)	SM41B	変更なし					
弁 2-26B-3, 弁 2-26B-4 及び弁 2-26B-5 からサプレッション・チェンバ側窒素供給配管合流点*3	310	104.5	609.6	(9.5*2)	SM41B	変更なし					
弁 2-26B-6 から窒素ガス代替注入系配管合流点*6	310	104.5	89.1	5.5*2	STPT410*7	変更なし			変更なし		
			—						89.1*8	5.5*2, *8	STPT410*8

(続き)

変 更 前						変 更 後					
名 称	最高使用 圧 力*1	最高使用 温 度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (kPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
窒素ガス代替注入系配管合 流点からサプレッション・チ ェンバ側窒素供給配管合流 点*6	310 (kPa)	104.5	—			窒素ガス代替注入系配管 合流点からサプレッショ ン・チェンバ側窒素供給 配管合流点*9	変更なし 620*10	変更なし 200*10	89.1	5.5*2	STPT410
			89.1	5.5	STPT42				/89.1 /60.5	/5.5*2 /5.5*2	
サプレッション・チェンバ側 窒素供給配管合流点から原 子炉格納容器*3	310 (kPa)	104.5	609.6	(9.5*2, *5)	SM41B	サプレッション・チェン バ側窒素供給配管合流点 から原子炉格納容器*9	変更なし 620*10	変更なし 200*10	変更なし		
			609.6*4 /508.0*4	9.5*2, *4) (9.5*2, *4)	SM41B*4						
			508.0*4, *8	(9.5*2, *4, *8)	SM41B*4, *8						
弁 2-26B-2 からドライウェ ルメイクアップライン合流 点*3	310 (kPa)	171	609.6	(9.5*2)	SM41B	変更なし					
ドライウェルメイクアップ ライン合流点から原子炉格 納容器*3	310 (kPa)	171	609.6	(9.5*2)	SM41B	変更なし					
			609.6*4 /508.0*4	9.5*2, *4) 9.5*2, *4)	SM41B*4						
			508.0*4, *8	(9.5*2, *4, *8)	SM41B*4, *8						
窒素供給設備から弁 2-26B-7 及び弁 2-26B-8*6	1.81 (MPa)	66	139.8	5.0*2	SUS304TP	— *12					
			21.7	2.1*2	SUS304TP						
		40	60.5	2.8*2	SUS304TP						
	1.04 (MPa)	66	457.2	(9.5*2)	SM41B						
			165.2	7.1*2	SUS304TP						
			165.2	7.1*2	STPT42						
			89.1	5.5*2	STPT42						
			89.1	5.5*2	STPT410*7						
			60.5	3.9*2	STPT42						
			34.0	4.5*2	STPT42						
			34.0*11	3.4*2, *11	STPT42*11						
			21.7	3.7*2	STPT42						
			21.7	2.1*2	SUS304TP						

(続き)

変 更 前						変 更 後					
名 称	最高使用 圧 力 (kPa) * ¹	最高使用 温 度 (℃)	外 径* ² (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (kPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径* ² (mm)	厚 さ (mm)	材 料
弁 2-26B-7 から弁 2-26B-6 及び弁 2-26B-9* ⁶	310	171	89.1	5.5* ² , * ⁵	STPT42	変更なし					
			89.1	5.5* ² , * ⁵	STPT410* ⁷						
			89.1* ¹¹ /89.1* ¹¹ /89.1* ¹¹	5.5* ² , * ¹¹ /5.5* ² , * ¹¹ /5.5* ² , * ¹¹	STPT410* ⁷ , * ¹¹						
弁 2-26B-9 からドライウエル メイクアップライン合流点* ⁶	310	171	89.1	5.5* ²	STPT42	変更なし					
			89.1	5.5* ²	STPT410* ⁷						
弁 2-26B-8 からドライウエル パージライン合流点* ⁶	310	171	457.2	(9.5* ²)	SM41B	変更なし					
原 子 炉 格 納 容 器 から 弁 2-26B-12* ¹³	310	171	609.6* ⁴ /508.0* ⁴	9.5* ² , * ⁴) (9.5* ² , * ⁴)	SM41B* ⁴	原子炉格納容器から 弁 2-26B-12* ¹⁴	変更なし 620* ¹⁰	変更なし 200* ¹⁰	変更なし		
			609.6	(9.5* ² , * ⁵)	SM41B						
弁 2-26B-12 からドライウエル側窒素ガス代替注入系配管合流点* ¹³	310	171	609.6	(9.5* ²)	SM41B	弁 2-26B-12 からドライウエル側窒素ガス代替注入系配管合流点* ¹⁴	変更なし 620* ¹⁰	変更なし 200* ¹⁰	609.6	(12.7* ²)	SM400C
原 子 炉 格 納 容 器 から 弁 2-26B-10* ¹³	310	104.5	609.6* ⁴ /508.0* ⁴	(9.5* ² , * ⁴) (9.5* ² , * ⁴)	SM41B* ⁴	原子炉格納容器から 弁 2-26B-10* ¹⁴	変更なし 620* ¹⁰	変更なし 200* ¹⁰	変更なし		
			609.6	(9.5* ² , * ⁵)	SM41B						
弁 2-26B-10 からサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点* ¹³	310	171	609.6	(9.5* ² , * ⁵)	SM41B	弁 2-26B-10 からサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点* ¹⁴	変更なし 620* ¹⁰	変更なし 200* ¹⁰	変更なし		

(続き)

変 更 前						変 更 後						
名 称	最高使用 圧 力 (kPa) *1	最高使用 温 度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (kPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*2 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
ドライウエル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点から窒素排気管合流点*13	310	171	609.6		(9.5*2, *5)	SM41B	ドライウエル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点から窒素排気管合流点*15	変更なし 620*10	変更なし 200*10	変更なし		
			609.6		(12.0*2, *5)	SM41A				609.6	(12.7*2, *5)	SM400C
			—			変更なし						
						609.6 /609.6 /609.6				(12.7*2) (12.7*2) (12.7*2)	SM400C	
窒素排気管合流点から原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点*13	310	171	609.6		(12.0*2, *5)	SM41A	窒素排気管合流点から原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点*15	変更なし 620*10	変更なし 200*10	変更なし		
			609.6		(12.0*2, *5)	SM400A*7				609.6	12.7*2, *5)	SM400C
原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点から耐圧強化ベント系配管分岐点*13	310	171	609.6		(12.0*2, *5)	SM41A	原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点から耐圧強化ベント系配管分岐点*15	変更なし 620*10	変更なし 200*10	変更なし		
			—			609.6				12.0*2, *5)	SM400A*5	
						609.6 /609.6 /457.2				12.7*2) 12.7*2) 12.7*2)	SM400A	
耐圧強化ベント系配管分岐点から弁 SB2-14*13	310	171	609.6		(12.0*2, *5)	SM41A	変更なし					
原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点から弁 SB2-3*13	310	171	609.6		(12.0*2)	SM400*7	変更なし		変更なし			
			—			609.6 /— /609.6			(12.0*2)	SM400A		

- 注記
- ＊1：S I 単位に換算したもの。

＊2：公称値を示す。

＊3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉棟換気系及び原子炉棟内より原子炉格納容器へ」と記載。

＊4：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 52 年 3 月 3 日付け 52 資庁第 695 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-5-3 不活性ガス系配管の規格計算書」による。

＊5：エルボにあつては，管と同等以上の厚さのものを選定。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「窒素ガス供給設備より上記配管まで」と記載。

＊7：STPT42 同等材（STPT410）への取替えを行う。

＊8：エルボを示す。

＊9：原子炉格納容器調気設備（窒素ガス代替注入系）と兼用。

＊10：重大事故等時における使用時の値を示す。

＊11：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

＊12：当該ラインについては，主配管に該当しないため記載の適正化を行う。

＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器より原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系へ」と記載。

＊14：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系）及び圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）と兼用。

＊15：原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系）及び圧力逃がし装置（窒素ガス代替注入系及び格納容器圧力逃がし装置）と兼用。

(9) 圧力逃がし装置に係る次の事項

(9.1) 格納容器圧力逃がし装置

ハ 圧力開放板の設定破裂圧力，主要寸法，材料，個数，及び取付箇所

			変更前	変 更 後
設 定 破 裂 圧 力		MPa	—	0.08
主 要 寸 法	呼 び 径	—		600 A
材 料	デ ィ ス ク	—		SUS316L 相当
個 数		—		1
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		圧力開放板 格納容器圧力逃がし装置
	設 置 床	—		EL. 23.827 m
	溢水防護上の区画番号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

ニ 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

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	名 称	最高使用 圧 力 (MPa) ^{*1}	最高使用 温 度 (℃) ^{*1}	外 径 (mm) ^{*2}	厚 さ (mm)	材 料
—						格納容器圧力逃がし装置 配管分岐点からフィルタ 装置	0.62	200	457.2	(12.7 ^{*2})	SM400C
									457.2		STPT410
									457.2 /457.2 /457.2	(12.7 ^{*2}) (12.7 ^{*2}) (12.7 ^{*2})	SM400C
									457.2	^{*3}	STPT410
									457.2 457.2 /457.2		STPT410
									457.2	(12.7 ^{*2})	SFVC2B
									457.2		SUS316LTP
									457.2	(12.7 ^{*2})	SUS316L
						フィルタ装置から排気管	0.62	200	355.6		SUS316TP
									355.6	(11.1 ^{*2})	SUS316
									457.2 /355.6	(12.7 ^{*2}) (11.1 ^{*2})	SUS316
									609.6 /457.2	(12.7 ^{*2}) (12.7 ^{*2})	SUS316
									609.6 /609.6 /457.2	(12.7 ^{*2}) (12.7 ^{*2}) (12.7 ^{*2})	SUS316
									609.6	(12.7 ^{*2})	SUS316
									609.6 /609.6 / —	(12.7 ^{*2}) (12.7 ^{*2}) / —	SUS316
									609.6		SUS316TP
									609.6	(12.7 ^{*2})	SFVC2B
									609.6	(12.7 ^{*2}) ^{*3}	STPT410

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa) *1	最高使用 温 度 (℃) *1	外 径 (mm) *2	厚 さ (mm)	材 料
—						格 納 容 器 圧 力 逃 が し 装 置	補給水接続口からフィル タ装置	1. 4	66	34. 0		SUS316LTP
										34. 5 *4		SUS316L
										34. 5 *4 /34. 5 *4 /34. 5 *4		SUS316L
										34. 5 *4 /34. 5 *4 /—	 /—	SUS316L
								0. 62	200	34. 0		SUS316LTP
										34. 5 *4 /34. 5 *4 /34. 5 *4		SUS316L
										34. 5 *4		SUS316L
										60. 5 /34. 0		SUS316LTP
							フィルタ装置から移送ポ ンプ	0. 62	200	60. 5		SUS316LTP
										61. 1 *4 /61. 1 *4 /—	 /—	SUS316L

(続き)

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	名 称	最高使用 圧 力 (MPa) ^{*1}	最高使用 温 度 (℃) ^{*1}	外 径 (mm) ^{*2}	厚 さ (mm)	材 料
—						格 納 容 器 圧 力 逃 が し 装 置	2.5	200	60.5 /48.6		SUS316LTP
									60.5		SUS316LTP
									61.1 ^{*4} /61.1 ^{*4} /—	 /—	SUS316L
									61.1 ^{*4}		SUS316L
									60.5		SUS316LTP
									60.5 /60.5 /—	 /—	SUS316LTP
							0.69	200	60.5		SUS316LTP
									61.1 ^{*4}		SUS316L
									60.5	(5.5 ^{*2})	SFVC2B
									60.5		STPT410
									61.1 ^{*4} /— /61.1 ^{*4}	 /— 	S25C
									61.1 ^{*4, 6}		S25C ^{*6}
									60.5 ^{*6}		STPT42 ^{*6}

注記 *1：重大事故等時における使用時の値を示す。
 *2：公称値を示す。
 *3：エルボにあっては，管と同等以上の厚さのものを選定。
 *4：差込み継手の差込み部内径を示す。
 *5：差込み継手の最小厚さを示す。
 *6：本設備は既存の設備である。

以下の設備は、既存の圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器調気設備（不活性ガス系）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（格納容器圧力逃がし装置）として本工事計画で兼用とする。

・常設

原子炉格納容器から弁 2-26B-12

原子炉格納容器から弁 2-26B-10

弁 2-26B-12 からドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点

弁 2-26B-10 からサブプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点

ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサブプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点から窒素排気管合流点

窒素排気管合流点から原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点

原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点から耐圧強化ベント系配管分岐点

以下の設備は，原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）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（格納容器圧力逃がし装置）として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

耐圧強化ベント系配管分岐点から格納容器圧力逃がし装置配管分岐点

以下の設備のうち貫通配管は、既存の原子炉格納容器の原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部であり、圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として本工事計画で兼用とする。

- ・常設

原子炉格納容器配管貫通部 X-3

原子炉格納容器配管貫通部 X-77

原子炉格納容器配管貫通部 X-79

・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
格納容器圧力逃がし装置	—						格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置送水用20 mホース	1.6*1	60*1	65A*2	—*3	ポリエステル，ポリウレタン	1 (予備1)	保管場所： ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ 上記車両のうち，それぞれ1台以上に1本以上保管する。 取付箇所： (・EL. 約8 m 送水用ホース分岐金具～ EL. 約8 m フィルタ装置接続口 (1本))

注記 *1：重大事故等時における使用時の値を示す。
 *2：メーカーにて規定する呼び径を示す。
 *3：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。

以下の設備は、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）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（格納容器圧力逃がし装置）として本工事計画で兼用とする。

- ・可搬型

- 取水用 5m ホース

- 送水用 5m, 10m, 50m ホース

へ フィルター（公衆の放射線障害の防止を目的として設置するものに限る。）の名称、種類、効率、主要寸法、個数、及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変更前	変 更 後
名 称				フィルタ装置
種	類	—		スクラバ、金属フィルタ 及び銀ゼオライトフィルタ
効	率	%		99.9 以上（粒子状放射性物質に対して） 99 以上（無機よう素に対して） 98 以上（有機よう素に対して）
最 高 使 用 圧 力		MPa		0.62 ^{*1}
最 高 使 用 温 度		℃		200 ^{*1}
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	—	4600 ^{*2}
	胴 板 厚 さ	mm		(30.0 ^{*2})
	鏡 板 厚 さ	mm		(30.0 ^{*2})
	鏡板の形状に係る寸法	mm		4600 ^{*2} （内面における長径） 1150 ^{*2} （内面における短径の2分の1）
	管台外径（ベントガス入口）	mm		457.2 ^{*2}
	管台厚さ（ベントガス入口）	mm		(14.3 ^{*2})
	管台外径（ベントガス出口）	mm		355.6 ^{*2}
	管台厚さ（ベントガス出口）	mm		(11.1 ^{*2})
	マ ン ホ ー ル 外 径	mm		609.6 ^{*2}
	マ ン ホ ー ル 厚 さ	mm		(20.0 ^{*2})
	マ ン ホ ー ル 平 板 厚 さ	mm		(83.2 ^{*2})
	高 さ	mm		10000 ^{*2}
材 料	胴 板	—		SUS316L
	鏡 板	—		SUS316L
	マ ン ホ ー ル 平 板	—		SUSF316L
個	数	—		1
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—	フィルタ装置 格納容器圧力逃がし装置
	設 置 床	—		格納容器圧力逃がし装置格納槽 EL. -12.80 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		FV-B4-2
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

注記 *1：重大事故等時における使用時の値を示す。
*2：公称値を示す。

(9.2) 代替水源供給設備

- ニ 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，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）であり，圧力低減その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として本工事計画で兼用とする。

・可搬型

取水用 5m ホース

送水用 5m, 10m, 50m ホース

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
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「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。	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。
第1章 共通項目 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（5.6 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，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。	第1章 共通項目 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（5.6 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，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。
第2章 個別項目 1. 原子炉格納容器 1.1 原子炉格納容器本体等 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。 原子炉格納容器は，格納容器スプレイ冷却系と相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事故時の圧力，温度及び設計上想定された地震荷重に耐えるように設計する。 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原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び伝播型破断を防止する設計とする。脆性破壊に対しては，鋼製部分は，「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」等に基づき，最低使用温度より 17℃以上低い温度で試験を行い，規定値を満足した材料を使用する設計とする。 原子炉冷却材喪失事故が発生した場合でも，格納容器スプレイ冷却系の作動により，温度及び圧力を速やかに下げ，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原子炉格納容器の許容値以下に保ち，原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計する。 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。	第2章 個別項目 1. 原子炉格納容器 1.1 原子炉格納容器本体等 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。 原子炉格納容器は，格納容器スプレイ冷却系と相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事故時の圧力，温度及び設計上想定された地震荷重に耐えるように設計する。 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原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び伝播型破断を防止する設計とする。脆性破壊に対しては，鋼製部分は，「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」等に基づき，最低使用温度より 17℃以上低い温度で試験を行い，規定値を満足した材料を使用する設計とする。 原子炉冷却材喪失事故が発生した場合でも，格納容器スプレイ冷却系の作動により，温度及び圧力を速やかに下げ，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原子炉格納容器の許容値以下に保ち，原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計する。 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。 原子炉格納施設の原子炉格納容器は，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，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱，残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱，代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱，代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水），残留熱除去系（サブプレッション・プール

変 更 前	変 更 後
1.2 原子炉格納容器隔離弁 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。 原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、又は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、原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測配管のような特殊な細管を除いて、原則として格納容器の内側に 1 個、外側に 1 個の自動隔離弁を可能な限り格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。 ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び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、格納容器内で水封が維持され、かつ、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、原子炉冷却材喪失事故の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 個の自動隔離弁を設け、自動隔離弁は格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。 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。 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、配管が狹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、設置しない設計とする。 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。 設計基準事故の収束に必要な非常用炉心冷却系、可燃性ガス濃度制御系、不活性ガス系及び原子炉格納容器スプレイ冷却系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。 ただし、原則遠隔操作が可能であり、事故時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。	冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱、格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水、格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水により、原子炉格納容器内の限界圧力（最高使用圧力の 2 倍の圧力）及び限界温度（200 ℃）以下となるように設計とする。また、原子炉格納容器本体及び貫通部等の閉じ込め機能は、限界圧力（最高使用圧力の 2 倍の圧力）及び限界温度（200 ℃）において、損なわない設計とする。 1.2 原子炉格納容器隔離弁 変更なし

変 更 前	変 更 後
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、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制される等、隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有するように設計する。 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ついて隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置等流出量抑制対策を講じる設計とする。 隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっ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。 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、隔離弁は作動試験ができる設計とする。	
2. 原子炉建屋 2.1 原子炉建屋原子炉棟等 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。 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、内部を負圧に保つことにより、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあってもこれが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。 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。	2. 原子炉建屋 2.1 原子炉建屋原子炉棟等 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。 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、内部を負圧に保つことにより、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあってもこれが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。 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。 原子炉建屋は、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。
3. 圧力低減設備その他の安全設備 3.1 真空破壊装置 真空破壊装置は、原子炉冷却材喪失事故後、ドライウェル内蒸気の凝縮が進み、ドライウェル圧力がサプレッション・チェンバ圧力より下ると、真空破壊装置が自動的に働き、サプレッション・プール水のドライウェルへの逆流、あるいはドライウェルの破損を防止する設計とする。	3. 圧力低減設備その他の安全設備 3.1 真空破壊装置 真空破壊装置は、原子炉冷却材喪失事故後、ドライウェル内蒸気の凝縮が進み、ドライウェル圧力がサプレッション・チェンバ圧力より下ると、真空破壊装置が自動的に働き、サプレッション・プール水のドライウェルへの逆流、あるいはドライウェルの破損を防止する設計とする。 真空破壊装置は、想定される重大事故等時において、ドライウェル圧力がサプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に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逆流並びにドライウェルとサプレッション・チェンバの差圧によるダイヤフラム・フロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
3.2 格納容器安全設備 3.2.1 格納容器スプレイ冷却系 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（安全施設に係るものに限る。）として、格納容器スプレイ冷却系を設ける。 格納容器スプレイ冷却系は、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。 サプレッション・プール水を水源とする設計基準事故対処設備のポンプは、設計基準事故時において、原子炉格納容器内の圧力及び温度、並びに冷却材中の異物の影響については「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、予想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。 格納容器スプレイ冷却系の仕様は、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。 格納容器スプレイ冷却系の作動を確認するため、発電用原子炉の運転中にテストラインによる残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）の作動試験及び吐出弁の作動試験ができる設計とする。	3.2 格納容器安全設備 3.2.1 格納容器スプレイ冷却系 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（安全施設に係るものに限る。）として、格納容器スプレイ冷却系を設ける。 格納容器スプレイ冷却系は、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。 サプレッション・プール水を水源とする設計基準事故対処設備のポンプは、設計基準事故時において、原子炉格納容器内の圧力及び温度、並びに冷却材中の異物の影響については「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、予想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。 格納容器スプレイ冷却系の仕様は、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。 格納容器スプレイ冷却系の作動を確認するため、発電用原子炉の運転中にテストラインによる残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）の作動試験及び吐出弁の作動試験ができる設計とする。 単一設計とする格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）のスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）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も、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。静的機器の単一故障としてスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）の全周破断を仮定しても、残留熱除去系 2 系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は 1 系統をドライウェルスプレイ、もう 1 系統をサプレッション・プール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。 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健全な場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱）を設ける。 設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・プールによる原子炉格納容器内の除熱機能が健全な場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱）として、サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介してサプレッション・プール水を除熱し、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドより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可能な設計とする。 原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納

変 更 前	変 更 後
3. 2. 2 サプレッション・プール冷却系 残留熱除去系 2 系統にて 1 系統をドライウェルスプレイ，もう 1 系統をサプレッション・プール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。	容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱）を設ける。 代替循環冷却系を構成する残留熱除去系ポンプは，設計基準事故対処設備の一部を流路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設計する。 全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系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系及びサプレッション・プール冷却系）が原子炉格納容器内の除熱機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱）として，サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し，残留熱除去系熱交換器を介してサプレッション・プール水を冷却し原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダより，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可能な設計とする。 原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち，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，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設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱）を設ける。 代替循環冷却系を構成する残留熱除去系ポンプは，設計基準事故対処設備の一部を流路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。 残留熱除去系熱交換器は，設計基準事故対処設備であるため，多様性，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，多様性，位置的分散の設計方針は適用しない。 3. 2. 2 サプレッション・プール冷却系 残留熱除去系 2 系統にて 1 系統をドライウェルスプレイ，もう 1 系統をサプレッション・プール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。 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健全な場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備（残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱）を設ける。 設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・プールによる原子炉格納容器内の除熱機能が健全な場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱）として，サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは，残留熱除去系熱交換器によりサプレッション・プール水を除熱し，残留熱除去系を介して，サプレッション・プールに戻す設計とする。 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・プール冷却系）によりサプレッション・プール水の除熱ができず，サプレッション・プール水温度指示値が□℃以上，又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が□℃以上に到達した場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱）として代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系

変 更 前	変 更 後
	海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。 原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱）を設ける。 全交流動力電源喪失等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・プール冷却系）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱）として、サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系熱交換器を介して、サブプレッション・プール水を除熱可能な設計とする。 原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、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、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設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱）を設ける。 3.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系 (1) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却）を設ける。 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系）の残留熱除去系ポンプの故障により、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却）として、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除去系B系を介して、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドよりドライウェル内にスプレイ可能な設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電可能な設計とする。 原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、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、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設備として重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱）を設ける。 常設低圧代替注水系ポンプを使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却は、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱に対して多様性を有する設計とする。

変 更 前	変 更 後
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は、ハンドルを設け手動操作を可能とすることで、常設代替高圧電源装置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。 常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代替注水系格納槽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に対して位置的分散を図る設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプを使用する代替格納容器スプレイ配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系B系配管との合流点までを独立した系統とすることで、残留熱除去系ポンプ（B）を使用する格納容器スプレイ系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。 (2) 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替格納容器スプレイ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水））を設ける。 設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの故障により原子炉格納容器内の冷却機能喪失又はサプレッション・プールが機能喪失した場合の可搬型重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（淡水／海水））として、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、残留熱除去系A系又は残留熱除去系B系を介して、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダよりドライウェル内にスプレイ可能な設計とする。 また、代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し、残留熱除去系A系又は残留熱除去系B系を介して、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッダよりドライウェル内にスプレイ可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより海も利用可能な設計とする。 原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、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、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設備として重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却）を設ける。 可搬型代替注水中型ポンプを使用する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、可搬型代替注水中型ポンプを空冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで、電動駆動の残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。また、西側淡水貯水設備を水源とすることで、代替淡水貯槽を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却、サブ

変 更 前	変 更 後
	レッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱に対して異なる水源を持つ設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプを使用する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで、電動駆動の残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。また、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱に対して異なる水源を持つ設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設け手動操作を可能とすることで、常設代替高圧電源装置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。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の保管場所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常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用する格納容器スプレイ配管は、接続口から残留熱除去系A系配管及び残留熱除去系B系配管との合流点までを独立した系統とすることで、残留熱除去系ポンプを使用する格納容器スプレイ系統に対して可能な限り独立性を有する設計とする。 3.2.4 代替循環冷却系 原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱、代替循環冷却系によるサブレッション・プール水の除熱）を設ける。 設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの故障により原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱）としてサブレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは、残留熱除去系熱交換器によりサブレッション・プール水を冷却し、残留熱除去系を介して、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドから原子炉格納容器内へスプレイ可能な設計とする。 原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、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、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設備として重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱）を設ける。 代替循環冷却系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電可能な設計とする。 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱は、代替循環冷却系ポンプの電源を常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する

変 更 前	変 更 後
	残留熱除去系ポンプを使用する原子炉格納容器内の除熱に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系ポンプは、冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系ポンプは、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、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱は、残留熱除去系熱交換器の出口配管の分岐点から、残留熱除去系配管との合流点までを独立した系統とすることで、残留熱除去系ポンプを使用する格納容器スプレイ冷却系配管に対して可能な限り独立性を有する設計とする。 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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系は、M a r k－Ⅱ型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重化設計とし、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器等で構成するとともに、サプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは、残留熱除去系熱交換器にてサプレッション・プール水を冷却し、原子炉圧力容器又はサプレッション・チェンバへ注水若しくは原子炉格納容器内へスプレイ可能であり、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。 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、原子炉格納容器内のドライウェルへスプレイされた水とともに、格納容器ベント管を経て、サプレッション・プールに戻ることで循環する設計とする。 代替循環冷却系は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。 熔融炉心を冷却するための設備のうち、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のペDESTAL（代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水）を設ける。 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のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・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ポンプ、サプレッション・プール、残留熱除去系熱交換器及び緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプを使用する代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができる設計とする。 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を同時にできる設計とする。 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水については、「5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.7 代替循環冷却系 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」に示す。 3.2.5 格納容器下部注水系 (1) 常設低圧代替注水系ポンプによるペDESTAL（ドライウェル部）への注水

変 更 前	変 更 後
	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却するための設備として重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水）を設ける。 また、熔融炉心が原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下するまでに、原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水量を蓄水し、落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。なお、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と合わせて、熔融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合にペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）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（格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水）として、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、低圧代替注水系及び格納容器下部注水系を介して、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に注水することで熔融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水量を蓄水するとともに落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。 コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制する設計とする。ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制するため、コリウムシールドは、寸法が高さ約 m、厚さ約 m、材質が 個数が1個の設計とする。 (2) 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却するための設備として重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水）を設ける。 また、熔融炉心が原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下するまでに、原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水量を蓄水し、落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。なお、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と合わせて、熔融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合にペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

変 更 前	変 更 後
	炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水によりペデスタル（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）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（格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水）として、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは、高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し， 低圧代替注水系及び格納容器下部注水系を介して，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）に注水することで熔融炉心が落下するまでにペデスタル（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水量を蓄水するとともに落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。 また，代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口にホースを接続し， 低圧代替注水系及び格納容器下部注水系を介して，原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）に注水することで熔融炉心が落下するまでにペデスタル（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水量を蓄水するとともに落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。 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，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより海も使用可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは， 空冷式のディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。 コリウムシールドは，熔融炉心が原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）へと落下した場合において，ペデスタル（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制可能な設計とする。ペデスタル（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制するため，コリウムシールドは，寸法が高さ約 m，厚さ約 m，材質が ，個数が 1 個の設計とする。 3.2.6 原子炉隔離時冷却系 熔融炉心を冷却するための設備のうち，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のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するための設備として重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水）を設ける。 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のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができる設計とする。 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が同時にできる設計とする。 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水については，「5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.2 原子炉隔離時冷却系 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

変 更 前	変 更 後
	却するための設備」に示す。 3.2.7 高压代替注水系 熔融炉心を冷却するための設備のうち、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のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための設備として重大事故等対処設備（高压代替注水系による原子炉压力容器への注水）を設ける。 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のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として常設高压代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する高压代替注水系による原子炉压力容器への注水ができる設計とする。 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を同時にできる設計とする。 高压代替注水系による原子炉压力容器への注水については、「5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.5 高压代替注水系 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」に示す。 3.2.8 低压代替注水系 熔融炉心を冷却するための設備のうち、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のペデスタル（低压代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水、低压代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水）を設ける。 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のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として常設低压代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する低压代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水ができる設計とする。 なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系により原子炉压力容器へのほう酸水注入を同時にできる設計とする。 低压代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水については、「5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.6 低压代替注水系 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。 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のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備（低压代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水）として可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽を使用する設計とする。 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を同時にできる設計とする。 低压代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水については、「5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.6 低压代替注水系 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時に発電用原子炉を

変 更 前	変 更 後
	冷却するための設備」に示す。 常設低圧代替注水系ポンプを使用する格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより駆動することができる設計とする。 格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで、電動駆動の常設低圧代替注水系ポンプに対して多様性を有する設計とする。 格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は、弁駆動部にハンドルを設け現場での人力操作を可能とすることで、電動駆動に対し多様性を有する設計とする。 格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源は、それぞれ代替淡水貯槽と代替淡水源とすることで、異なる水源を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、屋外の保管場所に分散して保管する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプと位置的分散を図る設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプによるペDESTAL（ドライウェル部）への注水配管は、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによるペDESTAL（ドライウェル部）への注水配管との合流点までを独立した設計とすることで可能な限り独立性を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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個所に設置する設計とする。 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、格納容器下部注水系（常設）と格納容器下部注水系（可搬型）が同時にその機能が損なわれないよう、互いの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。 3.2.9 ほう酸水注入系 熔融炉心を冷却するための設備のうち、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のペDESTAL（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）を設ける。 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のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・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ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する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ができる設計とする。 なお、この場合は、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水のいずれかによる原子炉圧力容器への注水を同時にできる設計とする。 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に関する設備については、「原子炉冷却系

変 更 前	変 更 後
	統施設 5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.4 ほう酸水注入系 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に示す。 3.2.10 原子炉建屋放水設備 (1) 大気への拡散抑制及び航空機燃料火災対応 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、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ける発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）を設ける。 放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を使用し、放水砲を、ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と接続し、原子炉建屋原子炉棟屋上へ放水が可能な設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋原子炉棟屋上に向けて放水が可能な設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の燃料は、可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油が可能な設計とする。 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放水設備（航空機燃料火災への泡消火）として、放水砲を、ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と接続し、泡消火薬剤と混合しながら原子炉建屋周辺へ放水が可能な設計とする。 (2) 海洋への拡散抑制 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、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、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として重大事故等対処設備（海洋への放射性物質の拡散抑制）を設ける。 放水砲による放水を実施した場合の重大事故等対処設備（海洋への放射性物質の拡散抑制）として、汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出するまでに通る排水路に設置された雨水排水路集水桝 9 箇所及び放水路 3 箇所の計 12 箇所に設置が可能な設計とする。 汚濁防止膜は、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汚濁防止膜を二重に計 2 本設置することとし、雨水排水路集水桝 9 箇所の設置場所に計 18 本及び放水路 3 箇所の設置場所に計 6 本の合計 24 本使用する設計とする。また、予備については保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、破れ等の破損時の予備用として各設置場所に対して 2 本の計 24 本を保管することとし、予備を含めた保有数として設置場所 12 箇所分の合計 48 本を保管する。 3.2.11 水源 (1) 重大事故等の収束に必要な水源 重大事故等の収束に必要な水の供給設備として重大事故等対処設備（代替淡水貯槽を水源とし

変 更 前	変 更 後
	た原子炉格納容器内の冷却，代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水，代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給，サプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器内の除熱，サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱，西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却，西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給，西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水，海を水源とした原子炉格納容器内の冷却，海を水源とした原子炉格納容器下部への注水，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）及び可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水））を設ける。 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち，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設備として重大事故等対処設備（海を水源とした航空機燃料火災への泡消火）を設ける。 代替水源からの移送ルートを確認し，ホース及びポンプについては，複数箇所に分散して保管する。 重大事故等により，原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために使用する格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備として以下の設備を使用する。 フィルタ装置用スクラビング水の補給するための設備として西側淡水貯水設備，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。 西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプは，ホースをフィルタ装置用スクラビング水の補給ラインに接続することにより，淡水の補給が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の補給するための水源である西側淡水貯水設備が使用できない場合の水源として代替淡水源である代替淡水貯槽を使用する。 代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，ホースをフィルタ装置用スクラビング水の補給ラインに接続することにより，淡水の補給が可能な設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。 格納容器スプレイ，原子炉格納容器下部への注水に使用する可搬型代替注水中型ポンプ及びフィルタ装置用スクラビング水の補給に使用する可搬型代替注水中型ポンプの水源である西側淡水貯水設備は，設計基準事故対処設備の水源であるサプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源として設計する。 西側淡水貯水設備は，原子炉建屋原子炉棟外に設置することにより，原子炉格納容器内のサプレッション・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。 格納容器スプレイ，原子炉格納容器下部への注水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ及びフィルタ装置用スクラビング水の補給に使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源である代替淡水貯槽は，設計基準事故対処設備の水源であるサプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源として設計する。

変 更 前	変 更 後
	代替淡水貯槽は、原子炉建屋原子炉棟外の常設低压代替注水系格納槽内に設置することにより、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。 格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水に使用する可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは、屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計基準事故対処設備のポンプ及び常設低压代替注水系格納槽内の常設低压代替注水系ポンプと、位置的分散を図る設計とする。 (2) 代替水源供給設備 重大事故等時の代替淡水源としては、西側淡水貯水設備に対しては代替淡水貯槽及び淡水タンクを確保し、代替淡水貯槽に対しては西側淡水貯水設備及び淡水タンクを確保する。また、海を水源として使用可能な設計とする。 代替水源からの移送ルートを確保し、ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。 重大事故等により、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の補給手段の水源となる代替淡水貯槽の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水））として可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び代替淡水源である西側淡水貯水設備又は淡水タンクを使用する。また、海水を代替淡水貯槽へ補給する場合は、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを使用する。 西側淡水貯水設備、淡水タンク又はS A用海水ピットを水源とする可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプは、ホースを介して代替淡水貯槽へ淡水又は海水の補給が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動が可能な設計とする。 重大事故等により、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の補給手段の水源となる西側淡水貯水設備の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水））として可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び代替淡水源である代替淡水貯槽又は淡水タンクを使用する。また、海水を西側淡水貯水設備へ補給する場合は、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを使用する。 代替淡水貯槽、淡水タンク又はS A用海水ピットを水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、ホースを介して西側淡水貯水設備へ淡水又は海水を補給可能な設計とする。
3.3 放射性物質濃度制御設備	3.3 放射性物質濃度制御設備
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	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

変 更 前	変 更 後
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及び原子炉建屋ガス処理系並びに格納容器スプレイ冷却系を設置する。 3.3.1 原子炉建屋ガス処理系 原子炉建屋ガス処理系は非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系から構成され、非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン等からなり、非常用ガス再循環系は、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン等からなり、放射性物質の放出を伴う事故時には非常用ガス処理系で原子炉建屋内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質について非常用ガス再循環系を通して除去し、非常用ガス処理系を通して、さらに放射性物質を除去低減できる設計とする。 原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系から構成し、原子炉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。 原子炉建屋ガス処理系を構成する非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のうち、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインのよう素除去効率及びガス処理設備の処理容量は、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。	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及び原子炉建屋ガス処理系並びに格納容器スプレイ冷却系を設置する。 3.3.1 原子炉建屋ガス処理系 原子炉建屋ガス処理系は非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系から構成され、非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン等からなり、非常用ガス再循環系は、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン等からなり、放射性物質の放出を伴う事故時には非常用ガス処理系で原子炉建屋内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質について非常用ガス再循環系を通して除去し、非常用ガス処理系を通して、さらに放射性物質を除去低減できる設計とする。 原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系から構成し、原子炉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。 原子炉建屋ガス処理系を構成する非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のうち、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインのよう素除去効率及びガス処理設備の処理容量は、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。 単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部については、当該設備に要求される格納容器又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障として、最も過酷な条件になる配管の全周破断を想定する。 この故障においては、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。 安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、配管の全周破断に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクが設置（変更）許可を受けた「環境への放射性物質の異常な放出」の判断基準を十分満足しており、また、修復作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、２日間とする。 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素等を含む気体を排出し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界未満に低減することで水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するとともに、放射性物質を低減するための設備として水素排出設備（原子炉建屋ガス処理系による水素排出）を設ける。 水素排出設備（原子炉建屋ガス処理系による水素排出）として、原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタユニット及び非常用ガス再循環系フィルタユニットを使用する設計とする。

変 更 前	変 更 後
3.3.2 格納容器スプレイ系 格納容器スプレイ冷却系は，原子炉冷却材喪失事故後，サブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって，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。 3.4 可燃性ガス濃度制御設備 3.4.1 可燃性ガス濃度制御系 原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生するおそれのある水素あるいは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，不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素ガスを充てんすることとあいまって，燃焼限界に達しないための制限値である水素濃度 4 vol%以下あるいは酸素濃度 5 vol%以下に維持できる設計とする。 3.5 原子炉格納容器調気設備 3.5.1 不活性ガス系 不活性ガス系は，あらかじめ原子炉格納容器内の空気を窒素ガスで置換しておく設計とする。	非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し，非常用ガス処理系フィルタユニット及び非常用ガス再循環系フィルタユニットにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで，原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止できる設計とする 非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は，非常用電源設備の非常用ディーゼル発電機に加えて，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。 3.3.2 格納容器スプレイ系 格納容器スプレイ冷却系は，原子炉冷却材喪失事故後，サブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって，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。 3.4 可燃性ガス濃度制御設備 3.4.1 可燃性ガス濃度制御系 原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生するおそれのある水素あるいは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，不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素ガスを充てんすることとあいまって，燃焼限界に達しないための制限値である水素濃度 4 vol%以下あるいは酸素濃度 5 vol%以下に維持できる設計とする。 3.4.2 水素濃度抑制系 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において，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水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制）を設ける。 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制）として，静的触媒式水素再結合器は，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に漏えいした水素を触媒反応により酸素と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，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止できる設計とする。 3.5 原子炉格納容器調気設備 3.5.1 不活性ガス系 不活性ガス系は，あらかじめ原子炉格納容器内の空気を窒素ガスで置換しておく設計とする。 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，原子炉の運転中は，原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計と

変 更 前	変 更 後
	する。 3.5.2 窒素ガス代替注入系 格納容器圧力逃がし装置使用後においても、可燃性ガスによる爆発及び格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内に不活性ガス（窒素）を供給できる設計とする。 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、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、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、重大事故等対処設備（可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化）を設ける設計とする。 原子炉格納容器内を不活性化するための重大事故等対処設備として、可搬型窒素供給装置及び可搬型窒素供給装置用電源を使用する設計とする。 可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置及び可搬型窒素供給装置用電源車で構成し、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－水反応及び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。 可搬型窒素供給装置のうち、可搬型窒素供給装置は、容量が約 200 Nm³/h/個であり、個数が 2 個（予備 2 個）とする。 3.6 圧力逃がし装置 3.6.1 格納容器圧力逃がし装置 (1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の過圧破損防止 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、第二弁、第二弁バイパス弁、圧力開放板、移送ポンプ等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して、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。 フィルタ装置は、フィルタ装置内のスクラビング水（水と薬液）、金属フィルタ及びよう素除去部により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質を捕集できる設計とする。 フィルタ装置は、フィルタの構造及び機能の健全性を維持し、かつ、捕集した放射性よう素の再揮発を防止するために、捕集した放射性物質の崩壊熱等を考慮した設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、第一弁（S／C側）又は第一弁（D／W側）並びに第二弁又は第二弁バイパス弁の開操作により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質をフィルタ装置で捕集した後、原

変 更 前	変 更 後
	子炉格納容器内雰囲気ガスを大気放出し、第一弁（S／C側）又は第一弁（D／W側）の開操作でその大気放出を停止することができる設計とする。 本系統は、サプレッション・チェンバ側及びドライウェル側の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、燃料有効長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。 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス（水素）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、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるよう、可搬型窒素供給装置を用いて系統内に窒素を供給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。 格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・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。 代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用とする。 格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とし、また、駆動源喪失時であっても人力により容易かつ確実に開閉操作が可能な遠隔人力操作機構を有する設計とする。 系統内に設ける圧力開放板は、原子炉格納容器の隔離機能として使用せず、格納容器圧力逃がし装置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動作する設計とし、格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）で待機する際の大気との隔壁として設置する。 格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置を使用した場合、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発することでスクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置に水を供給できる設計とする。 (2) 格納容器圧力逃がし装置による水素排出 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、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滞留する水素及び酸素を大気へ放出するための設備として、以下の重大事故等対処設備（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出）を設ける。

変 更 前	変 更 後
	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、格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、フィルタ装置により排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、ジルコニウム－水反応及び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へ放出できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、排出経路での水素爆発を防止するため、通常待機時は系統内を窒素置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止する設計とする。また、ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解等で発生する水素及び酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止するため、外部より不活性ガスを供給することにより系統内をパージすることが可能な設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、排出経路にフィルタ装置を設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。 流路として、不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する設計とする。 フィルタ装置については、「3. 圧力低減設備その他の安全設備 3.6 圧力逃がし装置 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。
4. 主要対象設備 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。	4. 主要対象設備 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。 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。

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (1/34)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
		機器搬出入口	機器搬入用ハッチ	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
		エアロック	所員用エアロック	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			サプレッション・チェンバアクセスハッチ	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
		原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	X-18A X-18D	S	クラス1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-18B X-18C	S	クラス1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-17A X-17B	S	クラス1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-20	S	クラス1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-6 X-8	S	クラス1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-12A X-12B X-12C	S	クラス1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-19A X-19B	S	クラス1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-21	S	クラス1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-2	S	クラス1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-14	S	クラス1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-22	S	クラス1	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (2/34)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	X-31 X-34	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-35 X-32 X-36	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-3	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-53	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-79 X-80	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-11A	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-11B	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-26	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-47 X-48	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-59	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-4	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-7	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-49 X-63	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-5	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-33	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-46	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-25A X-25B	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-200A X-200B	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (3／34)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	X-23 X-24	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-78	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-201A X-201B X-202A X-202B	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-77	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-203	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-81	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-56	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-52A	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-52B	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-57	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-58	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-60 X-62	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-107B	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-13	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-55	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-76	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-29D	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-43	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (4/34)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	X-67	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-29A X-29B	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-29C X-30 X-38 X-39 X-44A X-44C X-44D X-54C X-54D X-66B	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-40 X-41A X-41B X-42 X-44B X-54A X-54B X-66A	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-87 X-88 X-89 X-90	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-69A X-69B	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-71A X-71B	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-37A X-37B	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (5/34)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	X-64A X-64B X-64C X-64D X-70	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-65	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-68	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-82 X-83	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-73 X-74 X-75	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-27A X-27B X-27C X-27D X-27E X-27F	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-9A X-9B X-9C X-9D X-10A X-10B X-10C X-10D	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			X-84A X-84B X-84C X-84D X-85A X-85B X-86A X-86B X-86C X-86D	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (6／34)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	X-101A	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-101B X-101C	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-101D	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-100A X-100C X-103	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-100B X-100D	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-102A X-102B X-104A X-104C X-105A	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-104B X-104D X-105B X-105D	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-105C	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-106A	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-106B	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-107A	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			X-230	S	格納容器	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			原子炉建屋	—	原子炉建屋原子炉棟	原子炉建屋原子炉棟	S	—	—		変更なし	
機器搬出入口	原子炉建屋大物搬入口	S			—	—		変更なし			—	—
エアロック	原子炉建屋エアロック	S			—	—		変更なし			—	—
原子炉建屋基礎スラブ	原子炉建屋基礎盤	S			—	—		変更なし			—	—

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (7/34)

				変 更 前				変 更 後						
設備区分	系統名	機器区分		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	—	真空破壊装置		真空破壊弁	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—	
		ダイヤフラムフロア		ダイヤフラムフロア	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—	
		ベント管		ベント管	S	クラス 2	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
	格納容器 スプレイヘッダ		主配管	格納容器スプレイヘッダ A（ドライウエル側）	S	クラス 2	—		変更なし			—	—	
				格納容器スプレイヘッダ B（ドライウエル側）	S	クラス 2	—		変更なし			—	—	
				格納容器スプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）	S	クラス 2	—		変更なし			—	—	
	格納容器スプレイ冷却系	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		—	—	常設／防止	S Aクラス 2
			ポンプ	—				残留熱除去系ポンプ A		—	—	常設／防止	S Aクラス 2	
				—				残留熱除去系ポンプ B		—	—	常設／防止	S Aクラス 2	
			ろ過装置	—				残留熱除去系ストレーナ A		—	—	常設／防止	S Aクラス 2	
				—				残留熱除去系ストレーナ B		—	—	常設／防止	S Aクラス 2	
			安全弁及び逃がし弁	—				E12-F025A		—	—	常設／防止	—	
				—				E12-F025B		—	—	常設／防止	—	
				—				E12-F088A, B		—	—	常設／防止	—	
			主配管	—				残留熱除去系ストレーナ A からサブプレッション・チェンバ		—	—	常設／防止	S Aクラス 2	
				—				残留熱除去系ストレーナ B からサブプレッション・チェンバ		—	—	常設／防止	S Aクラス 2	

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (8/34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	格納容器スプレイ冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管		—				サプレッション・チェンバから 弁E12-F004A	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									サプレッション・チェンバから 弁E12-F004B	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									弁E12-F004Aから残留熱除去系 ポンプ A 吸込管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									弁E12-F004Bから残留熱除去系 ポンプ B 吸込管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									残留熱除去系ポンプ A 吸込管合 流点から残留熱除去系ポンプ A	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									残留熱除去系ポンプ B 吸込管合 流点から残留熱除去系ポンプ B	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									残留熱除去系ポンプ A から残留 熱除去系熱交換器 A バイパス管 分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									残留熱除去系ポンプ B から残留 熱除去系熱交換器 B バイパス管 分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									残留熱除去系熱交換器 A バイパ ス管分岐点から残留熱除去系熱 交換器 A	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									残留熱除去系熱交換器 B バイパ ス管分岐点から残留熱除去系熱 交換器 B	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									残留熱除去系熱交換器 A から A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込 管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									残留熱除去系熱交換器 B から B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込 管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									A 系統代替循環冷却系ポンプ吸 込管分岐点から残留熱除去系熱 交換器 A 出口管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									B 系統代替循環冷却系ポンプ吸 込管分岐点から残留熱除去系熱 交換器 B 出口管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (9/34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	格納容器スプレイ冷却系	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出口管合流点からA系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									残留熱除去系熱交換器B出口管合流点からB系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からA系統ドライウエルスプレイ配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									A系統ドライウエルスプレイ配管分岐点からA系統テスト配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からB系統テスト配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									A系統テスト配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管A系合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									B系統テスト配管分岐点からB系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									低圧代替注水系残留熱除去系配管A系合流点からA系統原子炉注水管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									B系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管B系合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									A系統原子炉注水管分岐点から格納容器スプレイヘッダA（ドライウエル側）	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									低圧代替注水系残留熱除去系配管B系合流点から格納容器スプレイヘッダB（ドライウエル側）	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									格納容器スプレイヘッダA（ドライウエル側）	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									格納容器スプレイヘッダB（ドライウエル側）	—	—	常設／防止	S Aクラス 2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (10／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	格納容器スプレイ冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管		—				A系統テスト配管分岐点からA系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									A系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									B系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-35	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-32	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-11A	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-11B	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-25A	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-25B	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
	サブプール冷却系・サプレッション	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	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
			ポンプ		—				残留熱除去系ポンプ A	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									残留熱除去系ポンプ B	—	—	常設／防止	S Aクラス 2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (11／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	サプレッション・プール冷却系	原子炉格納容器安全設備	ろ過装置	—				残留熱除去系ストレーナA	—	—	常設／防止	S Aクラス2	
								残留熱除去系ストレーナB	—	—	常設／防止	S Aクラス2	
			安全弁及び逃がし弁	—				E12-F088A, B	—	—	常設／防止	—	
		主配管	—				残留熱除去系ストレーナAからサプレッション・チェンバ	—	—	常設／防止	S Aクラス2		
							残留熱除去系ストレーナBからサプレッション・チェンバ	—	—	常設／防止	S Aクラス2		
							サプレッション・チェンバから弁E12-F004A	—	—	常設／防止	S Aクラス2		
							サプレッション・チェンバから弁E12-F004B	—	—	常設／防止	S Aクラス2		
							弁E12-F004Aから残留熱除去系ポンプA吸込管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2		
							弁E12-F004Bから残留熱除去系ポンプB吸込管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2		
							残留熱除去系ポンプA吸込管合流点から残留熱除去系ポンプA	—	—	常設／防止	S Aクラス2		
							残留熱除去系ポンプB吸込管合流点から残留熱除去系ポンプB	—	—	常設／防止	S Aクラス2		
							残留熱除去系ポンプAから残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2		
							残留熱除去系ポンプBから残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2		

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (12／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	サプレッション・プール冷却系	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バイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器A	—	—	常設／防止	S Aクラス2
									残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器B	—	—	常設／防止	S Aクラス2
									残留熱除去系熱交換器AからA系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
									残留熱除去系熱交換器BからB系統代替循環冷却水ポンプ吸込管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
									A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器A出口管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
									B系統代替循環冷却水ポンプ吸込管分岐点から残留熱除去系熱交換器B出口管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
									残留熱除去系熱交換器A出口管合流点からA系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
									残留熱除去系熱交換器B出口管合流点からB系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
									A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からA系統ドライウェルスプレイ配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
									A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点からA系統テスト配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
									B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からB系統テスト配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
									A系統テスト配管分岐点からA系統サプレッション・チェンバースプレイ配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス2
									B系統テスト配管分岐点からB系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (13／34)

			変 更 前				変 更 後						
設備区分	系統名	機器区分		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	サプレッション・プール冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管		—				A系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点からA系統代替循環冷却系テスト配管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点からB系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点からB系統低圧注水系配管分岐点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									B系統低圧注水系配管分岐点からB系統代替循環冷却系テスト配管合流点	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									A系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサプレッション・チェンバ	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									B系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサプレッション・チェンバ	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-35	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-32	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-48	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-47	—	—	常設／防止	S Aクラス 2
	代替格納容器スプレイ冷却系	原子炉格納容器安全設備	ポンプ		—				常設低圧代替注水系ポンプ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									可搬型代替注水大型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3
									可搬型代替注水中型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3
			貯蔵槽		—				代替淡水貯槽	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
西側淡水貯水設備									—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (14／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	代替格納容器スプレイ冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管	—	—	—	—	—	代替淡水貯槽から常設低圧代替注水系ポンプ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									常設低圧代替注水系ポンプから低圧代替注水系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									低圧代替注水系配管合流点から代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点から格納容器スプレイヘッダ B （ドライウエル側）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									格納容器スプレイヘッダ B （ドライウエル側）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									原子炉建屋東側接続口から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点から代替格納容器スプレイ冷却系配管 A 系分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									代替格納容器スプレイ冷却系配管 A 系分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点から A 系統原子炉注水管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									A 系統原子炉注水管分岐点から格納容器スプレイヘッダ A （ドライウエル側）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									格納容器スプレイヘッダ A （ドライウエル側）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									原子炉建屋西側接続口から高所接続口合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (15／34)

				変 更 前				変 更 後						
設備区分	系統名	機器区分		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	代替格納容器スプレイ冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管	—					高所西側接続口及び高所東側接続口から高所接続口合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
									高所接続口合流点から低圧代替注水系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
									原子炉格納容器配管貫通部X-11A	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
									原子炉格納容器配管貫通部X-11B	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
									取水用5mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3	
									送水用5m, 10m, 50mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3	
	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	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
			ポンプ	—					代替循環冷却系ポンプ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
			ろ過装置	—					残留熱除去系ストレーナ A	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
									残留熱除去系ストレーナ B	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
			安全弁及び逃がし弁	—						E12-F025A	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
										E12-F025B	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
										E12-F088A, B	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (16／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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		—				残留熱除去系ストレーナAからサブプレッション・チェンバ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									残留熱除去系ストレーナBからサブプレッション・チェンバ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									サブプレッション・チェンバから弁E12-F004A	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									サブプレッション・チェンバから弁E12-F004B	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									弁E12-F004Aから残留熱除去系ポンプA吸込管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									弁E12-F004Bから残留熱除去系ポンプB吸込管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									残留熱除去系ポンプA吸込管合流点から残留熱除去系ポンプA	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									残留熱除去系ポンプB吸込管合流点から残留熱除去系ポンプB	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									残留熱除去系ポンプAから残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									残留熱除去系ポンプBから残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器A	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点から残留熱除去系熱交換器B	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									残留熱除去系熱交換器AからA系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									残留熱除去系熱交換器BからB系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (17／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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		—				A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から代替循環冷却系ポンプA	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点から代替循環冷却系ポンプB	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									代替循環冷却系ポンプAから代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管A系分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									代替循環冷却系ポンプBから代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管B系分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管A系分岐点からA系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からA系統ドライウェルスプレイ配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点からA系統テスト配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									A系統テスト配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管A系合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									低圧代替注水系残留熱除去系配管A系合流点からA系統原子炉注水管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									A系統原子炉注水管分岐点から格納容器スプレイヘッダA（ドライウェル側）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									格納容器スプレイヘッダA（ドライウェル側）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管B系分岐点からB系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点からB系統テスト配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (18／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	—					B系統テスト配管分岐点からB系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									B系統サブプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管B系合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									低圧代替注水系残留熱除去系配管B系合流点から格納容器スプレイヘッダB（ドライウエル側）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									格納容器スプレイヘッダB（ドライウエル側）	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管A系分岐点から代替循環冷却系テスト配管A系分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管B系分岐点から代替循環冷却系テスト配管B系分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									代替循環冷却系テスト配管A系分岐点からA系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点から弁E12-F042A	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									弁E12-F042Aから弁E12-F041A	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									弁E12-F041Aから原子炉压力容器	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									代替循環冷却系テスト配管B系分岐点からB系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点からB系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点からB系統低圧注水系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (19／34)													
				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	—	—	—	—	—	B系統低圧注水系配管分岐点から弁E12-F042B	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									弁E12-F042Bから弁E12-F041B	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									弁E12-F041Bから原子炉圧力容器	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									代替循環冷却系テスト配管A系分岐点からA系統代替循環冷却系テスト配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									A系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサブプレッション・チェンバ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									代替循環冷却系テスト配管B系分岐点からB系統代替循環冷却系テスト配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									B系統代替循環冷却系テスト配管合流点からサブプレッション・チェンバ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉格納容器配管貫通部X-35	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉格納容器配管貫通部X-32	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉格納容器配管貫通部X-47	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉格納容器配管貫通部X-48	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉格納容器配管貫通部X-12A	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉格納容器配管貫通部X-12B	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉格納容器配管貫通部X-11A	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉格納容器配管貫通部X-11B	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
	格納容器下部注水系	—	ポンプ	—	—	—	—	—	常設低圧代替注水系ポンプ	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									可搬型代替注水大型ポンプ	—	—	可搬／緩和	S Aクラス3
									可搬型代替注水中型ポンプ	—	—	可搬／緩和	S Aクラス3

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (20／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	格納容器下部注水系	原子炉格納容器安全設備	貯蔵槽	—				代替淡水貯槽	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								西側淡水貯水設備	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
			主配管	—				代替淡水貯槽から常設低圧代替注水ポンプ	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								常設低圧代替注水系ポンプから低圧代替注水系配管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								低圧代替注水系配管合流点から代替格納容器スプレイ冷却系配管B系分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								代替格納容器スプレイ冷却系配管B系分岐点から格納容器下部注水系配管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								格納容器下部注水系配管分岐点から格納容器下部注水系配管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								格納容器下部注水系配管合流点から原子炉格納容器貫通部X-57	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								原子炉格納容器貫通部X-57から格納容器下部注水口	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								原子炉建屋東側接続口から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点から代替格納容器スプレイ冷却系配管A系分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								代替格納容器スプレイ冷却系配管A系分岐点から代替燃料プール注水系及び格納容器下部注水系配管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								代替燃料プール注水系及び格納容器下部注水系配管分岐点から格納容器下部注水系配管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								原子炉建屋西側接続口から高所接続口合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (21／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	格納容器下部注水系		主配管	—				高所接続口合流点から低圧代替注水系配管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								原子炉格納容器配管貫通部X-57	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								取水用5mホース	—	—	可搬／緩和	S Aクラス 3	
								送水用5m, 10m, 50mホース	—	—	可搬／緩和	S Aクラス 3	
	原子炉隔離時冷却系	原子炉格納容器安全設備	ポンプ	—				原子炉隔離時冷却系ポンプ	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
			ろ過装置	—				原子炉隔離時冷却系ストレーナ	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
			安全弁及び逃がし弁	—				E51-F017	—	—	常設／緩和	—	
			主配管	—				原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から弁E51-F063	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								弁E51-F063から弁E51-F064	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								E51-F064から原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点から弁E51-F045	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								弁E51-F045から原子炉隔離時冷却系タービン	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								原子炉隔離時冷却系タービンから原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点から弁E51-F068	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								弁E51-F068からサプレッション・チェンバ	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								原子炉隔離時冷却系ストレーナからサプレッション・チェンバ	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (22／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	原子炉隔離時冷却系	原子炉格納容器安全設備	主配管		—				サプレッション・チェンバから補給水系配管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									補給水系配管合流点から原子炉隔離時冷却系ポンプ	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									原子炉隔離時冷却系ポンプから原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点から残留熱除去系原子炉注水管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									残留熱除去系原子炉注水管合流点から弁E51-F065	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									弁E51-F065から弁E51-F066	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									弁E51-F066から原子炉圧力容器	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-21	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-4	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-33	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-2	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									高圧代替注水系		ポンプ		—
	ろ過装置		—			高圧炉心スプレイ系ストレーナ	—	—			常設／緩和	S Aクラス 2	
	主配管		—			原子炉圧力容器から原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	—	—			常設／緩和	S Aクラス 2	
						原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点から弁E51-F063	—	—			常設／緩和	S Aクラス 2	

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (23／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	—	—	—	—	—	弁E51-F063から弁E51-F064	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									弁E51-F064から原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点から常設高圧代替注水系タービン	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									常設高圧代替注水系タービンから原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点から弁E51-F068	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									弁E51-F068からサプレッション・チェンバ	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									高圧炉心スプレイ系ストレーナからサプレッション・チェンバ	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									サプレッション・チェンバから高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点から常設高圧代替注水系ポンプ	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									常設高圧代替注水系ポンプから原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点から残留熱除去系原子炉注水管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									残留熱除去系原子炉注水管合流点から弁E51-F065	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									弁E51-F065から弁E51-F066	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									弁E51-F066から原子炉圧力容器	—	—	常設／緩和	S Aクラス2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (24／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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		主配管	—				原子炉格納容器配管貫通部X-21	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								原子炉格納容器配管貫通部X-4	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								原子炉格納容器配管貫通部X-31	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
								原子炉格納容器配管貫通部X-2	—	—	常設／緩和	S Aクラス2	
	低圧代替注水系	原子炉格納容器安全設備	ポンプ	—			常設低圧代替注水系ポンプ	—	—	常設／緩和	S Aクラス2		
							可搬型代替注水大型ポンプ	—	—	可搬／緩和	S Aクラス3		
							可搬型代替注水中型ポンプ	—	—	可搬／緩和	S Aクラス3		
			貯蔵槽	—			代替淡水貯槽	—	—	常設／緩和	S Aクラス2		
							西側淡水貯水設備	—	—	常設／緩和	S Aクラス2		
			安全弁及び逃がし弁	—			E12-F025C	—	—	常設／緩和	—		
							E21-F018	—	—	常設／緩和	—		
			主配管	—			代替淡水貯槽から常設低圧代替注水系ポンプ	—	—	常設／緩和	S Aクラス2		
							常設低圧代替注水系ポンプから低圧代替注水系配管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2		
							低圧代替注水系配管合流点から代替格納容器スプレイ冷却系配管B系分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2		
							代替格納容器スプレイ冷却系配管B系分岐点から格納容器下部注水系配管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2		
							格納容器下部注水系配管分岐点から代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2		

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (25／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	—	—	—	—	—	代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点から低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点からC系統低圧注水系配管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									C系統低圧注水系配管分岐点から弁E12-F042C	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									弁E12-F042Cから弁E12-F041C	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									弁E12-F041Cから原子炉压力容器	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉建屋東側接続口から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点から低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点から弁E21-F005	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									弁E21-F005から弁E21-F006	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									弁E21-F006から原子炉压力容器	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									原子炉建屋西側接続口から高所接続口合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									高所西側接続口及び高所東側接続口から高所接続口合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2
									高所接続口合流点から低圧代替注水系配管合流点	—	—	常設／緩和	S Aクラス2

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (26／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	—	—				原子炉格納容器配管貫通部X-8	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-12C	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2
									取水用5mホース	—	—	可搬／緩和	S Aクラス 3
									送水用5m, 10m, 50mホース	—	—	可搬／緩和	S Aクラス 3
	ほう酸水注入系		ポンプ	—				ほう酸水注入ポンプ	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
			容器	—				ほう酸水貯蔵タンク	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
			安全弁及び逃がし弁	—				C41-F029A, B	—	—	常設／緩和	—	
			主配管	—				タンクよりポンプまで（ポンプ入口管）	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								ポンプ出口より爆破開放弁（ポンプ出口バイパス管含む）	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								爆破開放弁より原子炉圧力容器まで	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
								原子炉格納容器配管貫通部X-13	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
	放水設備 原子炉建屋		ポンプ	—				可搬型代替注水大型ポンプ	—	—	可搬／緩和	S Aクラス 3	
			主配管	—				取水用5mホース	—	—	可搬／緩和	S Aクラス 3	
								放水砲用5m, 50mホース	—	—	可搬／緩和	S Aクラス 3	
								放水砲	—	—	可搬／緩和	S Aクラス 3	
	供給設備 代替水源		ポンプ	—				可搬型代替注水大型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3	
				—				可搬型代替注水中型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3	
		貯蔵槽	—				代替淡水貯槽	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2		
			—				西側淡水貯水設備	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2		
		主配管	—				取水用5mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3		
							送水用5m, 10m, 50mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3		

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (27／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名		機器区分	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	原子炉建屋ガス処理系	非常用ガス再循環系	主要弁	SB2-4A, B	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				SB2-5A, B	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				SB2-7A, B	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				SB2-13A, B	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
			主配管	原子炉建屋空気取入口弁よりフィルタトレインまで（空気取入口管）	S	クラス 4	—		変更なし			常設／緩和	S Aクラス 2
				原子炉棟換気系及び不活性ガス系より空気取入口管まで	S	クラス 4	—		変更なし			—	—
				フィルタトレインより非常用ガス処理系排風機への連絡管及び原子炉棟換気系への分岐管第 1 弁まで	S	クラス 4	—		変更なし			常設／緩和	S Aクラス 2
			排風機	非常用ガス再循環系排風機	S	—	—		変更なし			常設／緩和	—
			フィルター	非常用ガス再循環系フィルタトレイン	S	クラス 4	—		変更なし			常設／緩和	—
		主要弁	SB2-9A, B	S	クラス 2	—		変更なし			—	—	
			SB2-11A, B	S	クラス 2	—		変更なし			—	—	

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (28／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名		機器区分	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	原子炉建屋ガス処理系	非常用ガス処理系	主配管	非常用ガス再循環系排風機出口連絡管よりフィルタトレインまで	S	クラス4	—		変更なし			常設／緩和	S Aクラス2
				非常用ガス処理系フィルタトレインAから非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点	S	クラス4	—		変更なし			常設／緩和	S Aクラス2
				非常用ガス処理系フィルタトレインBから耐圧強化ベント系配管合流点	S	クラス4	—		変更なし			常設／緩和	S Aクラス2
				耐圧強化ベント系配管合流点から非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点	S	クラス4	—		変更なし			常設／緩和	S Aクラス2
				非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点から非常用ガス処理系排気筒接続部	S	クラス4	—		変更なし			常設／緩和	S Aクラス2
			排風機	非常用ガス処理系排風機	S	—	—		変更なし			常設／緩和	—
	可燃性ガス濃度制御系		フィルター	非常用ガス処理系フィルタトレイン	S	クラス4	—		変更なし			常設／緩和	—
			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	—		変更なし			—	—
			安全弁及び逃がし弁	2-43V6A, B	S	—	—		変更なし			—	—
			主配管	原子炉格納容器（ドライウェル）より再結合装置入口まで（再結合装置入口管）	S	クラス2 クラス3	—		変更なし			—	—
				再結合装置出口より原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ）まで（再結合装置出口管）	S	クラス2 クラス3	—		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	Non	—		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	—		変更なし			—	—
			水素濃度抑制系		再結合装置	—					静的触媒式水素再結合器	—	—

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (29／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	主蒸気隔離弁漏えい抑制系	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	容器	低圧マニホールド	S	クラス 3	—		変更なし			—	—
			主配管	E32-F002 (A, B, C, D) から低圧マニホールド	S	クラス 3	—		変更なし			—	—
				E32-F002 (E, F, G, H) から低圧マニホールド	S	クラス 3	—		変更なし			—	—
				低圧マニホールド入口配管 B からベントスタック	S	クラス 3	—		— *2				
				低圧マニホールド入口配管 A からベントスタック	S	クラス 3	—		— *2				
				低圧マニホールドよりブロワまで	S	クラス 3	—		変更なし			—	—
				ブロワより非常用ガス再循環系空気取入母管まで	S	クラス 3	—		変更なし			—	—
			ブロワ	主蒸気隔離弁漏えい抑制系ブロワ	S	—	—		変更なし			—	—

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (30／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	不活性ガス系	原子炉格納容器調気設備	主要弁	2-26B-2	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				2-26B-9	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				2-26B-12	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				2-26B-5	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				2-26B-6	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				2-26B-10	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				2-26B-7	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				2-26B-1	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				2-26B-8	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				2-26B-13	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				2-26B-14	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				弁2-26B-1から弁2-26B-2及びドライウェルパージライン合流点	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				ドライウェルパージライン合流点から弁2-26B-5	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				弁2-26V-1及び弁2-26-V2から弁2-26B-3及び弁2-26B-4	S	クラス 3	—		変更なし			—	—
				弁2-26B-3，弁2-26B-4及び弁2-26B-5からサプレッション・チェンバ側窒素供給配管合流点	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				弁2-26B-6から窒素ガス代替注入系配管合流点	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				窒素ガス代替注入系配管合流点からサプレッション・チェンバ側窒素供給配管合流点	S	クラス 2	—		変更なし			—	—

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (31／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	不活性ガス系	原子炉格納容器調気設備	主配管	サプレッション・チェンバ側窒素供給配管合流点から原子炉格納容器	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	
				弁2-26B-2からドライウエルメイクアップライン合流点	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	
				ドライウエルメイクアップライン合流点から原子炉格納容器	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	
				窒素供給設備から弁2-26B-7及び弁2-26B-8*3	C	クラス 3	—		変更なし		—	—	
				弁2-26B-7から弁2-26B-6及び弁2-26B-9	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	
				弁2-26B-9からドライウエルメイクアップライン合流点	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	
				弁2-26B-8からドライウエルパージライン合流点	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	
				原子炉格納容器から弁2-26B-12	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	
				弁2-26B-12からドライウエル側窒素ガス代替注入系配管合流点	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	
				原子炉格納容器から弁2-26B-10	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	
				弁2-26B-10からサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	
				ドライウエル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点から窒素排気管合流点	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	
				窒素排気管合流点から原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	
				原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点から耐圧強化ベント系配管分岐点	S	クラス 2	—		変更なし		—	—	

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (32／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	不 活 性 系		主配管	耐圧強化ベント系配管分岐点から弁SB2-14	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
				原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点から弁SB2-3	S	クラス 2	—		変更なし			—	—
			主配管			—		フィルタベント配管窒素供給ライン接続口からドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点から窒素排気管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								窒素排気管合流点から原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点から耐圧強化ベント系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								耐圧強化ベント系配管分岐点から格納容器圧力逃がし装置配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								格納容器圧力逃がし装置配管分岐点からフィルタ装置	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								フィルタ装置から排気管	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								格納容器窒素供給ライン西側接続口及び格納容器窒素供給ライン東側接続口から原子炉格納容器及び窒素ガス代替注入系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								窒素ガス代替注入系配管合流点からサプレッション・チェンバ側窒素供給配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (33／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	窒素ガス代替注入系	原子炉格納容器調気設備	主配管	—				サプレッション・チェンバ側窒素供給配管合流点から原子炉格納容器	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								原子炉格納容器配管貫通部X-56	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								原子炉格納容器配管貫通部X-80	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								窒素供給用5mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3	
	格納容器圧力逃がし装置	圧力逃がし装置	圧力開放板	—				圧力開放板	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			主配管	—				原子炉格納容器から弁2-26B-12	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								原子炉格納容器から弁2-26B-10	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								弁2-26B-12からドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								弁2-26B-10からサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点から窒素排気管合流点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								窒素排気管合流点から原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点から耐圧強化ベント系配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								耐圧強化ベント系配管分岐点から格納容器圧力逃がし装置配管分岐点	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	
								格納容器圧力逃がし装置配管分岐点からフィルタ装置	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2	

表1 原子炉格納施設の主要設備リスト (34／34)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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	格納容器圧力逃がし装置	圧力逃がし装置	主配管		—				フィルタ装置から排気管	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									フィルタ装置から移送ポンプ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									移送ポンプからサプレッション・チェンバ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									補給水接続口からフィルタ装置	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-3	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-79	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									原子炉格納容器配管貫通部X-77	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
									取水用5mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3
									送水用5m, 10m, 50mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3
									格納容器圧力逃がし装置送水用20mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3
	代替水源	圧力逃がし装置	フィルター		—				フィルタ装置	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス 2
			主配管		—				取水用5mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3
									送水用5m, 10m, 50mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス 3

注記 * 1：表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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：当該ラインについては，主配管に該当しないため記載の適正化を行う。
* 3：本設備は記載の適正化のみを行うものであり，手続き対象外である。

表2 原子炉格納施設の兼用設備リスト (1／3)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	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	スプレイ冷却系格納容器	—	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	S A クラス 2	
	プール冷却系・サブレーション			—				原子炉格納容器	—	—	常設耐震／防止	S A クラス 2	
	スプレイ冷却系代替格納容器			—				原子炉格納容器	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S A クラス 2	
	代替循環冷却系		原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備	—				残留熱除去系ポンプ A	—	—	常設／耐震防止 常設／緩和	S A クラス 2	
								残留熱除去系ポンプ B	—	—	常設／耐震防止 常設／緩和	S A クラス 2	
			原子炉本体 原子炉压力容器	—				残留熱除去系配管（原子炉压力容器内部）	—	—	常設／緩和	—	
			原子炉本体 原子炉压力容器	—				原子炉压力容器	—	—	常設／緩和	S A クラス 2	
			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	S A クラス 2	
	下部注水系格納容器		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	S A クラス 2	

表2 原子炉格納施設の兼用設備リスト (2／3)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	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	原子炉冷却系 隔離時	—	原子炉本体 原子炉压力容器	—				原子炉压力容器	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
	高圧代替 注水系		原子炉本体 原子炉压力容器	—				原子炉压力容器	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	
	低圧代替 注水系		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	S Aクラス 2	
			原子炉本体 原子炉压力容器	—				残留熱除去系配管（原子炉压力容器内部）	—	—	常設／緩和	—	
	ほう酸水 注入系		原子炉本体 原子炉压力容器	—				差圧検出・ほう酸水注入管（ティーよりN10ノズルまでの外管）	—	—	常設／緩和	—	
			原子炉本体 原子炉压力容器	—				差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉压力容器内部）	—	—	常設／緩和	—	
			原子炉本体 原子炉压力容器	—				原子炉压力容器	—	—	常設／緩和	S Aクラス 2	

表2 原子炉格納施設の兼用設備リスト (3／3)

				変 更 前				変 更 後						
設備区分	系統名	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	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	—				非常用ガス処理系排気筒	—	—	常設／緩和	—		
			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	S Aクラス2		
	格納容器圧力逃がし装置		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	—				代替淡水貯槽	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2		
			原子炉格納施設 圧力低減設備その他の安全設備	—				西側淡水貯水設備	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2		
				—				2-26B-12	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2		
			—				2-26B-10	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2			
			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	—				可搬型代替注水大型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3		
				—				可搬型代替注水中型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3		
			代替水源供給設備	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	—				可搬型代替注水大型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3	
					—				可搬型代替注水中型ポンプ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3	
	—				代替淡水貯槽	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2					
	—				西側淡水貯水設備	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2					

注記 *1：表2に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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

5 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

5(1)～5(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	5 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

その他発電用原子炉の附属施設

1 非常用電源設備

1 常用電源設備との切替方法

1.1 非常用ディーゼル発電装置

非常用ディーゼル発電機

変 更 前	変 更 後
手動および自動	変更なし

1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

変 更 前	変 更 後
手動および自動	変更なし

1.3 常設代替高圧電源装置

常設代替高圧電源装置

変 更 前	変 更 後
—	手動

1.4 緊急時対策所用発電機

緊急時対策所用発電機

変 更 前	変 更 後
—	手動および自動

1.5 可搬型代替低圧電源車

可搬型代替低圧電源車

変 更 前	変 更 後
—	手動

2 非常用発電装置に係る次の事項

2.1 非常用ディーゼル発電装置

(2) 内燃機関に係る次の事項

イ 機関の名称，種類，出力，回転速度，燃料の種類及び使用量，個数並びに取付箇所並びに過給機の種類，出口の圧力，回転速度，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前		変 更 後	
名 称				非常用ディーゼル発電機 内燃機関*1		変更なし	
機 関	種 類	—	4 サイクル縦形 ディーゼル機関				
	出 力	kW/個	5500*2, *3				
	回 転 速 度 *4	min ⁻¹ *5	429				
	燃 料	種 類	—	軽油*6			
		使 用 量	L/h/個	1515*6			
	個 数		—	2			
	取 付 箇 所	系 統 名 (ライン名)	—	2C 非常用ディー ゼル発電機内燃 機関 2C 非常用ディー ゼル発電機*6	2D 非常用ディー ゼル発電機内燃 機関 2D 非常用ディー ゼル発電機*6		
				原子炉建屋 付属棟 EL. 2. 50 m*6	原子炉建屋 付属棟 EL. 2. 50 m*6		
		溢水防護上の 区 画 番 号	—	—			
			溢水防護上の 配慮が必要な 高 さ			—	EL. 0. 80 m 以上
過 給 機	種 類	—	排気タービン式		変更なし		
	出 口 の 圧 力	kPa	123*2 (最大連続回転時)				
	回 転 速 度 *4	min ⁻¹ *5	16250 (最大連続回転数)				
	個 数	—	4 (各 2)				
	取 付 箇 所	—	機関と同じ*6				

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「内燃機関」と記載。

*2：S I 単位に換算したもの。

*3：公称値を示す。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「回転数」と記載。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「r. p. m」と記載。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

ロ 調速装置及び非常調速装置の名称及び種類

・常設

		変 更 前		変 更 後
名	称	非常用ディーゼル 発電機調速装置	非常用ディーゼル 発電機非常調速装置	変更なし
種	類	油圧式	電気－空気式	

ハ 内燃機関に附属する冷却水設備の名称、種類、容量、個数及び取付箇所
(常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

				変 更 前		変 更 後	
名 称				非常用ディーゼル発電機 冷却水ポンプ*1		変更なし	
ポ ン プ	種 類	—	横軸単段うず巻形				
	容 量	m³/h/個	300				
	個 数	—	2				
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	2C 非常用 ディーゼル 発電機冷却 水ポンプ 2C 非常用 ディーゼル 発電機冷却 水系	2D 非常用 ディーゼル 発電機冷却 水ポンプ 2D 非常用 ディーゼル 発電機冷却 水系*2		
		設 置 床	—	原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m			
		溢水防護上の区画 番 号	—	—		CS-B1-5	CS-B1-3
		溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ	—			EL. 0.80 m	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「機関直結ポンプ」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

ニ 内燃機関に附属する空気圧縮設備に係る次の事項

- 1 空気だめの名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前				変 更 後
名 称			非常用ディーゼル発電機空気だめ A		非常用ディーゼル発電機空気だめ B*1		変更なし
種 類	—		横置円筒形*2				
容 量	m³/個*3				(3*4, *6)		
最 高 使 用 圧 力	MPa		3.24*5, *7				
最 高 使 用 温 度	℃		60*8				
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	1200*6, *8				
	胴 板 厚 さ * 9	mm			(22.0*6)		
	鏡 板 厚 さ	mm			(22.0*6)		
	鏡板の形状に係る寸法	mm	1200*6, *8 (内面における長径)				
			300*6, *8 (内面における短径の2分の1)				
	マ ン ホ ー ル 外 径	mm	424.0*6, *10, *11 324.0*6, *10, *12				
	マ ン ホ ー ル 厚 さ	mm			(22.0*6, *8)		
	マンホール平板厚さ	mm			(36.0*6, *8)		
全 長	mm	2904*6, *10					
材 料	胴 板	—	SM50B				
	鏡 板	—	SM50B*8				
	マ ン ホ ー ル 平 板	—	SM50B*8				
個 数	—	2*13		2*13			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	2C 非常用ディーゼル 発電機空気だめ A 2C 非常用ディーゼル発電機*5	2D 非常用ディーゼル 発電機空気だめ A 2D 非常用ディーゼル発電機*5	2C 非常用ディーゼル 発電機空気だめ B 2C 非常用ディーゼル発電機*5	2D 非常用ディーゼル 発電機空気だめ B 2D 非常用ディーゼル発電機*5	
	設 置 床	—	原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m*5				
	溢水防護上の区画番号	—					
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	—				

注記 *1：本設備は記載の適正化のみを行うものであり，手続き対象外である。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒横形定置式」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ℓ」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3，000」と記載。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*6：公称値を示す。

- ＊7：S I 単位に換算したもの。
- ＊8：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号で届け出た工事計画の添付書類「Ⅲ-1-17 内燃機関に附属する空気だめの強度計算書」による。
- ＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「板厚」と記載。
- ＊10：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号で届け出た工事計画の添付書類「第 10-3 図 空気だめ本体図（1／2）（非常用ディーゼル発電装置用）」による。
- ＊11：マンホール管台外径における長径を示す。
- ＊12：マンホール管台外径における短径を示す。
- ＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「4（各 2）」と記載。

2 空気だめの安全弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前				変 更 後	
名 称				3-14Z1*1	3-14Z2*1, *2	3-14Z101*1	3-14Z102*1, *2	変更なし	
種 類	—			非平衡型*3					
吹 出 圧 力	MPa			3.2*4, *5					
吹 出 量	kg/h			262 以上*4					
主 要 寸 法	呼 び 径	—			20				
	リ フ ト	mm							
	の ど 部 の 径	mm							
	弁 座 口 の 径	mm							
材 料	弁 箱	—			SF440A*1				
個 数	—			1*7	1*7	1*7	1*7		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—			3-14Z1 2D非常用ディーゼル発電機*1	3-14Z2 2D非常用ディーゼル発電機*1	3-14Z101 2C非常用ディーゼル発電機*1		3-14Z102 2C非常用ディーゼル発電機*1
	設 置 床	—			原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m*1	原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m*1	原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m*1		原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m*1
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—			—				
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—							

注記 *1：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：本設備は記載の適正化のみを行うものであり，手続き対象外である。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「低揚程バネ式」と記載。

*4：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，昭和50年3月28日付け50資庁第1524号にて認可された工事計画の添付資料Ⅲ-1-5「内燃機関に附属する空気だめの安全弁の吹出量計算書」による。

*5：S I 単位に換算したもの。

*6：公称値を示す。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「4（空気だめ1個につき1個）」と記載。

ホ 燃料デイトンク又はサービスタンクの名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前* ¹	変 更 後
名 称			非常用ディーゼル 発電機燃料油 デイトンク	変更なし
種 類	—		横置円筒形	
容 量	m ³ /個		(14* ²)	
最 高 使 用 圧 力	MPa		静水頭	
最 高 使 用 温 度	℃		55	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	1800* ²	
	胴 板 厚 さ	mm	(9.0* ²)	
	鏡 板 厚 さ	mm	(9.0* ²)	
	鏡 板 の 形 状 に 係 る 寸 法	mm	1800* ² (鏡板の中央部における 内面の半径)	
			180* ² (鏡板のすみの丸みの 内半径)	
	管 台 外 径 (燃 料 入 口)	mm	48.6* ²	
	管 台 厚 さ (燃 料 入 口)	mm	(3.7* ²)	
	管 台 外 径 (燃 料 出 口)	mm	60.5* ²	
	管 台 厚 さ (燃 料 出 口)	mm	(3.9* ²)	
	マ ン ホ ー ル 外 径	mm	518.0* ²	
	マ ン ホ ー ル 厚 さ	mm	(9.0* ²)	
	マ ン ホ ー ル 平 板 厚 さ	mm	(12.0* ²)	
	全 長	mm	6210* ²	
材 料	胴 板	—	SS41 相当 (日本海事協会規格 (NK) KAM 材より)	
	鏡 板	—	SS41	
	マ ン ホ ー ル 平 板	—	SS41 相当 (日本海事協会規格 (NK) KAM 材より)	
個 数	—		2	

(続き)

			変 更 前 ^{*1}		変 更 後	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	2C 非常用 ディーゼル 発電機 燃料油デイ タンク 2C 非常用 ディーゼル 発電機 燃料油系	2D 非常用 ディーゼル 発電機 燃料油デイ タンク 2D 非常用 ディーゼル 発電機 燃料油系	変更なし	
	設 置 床	—	原子炉建屋 付属棟 EL. 2.50 m	原子炉建屋 付属棟 EL. 2.50 m		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		CS-B1-8	CS-B1-6
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			EL. 4.92 m 以上	EL. 5.51 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

(5) 発電機に係る次の事項

イ 発電機の名称、種類、容量、主要寸法、力率、電圧、相、周波数、回転速度、結線法、冷却方法、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			非常用ディーゼル発電機*1	変更なし
種 類	—		横軸回転界磁三相交流発電機	
容 量	kVA/個*2		6500	
主 要 寸 法	た て	mm	4955*3, *4	
	横	mm	4200*3, *4	
	高 さ	mm	3240*3, *4	
力 率	%*5		80*6	
電 圧	V		6900	
相	—		3*7	
周 波 数	Hz		50	
回 転 速 度*8	min ⁻¹ *9		429	
結 線 法	—		星形	
冷 却 方 法*10	—		空気冷却	
個 数	—		2	

(続き)

			変 更 前		変 更 後	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	2C 非常用ディーゼル発電機 ^{*11}	2D 非常用ディーゼル発電機 ^{*11}	変更なし	
	設 置 床	—	原子炉建屋付属棟 EL. 0. 70 m ^{*11}	原子炉建屋付属棟 EL. 0. 70 m ^{*11}		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		CS-B1-5	CS-B1-3
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			EL. 0. 80 m 以上 ^{*12}	EL. 0. 80 m 以上 ^{*12}

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「KVA」と記載。
*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
*4：公称値を示す。
*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。
*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0. 80」と記載。
*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「三相」と記載。
*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「回転数」と記載。
*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「r. p. m」と記載。
*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「冷却法」と記載。
*11：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
*12：設置高さではなく溢水防護の設備対策高さを記載。

ロ 励磁装置の名称、種類、容量、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変 更 後	
名 称			非常用ディーゼル発電機励磁装置*1		変更なし	
種 類	—	静止形自励式				
容 量	kW/個*2	60				
個 数	—	2（発電機 1 台当たり 1）*3				
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—	2C 非常用ディーゼル発電機*4	2D 非常用ディーゼル発電機*4		
	設 置 床	—	原子炉建屋付属棟 EL. 0. 70 m*4	原子炉建屋付属棟 EL. 0. 70 m*4		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—		CS-B1-5	CS-B1-3
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			EL. 0. 80 m 以上*5	EL. 0. 80 m 以上*5

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「KW」と記載。
*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2」と記載。
*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
*5：設置高さではなく溢水防護の設備対策高さを記載。

ハ 保護継電装置の名称及び種類

		変 更 前	変更後
名 称		非常用ディーゼル発電機保護継電装置 ^{*1}	変更なし
種	類	- 自動遮断用^{*2} - 発電機逆電力継電器^{*3, *4} - 発電機差電流継電器^{*3} - 発電機過電流継電器^{*3, *4} - 警報用^{*2} - 発電機過電圧継電器^{*3} - 発電機接地継電器^{*3} - 発電機界磁接地継電器^{*3} - 電圧不平衡継電器^{*3}	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には自動遮断用と警報用の区分けなし。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「発電機過電圧」，「発電機逆電力」，「発電機差電流」，「発電機過電流」，「発電機接地」，「発電機界磁接地」，「電圧不平衡」と記載。

*4：非常用炉心冷却設備作動信号発生時以外。

ニ 原動機との連結方法

		変 更 前	変更後
連 結 方 法	—	直結*	変更なし

注記 *：記載の適正化を行う。既工事計画書には「機関直結」と記載。

(6) 冷却設備に係る次の事項

ロ ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前	変 更 後
名 称				非常用ディーゼル発電機用 海水ポンプ	変更なし
ポ ン プ	種 類	—		ターボ形	
	容 量	m ³ /h/個		272.6 以上 (272.6 ^{*1})	
	揚 程	m		44 以上 (44 ^{*1})	
	最 高 使 用 圧 力	MPa		0.70 ^{*3, *4}	
	最 高 使 用 温 度	℃		38 ^{*3, *4}	
	主 要 寸 法	吸 込 内 径	mm	187.0 ^{*1}	
		吐 出 内 径	mm	250.0 ^{*1}	
		コ ラ ム 外 径	mm	318.5 ^{*1}	
		コ ラ ム 厚 さ	mm	(10.0 ^{*1})	
		高 さ	mm	8743 ^{*1}	
	材 料	ケーシング	—		
	個 数	—		2	
原 動 機	種 類	—		誘導電動機	
	出 力	kW/個		55	
	個 数	—		2	
取 付 箇 所	系 統 名 (ライン名)	—		2C 非常用 ディーゼル発電 機海水ポンプ 2C 非常用 ディーゼル 発電機海水系 ^{*2}	2D 非常用 ディーゼル発電 機海水ポンプ 2D 非常用 ディーゼル 発電機海水系 ^{*2}
	設 置 床	—		海水ポンプ室 EL. 0.80 m	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—	
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ	—			

注記 *1：公称値を示す。

- *2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *3：建設時第 8 回工事認可申請書（49 資庁第 18032 号 昭和 49 年 10 月 30 日認可）の「Ⅰ 工事計画書」に記載なし。
- *4：工事計画軽微変更届出書（建建発第 53 号 昭和 51 年 6 月 21 日届出）の「Ⅰ 工事の計画の変更の内容」に記載されている海水ポンプと取り合う主配管の仕様を確認し、記載したものである。

ハ ろ過装置の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，
個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変更後	
名 称			非常用ディーゼル発電機用 海水ストレーナ		変更なし	
種 類	—		たて置円筒形*1			
容 量	m ³ /h/個*2		331 以上 (331*3)			
最 高 使 用 圧 力	MPa		0.70*4			
最 高 使 用 温 度	℃		38			
主 要 寸 法	胴 内 径	mm				
	胴 板 厚 さ	mm				
	カ バ ー 厚 さ	mm				
	管台口径（海水入口）	mm				
	管台厚さ（海水入口）	mm				
	管台口径（海水出口）	mm				
	管台厚さ（海水出口）	mm				
	胴 フ ラ ン ジ 厚 さ	mm				
	全 長	mm				
材 料	胴	—	SCS14			
	ボ ン ネ ッ ト	—	SCS14			
	カ バ ー	—	SCS14			
	胴 フ ラ ン ジ	—	SCS14			
個 数		—	2			
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	2C 非常用 ディーゼル 発電機用 海水ストレーナ 2C 非常用 ディーゼル 発電機海水系	2D 非常用 ディーゼル 発電機用 海水ストレーナ 2D 非常用 ディーゼル 発電機海水系		
	設 置 床	—	海水ポンプ室 EL. 0.80 m	海水ポンプ室 EL. 0.80 m		
	溢水防護上の区画番号	—	—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—				

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒縦形」と記載。

- *2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「 m^3/h 」と記載。
- *3：公称値を示す。
- *4：S I 単位に換算したもの。
- *5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

ホ 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，取付箇所を付記すること。）

・常設

変 更 前							変 更 後						
名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
非常用ディーゼル発電装置 冷却設備	*2 非常用ディーゼル発 電機用海水ポンプか ら非常用ディーゼル 発電機用海水ストレ ーナ	0.70*3	38	267.4	9.3*1	STPT410*4	非常用ディーゼル発電装置 冷却設備	変更なし	変更なし		変更なし*5		
	*2、*8 非常用ディーゼル発 電機用海水ストレー ナから空気冷却器及 び潤滑油冷却器を経 て非常用ディーゼル 発電機清水冷却器	0.70*3	38	267.4	9.3*1	STPT410*4		変更なし	変更なし	変更なし*5			
				267.4*4、*6	9.3*1、*4、*6	STPT410*4、*6				変更なし			
				318.5*4、*6	 (13.0*1)*4、*6	STPT410*4、*6				変更なし			
		—							0.70*7	38*7	267.4*6 /267.4*6 /—	9.3*6 /9.3*6 /—	STPT410*6
		0.70*3	38	267.4	9.3*1	STPT42							
				267.4	9.3*1	STPT370*4			変更なし*5				
		—							0.70*7	38*7	267.4*6 /267.4*6 /—	9.3*6 /9.3*6 /—	STPT370*6
											267.4*6 /267.4*6 /165.2*6	9.3*6 /9.3*6 /7.1*6	STPT370*6
											267.4*6 /165.2*6	9.3*6 /7.1*6	STPT370*6
		0.70*3	38	165.2	7.1*1	STPT370*4			変更なし		変更なし*5		
	—					0.70*7		38*7	165.2*6 /114.3*6	7.1*6 /6.0*6	STPT370*6		
	(次頁へ続く)												

(続き)

変 更 前							変 更 後						
名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
非常用ディーゼル発電装置 冷却設備	(前頁からの続き)	0.70*3	38	114.3	6.0*1	STPT370*4	変更なし	変更なし		変更なし			
		0.70*3	50	114.3	6.0*1	STPT370*4		変更なし		変更なし*5			
		—						0.70*7	50*7	165.2*6 /114.3*6	7.1*6 /6.0*6	STPT370*6	
		0.70*3	50	165.2	7.1*1	STPT370*4		変更なし		変更なし*5			
		—						0.70*7	50*7	216.3*6 /165.2*6	8.2*6 /7.1*6	STPT370*6	
		0.70*3	50	216.3	8.2*1	STPT370*4		変更なし		変更なし*5			
		—						0.70*7	50*7	216.3*6 /216.3*6 /165.2*6	8.2*6 /8.2*6 /7.1*6	STPT370*6	
		*8 非常用ディーゼル発電機清水冷却器から放出配管分岐点	0.70	50	216.3	8.2*1		STPT370*4	変更なし	変更なし		変更なし*5	
	—					0.70*7	50*7	267.4*6 /216.3*6		9.3*6 /8.2*6	STPT370*6		
	—					0.70*7	50*7	267.4*6 /267.4*6 /—		9.3*6 /9.3*6 /—	STPT370*6		
	0.70		50	267.4	9.3*1	STPT370*4	変更なし			変更なし*5			
	0.70		50	267.4	9.3*1	STPT410*4	変更なし			変更なし*5			
	0.70		66	267.4	9.3*1	STPT370*4	変更なし			変更なし*5			
				267.4	9.3*1	STPT410*4				変更なし*5			
				267.4	9.3*1	STPT38				変更なし			
				267.4	7.0 (9.3*1)	STPT410				変更なし			
	—					0.70*7	66*7	267.4*6 /267.4*6 /—		9.3*6 /— /9.3*6	STPT410*6		
	—					0.70*7	66*7	267.4*6 /— /267.4*6	9.3*6 /9.3*6 /—	STPT410*6			

(続き)

変 更 前							変 更 後						
名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
非常用 ディーゼル 発電装置 冷却設備	*8 放出配管分岐点から弁 7-13V91，弁 7-13V89	0.70	66	267.4	(9.3*1)	STPT410	非常用 ディーゼル 発電装置 冷却設備	変更なし	変更なし		変更なし*5		
	*8, *10 弁7-13V91，弁 7-13V89から放水路	0.70	66	267.4	9.3*1)	STPT410		変更なし					
	放出配管分岐点より 放水先まで (非常用放出配管)	0.70	66	267.4	(9.3*1)	STPT410		変更なし	変更なし	変更なし	変更なし		
		—							0.70*7	66*7	267.4*6, *9	9.3*6, *9	STPT410*6, *9

注記 *1 ：公称値を示す。

 *2 ：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ（A，B）より空気冷却器及び燃料弁冷却器まで（二重管部分を除く）」及び「海水ストレーナから原子炉建屋トレンチまで（非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用とも）」と記載。

 *3 ：S I 単位に換算したもの。

 *4 ：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

 *5 ：エルボにあっては，管と同等以上の厚さのものを選定。

 *6 ：本設備は既存の設備である。

 *7 ：重大事故等時における使用時の値を示す。

 *8 ：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器及び燃料弁冷却器より放水路まで（放出配管）」と記載。

 *9 ：エルボを示す。

 *10：本設備は記載の適正化のみを行うものであり，手続き対象外である。

2.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置

(2) 内燃機関に係る次の事項

イ 機関の名称、種類、出力、回転速度、燃料の種類及び使用量、個数並びに取付箇所並びに過給機の種類、出口の圧力、回転速度、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 内燃機関* ¹	変更なし
機 関	種 類	—	4 サイクル縦形 ディーゼル機関	
	出 力	kW/個	3050* ² , * ³	
	回 転 速 度* ⁴	min ⁻¹ * ⁵	429	
	燃 料	種 類	軽油* ⁶	
		使 用 量	880* ⁶	
	個 数		1	
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 内燃機関 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機* ⁶	
		設 置 床	原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m* ⁶	
		溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	CS-B1-4
		溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ		EL. 0.70 m 以上
過 給 機	種 類	—	排気タービン式	変更なし
	出 口 の 圧 力	kPa	123* ² (最大連続回転時)	
	回 転 速 度* ⁴	min ⁻¹ * ⁵	16250 (最大連続回転数)	
	個 数	—	2	
	取 付 箇 所	—	機関と同じ* ⁶	

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「内燃機関」と記載。

*2：S I 単位に換算したもの。

*3：公称値を示す。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「回転数」と記載。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「r.p.m」と記載。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

ロ 調速装置及び非常調速装置の名称及び種類

・常設

	変 更 前		変 更 後
名 称	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 調速装置	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 非常調速装置	変更なし
種 類	油圧式	電気－空気式	

ハ 内燃機関に附属する冷却水設備の名称，種類，容量，個数及び取付箇所
（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 冷却水ポンプ*1	変更なし
ポ ン プ	種 類	—	横軸単段うず巻形	
	容 量	m ³ /h/個	300	
	個 数	—	1	
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 冷却水ポンプ 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機冷却水系	
		設 置 床	原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m	
		溢水防護上の区画 番 号	—	CS-B1-4
		溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ		EL. 0.70 m

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「機関直結ポンプ」と記載。

ニ 内燃機関に附属する空気圧縮設備に係る次の事項

1 空気だめの名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前		変 更 後
名 称			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機空気だめ A	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機空気だめ B*1	変更なし
種 類	—		横置円筒形*2		
容 量	m ³ /個*3			(3*4, *6)	
最 高 使 用 圧 力	MPa		3. 24*5, *7		
最 高 使 用 温 度	℃		60*8		
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	1200*6, *8		
	胴 板 厚 さ*9	mm		(22. 0*5)	
	鏡 板 厚 さ	mm		(22. 0*5)	
	鏡板の形状に係る寸法	mm	1200*6, *8 (内面における長径)		
			300*6, *8 (内面における短径の 2 分の 1)		
	マ ン ホ ー ル 外 径	mm	424. 0*6, *10, *11	324. 0*6, *10, *12	
	マ ン ホ ー ル 厚 さ	mm		(22. 0*6, *8)	
	マンホール平板厚さ	mm		(36. 0*6, *8)	
材 料	全 長	mm	2904*6, *10		
	胴 板	—	SM50B		
	鏡 板	—	SM50B*8		
個 数	マ ン ホ ー ル 平 板	—	SM50B*8		
		—	1*13	1*13	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機空気だめ A 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機*5	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機空気だめ B 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	
	設 置 床	—	原子炉建屋付属棟 EL. -4. 00 m*5		
	溢水防護上の区画番号	—	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			

注記 *1：本設備は記載の適正化のみを行うものであり，手続き対象外である。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒横形定置式」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ℓ」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3， 0 0 0」と記載。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*6：公称値を示す。

*7：S I 単位に換算したもの。

- ＊8：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号で届け出た工事計画の添付書類「Ⅲ-1-17 内燃機関に附属する空気だめの強度計算書」による。
- ＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「板厚」と記載。
- ＊10：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号で届け出た工事計画の添付書類「第 10-6 図 空気だめ本体図（1／2）（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置用）」による。
- ＊11：マンホール管台外径における長径を示す。
- ＊12：マンホール管台外径における短径を示す。
- ＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2」と記載。

2 空気だめの安全弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前		変 更 後		
名 称				3-14Z201*1	3-14Z202*1, *2	変更なし		
種 類	—			非平衡型*3				
吹 出 圧 力	MPa			3.2*4, *5				
吹 出 量	kg/h			262 以上*4				
主 要 寸 法	呼 び 径	—			20			
	リ フ ト	mm						
	の ど 部 の 径	mm						
	弁 座 口 の 径	mm						
材 料	弁 箱	—			SF440A*1			
個 数			—				1*7	1*7
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—			3-14Z201 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機*1		3-14Z202 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機*1	
	設 置 床	—			原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m*1		原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m*1	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—			—			
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—			—			

注記 *1：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：本設備は記載の適正化のみを行うものであり，手続き対象外である。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「低揚程バネ式」と記載。

*4：既工事計画書に記載がないため，記載の適正化を行う。記載内容は，昭和50年3月28日付け50資庁第1524号にて認可された工事計画の添付資料Ⅲ-1-5「内燃機関に附属する空気だめの安全弁の吹出量計算書」による。

*5：S I 単位に換算したもの。

*6：公称値を示す。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2（空気だめ 1 個につき 1 個）」と記載。

ホ 燃料デイトンク又はサービスタンクの名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前 ^{*1}	変 更 後
名 称			高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機燃料油 デイトンク	変更なし
種 類	—		横置円筒形	
容 量	m ³ /個		(7.5 ^{*2})	
最 高 使 用 圧 力	MPa		静水頭	
最 高 使 用 温 度	℃		55	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm	1800 ^{*2}	
	胴 板 厚 さ	mm	(9.0 ^{*2})	
	鏡 板 厚 さ	mm	(9.0 ^{*2})	
	鏡板の形状に係る寸法	mm	1800 ^{*2} (鏡板の中央部における内 面の半径)	
			180 ^{*2} (鏡板のすみの丸みの内半 径)	
	管台外径（燃料入口）	mm	48.6 ^{*2}	
	管台厚さ（燃料入口）	mm	(3.7 ^{*2})	
	管台外径（燃料出口）	mm	60.5 ^{*2}	
	管台厚さ（燃料出口）	mm	(3.9 ^{*2})	
	マンホール外径	mm	518.0 ^{*2}	
	マンホール厚さ	mm	(9.0 ^{*2})	
	マンホール平板厚さ	mm	(12.0 ^{*2})	
	全 長	mm	3560 ^{*2}	
材 料	胴 板	—	SS41 相当 (日本海事協会規格 (NK) KAM 材より)	
	鏡 板	—	SS41	
	マンホール平板	—	SS41 相当 (日本海事協会規格 (NK) KAM 材より)	
個 数	—		1	

(続き)

			変 更 前	変 更 後
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 燃料油デイトンク 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機燃料油系	変更なし
	設 置 床	—	原子炉建屋付属棟 EL. 2. 50 m	
	溢水防護上の区画番号	—	—	CS-B1-7
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		EL. 5. 49 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。
*2：公称値を示す。

(5) 発電機に係る次の事項

イ 発電機の名称、種類、容量、主要寸法、力率、電圧、相、周波数、回転速度、結線法、冷却方法、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ^{*1}	変更なし
種 類	—		横軸回転界磁三相交流発電機	
容 量	kVA/個 ^{*2}		3500	
主 要 寸 法	た て	mm	5065 ^{*3, *4}	
	横	mm	4200 ^{*3, *4}	
	高 さ	mm	3240 ^{*3, *4}	
力 率	％ ^{*5}		80 ^{*6}	
電 圧	V		6900	
相	—		3 ^{*7}	
周 波 数	Hz		50	
回 転 速 度 ^{*8}	min ⁻¹ ^{*9}		429	
結 線 法	—		星形	
冷 却 方 法 ^{*10}	—		空気冷却	
個 数	—		1	

(続き)

			変 更 前	変 更 後
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ^{*11}	変更なし
	設 置 床	—	原子炉建屋付属棟 EL. 0.70 m ^{*11}	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	CS-B1-4
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		EL. 0.70 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「KVA」と記載。
*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
*4：公称値を示す。
*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。
*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0.80」と記載。
*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「三相」と記載。
*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「回転数」と記載。
*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「r. p. m」と記載。
*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「冷却法」と記載。
*11：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

ロ 励磁装置の名称、種類、容量、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機励磁装置*1	変更なし
種 類	—		静止形自励式	
容 量	kW/個*2		45	
個 数	—		1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機*3	
	設 置 床	—	原子炉建屋付属棟 EL. 0.70 m*3	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	CS-B1-4
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		EL. 0.70 m 以上

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。
*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「KW」と記載。
*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

ハ 保護継電装置の名称及び種類

		変 更 前	変更後
名 称		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 保護継電装置 ^{*1}	変更なし
種 類	—	・ 自動遮断用^{*2} - 発電機逆電力継電器^{*3, *4} - 発電機差電流継電器^{*3} - 発電機過電流継電器^{*3, *4} ・ 警報用^{*2} - 発電機過電圧継電器^{*3} - 発電機接地継電器^{*3} - 発電機界磁接地継電器^{*3} - 電圧不平衡継電器^{*3}	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には自動遮断用と警報用の区分けなし。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「発電機過電圧」，「発電機逆電力」，
「発電機差電流」，「発電機過電流」，「発電機接地」，「発電機界磁接地」，
「電圧不平衡」と記載。

*4：非常用炉心冷却設備作動信号発生時以外。

ニ 原動機との連結方法

		変 更 前	変更後
連 結 方 法	—	直結*	変更なし

注記 *：記載の適正化を行う。既工事計画書には「機関直結」と記載。

(6) 冷却設備に係る次の事項

ロ ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前	変 更 後
名 称				高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機用 海水ポンプ	変更なし
ポンプ	種 類	—		ターボ形	
	容 量	m³/h/個		232.8 以上 (232.8*1)	
	揚 程	m		43 以上 (43*1)	
	最 高 使 用 圧 力	MPa		0.70*3, *4	
	最 高 使 用 温 度	℃		38*3, *4	
	主要寸法	吸 込 内 径	mm	187.0*1	
		吐 出 内 径	mm	250.0*1	
		コ ラ ム 外 径	mm	318.5*1	
		コ ラ ム 厚 さ	mm	(10.0*1)	
		高 さ	mm	8743*1	
材料	ケーシング	—			
個 数		—	1		
原動機	種 類	—	誘導電動機		
	出 力	kW/個	55		
	個 数	—	1		
取付箇所	系 統 名 (ライン名)		—	高圧スプレイ系 ディーゼル発電機 海水ポンプ 高圧スプレイ系 ディーゼル発電機 海水系*2	
	設 置 床		—	海水ポンプ室 EL. 0.80 m	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ		—		

注記 *1：公称値を示す。

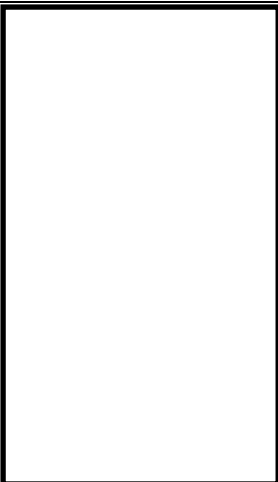
*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3：建設時第 8 回工事認可申請書（49 資庁第 18032 号 昭和 49 年 10 月 30 日認可）の「Ⅰ 工事計画書」に記載なし。

*4：工事計画軽微変更届出書（建建発第 53 号 昭和 51 年 6 月 21 日届出）の「Ⅰ 工事の計画の変更の内容」に記載されている海水ポンプと取り合う主配管の仕様を確認し、記載したものである。

ハ ろ過装置の名称, 種類, 容量, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

			変 更 前	変更後
名 称			高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機用海水ストレーナ	
種 類	—		たて置円筒形* ¹	
容 量	m ³ /h/個* ²		386 以上 (386* ³)	
最 高 使 用 圧 力	MPa		0.70* ⁴	
最 高 使 用 温 度	℃		38	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm		変更なし
	胴 板 厚 さ	mm		
	カ バ ー 厚 さ	mm		
	管台口径（海水入口）	mm		
	管台厚さ（海水入口）	mm		
	管台口径（海水出口）	mm		
	管台厚さ（海水出口）	mm		
	胴 フ ラ ン ジ 厚 さ	mm		
	全 長	mm		
材 料	胴	—	SCS14	
	ボ ン ネ ッ ト	—	SCS14	
	カ バ ー	—	SCS14	
	胴 フ ラ ン ジ	—	SCS14	
個 数	—		1	
取 付 箇 所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—	高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機用海水ストレーナ 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機海水系	
	設 置 床	—	海水ポンプ室 EL. 0.80 m	
	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒縦形」と記載。

*2: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「m³/h」と記載。

*3: 公称値を示す。

*4: S I 単位に換算したもの。

*5: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

ホ 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，取付箇所を付記すること。）

・常設

変 更 前							変 更 後						
名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径* ¹ (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径* ¹ (mm)	厚 さ* ¹ (mm)	材 料
* ² 高圧炉心ス プレイ系デ ィーゼル発 電装置冷却 設備	* ³ 高圧炉心スプレイ 系ディーゼル発電 機用海水ポンプか ら高圧炉心スプレイ 系ディーゼル発電 機用海水ストレー ナ	0.70* ⁴	38	267.4	9.3* ¹	STPT410* ⁵	高圧炉心ス プレイ系デ ィーゼル発 電装置冷却 設備	変更なし	変更なし	変更なし* ⁶			
	* ³ , * ⁷ 高圧炉心スプレイ 系ディーゼル発電 機用海水ストレー ナから空気冷却器 及び潤滑油冷却器 を経て高圧炉心ス プレイ系ディーゼ ル発電機清水冷却 器	0.70* ⁴	38	267.4	9.3* ¹	STPT410* ⁵		変更なし	0.70* ⁹	38* ⁹	変更なし* ⁶		
				267.4* ⁵ , * ⁸	9.3* ¹ , * ⁵ , * ⁸	STPT410* ⁵ , * ⁸					変更なし		
				318.5* ⁵ , * ⁸	 (13.0* ¹) * ⁵ , * ⁸	STPT410* ⁵ , * ⁸					変更なし		
				267.4	9.3* ¹	STPT42					変更なし		
	—					STPT370* ⁵		0.70* ⁹	38* ⁹	267.4* ⁸ /— /267.4* ⁸	9.3* ⁸ /— /9.3* ⁸	STPT410* ⁸	
										267.4* ⁸ /267.4* ⁸ /—	9.3* ⁸ /9.3* ⁸ /—	STPT410* ⁸	
						267.4* ⁸ /267.4* ⁸ /165.2* ⁸		9.3* ⁸ /9.3* ⁸ /7.1* ⁸	STPT410* ⁸				
						267.4* ⁸ /— /165.2* ⁸		9.3* ⁸ /— /7.1* ⁸	STPT410* ⁸				
	(次頁へ続く)	0.70* ⁴	38	165.2	7.1	STPT38		変更なし	変更なし* ⁶				
変更なし* ⁶													

(続き)

変 更 前						変 更 後									
名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径* ¹ (mm)	厚 さ* ¹ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径* ¹ (mm)	厚 さ* ¹ (mm)	材 料		
* ² 高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電装置 冷却設備	(前頁からの続き)	—				高圧炉心 スプレイ系 ディーゼル 発電装置 冷却設備	変更なし	0.70* ⁹	38* ⁹	165.2* ⁸ /114.3* ⁸	7.1* ⁸ /6.0* ⁸	STPT370* ⁸			
										165.2* ⁸ /114.3* ⁸	7.1* ⁸ /6.0* ⁸	STPT38* ⁸			
		0.70* ⁴	38	114.3	6.0			STPT370* ⁵	変更なし		変更なし				
								STPT38			変更なし				
		0.70* ⁴	50	114.3	6.0			STPT370* ⁵	変更なし		変更なし* ⁶				
								STPT38							
		—						0.70* ⁴	50	165.2	7.1	STPT370* ⁵	変更なし* ⁶		
												STPT38			
		—						0.70* ⁴	50	216.3	8.2	STPT38	変更なし		
												STPT370* ⁵			
		—						0.70* ⁴	50	216.3	8.2	216.3* ⁸ /216.3* ⁸ /165.2* ⁸	8.2* ⁸ /8.2* ⁸ /7.1* ⁸	STPT370* ⁸	

(続き)

変 更 前							変 更 後						
名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
*2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置 冷却設備	*7, *10 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機清 水冷却器から放出配 管分岐点	0.70	50	216.3	8.2*1	STPT370*5	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置 冷却設備	変更なし	変更なし		変更なし*6		
						STPT410*5					変更なし		
		—							0.70*9	50*9	267.4*8 /— /216.3*8	9.3*8 /— /8.2*8	STPT410*8
		0.70	50	267.4	9.3*1	STPT410*5							
		—							0.70*9	50*9	267.4*8 /267.4*8 /—	9.3*8 /9.3*8 /—	STPT410*8
		0.70	66	267.4	9.3*1	STPT410*5							
					(9.3*1)	STPT410			変更なし		変更なし		
	—					0.70*9			66*9	267.4*8 /— /267.4*8	9.3*8 /— /9.3*8	STPT410*8	
	放出配管分岐点から 弁 7-13V90		0.70	66	267.4			(9.3*1)					STPT410
	*10, *12 弁 7-13V90 から放 水路		0.70	66	267.4	(9.3*1)		STPT410	変更なし				
放出配管分岐点より 放水先まで(高圧炉心 スプレイ系ディーゼ ル発電機用の非常用 放出配管)	0.70	66	267.4	(9.3*1)	STPT410	変更なし	変更なし						
					—								
		0.70*9	66*9	267.4*8, *13	9.3*8, *13	STPT410*8, *13							

注記 *1 : 公称値を示す。

- *2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電機海水系」と記載。
- *3 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプより高圧炉心スプレイポンプ室空調器及び高圧炉心スプレイポンプポンプモータ軸受冷却器, メカニカルシール冷却器まで(ポンプ吐出管)(二重管部分を除く)」及び「海水ストレーナから原子炉建屋トレンチまで(非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用とも)」と記載。
- *4 : S I 単位に換算したもの。
- *5 : 既工事計画書に記載がないため, 記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。
- *6 : エルボにあっては, 管と同等以上の厚さのものを選定。
- *7 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプ吐出管より空気冷却器, 燃料弁冷却器, 潤滑油冷却器及び一次冷却水冷却器を経て前記配管まで」と記載。
- *8 : 本設備は既存の設備である。
- *9 : 重大事故等時における使用時の値を示す。
- *10 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「高圧炉心スプレイポンプ室空調器及び高圧炉心スプレイポンプモータ軸受冷却器, メカニカルシール冷却器より放水路まで(放出配管)」と記載。
- *11 : 既工事計画書に記載がないため, 記載の適正化を行う。記載内容は, 平成 21 年 4 月 15 日付け平成 21・03・03 原第 16 号にて認可された工事計画書の添付書類IV-2-3-1「非常用ディーゼル発電機海水系の強度計算書」による。
- *12 : 本設備は記載の適正化のみを行うものであり, 手続き対象外である。
- *13 : エルボを示す。

2.4 緊急時対策所用発電機

(2) 内燃機関に係る次の事項

イ 機関の名称，種類，出力，回転速度，燃料の種類及び使用量，個数並びに取付箇所並びに過給機の種類，出口の圧力，回転速度，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変更前	変 更 後		
名 称				—	緊急時対策所用発電機 内燃機関		
機 関	種 類		—		4 サイクル空冷直接噴射式 16 気筒ディーゼル機関		
	出 力		kW/個		1450		
	回 転 速 度		min ⁻¹		1500		
	燃 料	種 類			—	軽油	
		使 用 量			L/h/個	411	
	個 数		—		2		
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)			—	緊急時対策所用発電機 2A	緊急時対策所用発電機 2B
		設 置 床			—	緊急時対策所建屋 EL. 23. 30 m	緊急時対策所建屋 EL. 23. 30 m
		溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号			—	EM-1-10	EM-1-11
		溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ			—	— *	— *

(続き)

			変更前	変 更 後
過給機	種 類	—	—	排気ガスタービン式
	出 口 の 圧 力	kPa		141.2
	回 転 速 度	min ⁻¹		72000
	個 数	—		
	取 付 箇 所	—		機関と同じ

注記 * : 溢水源が無く溢水による影響がない区画。

ロ 調速装置及び非常調速装置の名称及び種類

			変更前	変 更 後	
名 称			—	緊急時対策所用発電機 調速装置	緊急時対策所用発電機 非常調速装置
種	類	—		電気式	電気式

ハ 内燃機関に附属する冷却水設備の名称，種類，容量，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変更前	変 更 後	
名 称			—	緊急時対策所用発電機 冷却水ポンプ	
種	類	—		遠心式	
容	量	L/min/個		1650	
個	数	—		2（機関 1 台当たり 1）	
取付箇所	系 統 名 （ ラ イ ン 名 ）	—		緊急時対策所用発電機 2A	緊急時対策所用発電機 2B
	設 置 床	—		緊急時対策所建屋 EL. 23. 30 m	緊急時対策所建屋 EL. 23. 30 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		EM-1-10	EM-1-11
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		— *	— *

注記 *：溢水源が無く溢水による影響がない区画。

(5) 発電機に係る次の事項

イ 発電機の名称、種類、容量、主要寸法、力率、電圧、相、周波数、回転速度、結線法、冷却方法、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変更前	変 更 後	
名 称			—	緊急時対策所用発電機	
種 類		—		防滴保護，空気冷却自己自由通風型	
容 量		kVA/個		1725	
主要寸法	た て	mm		1965* ¹	
	横			1090* ¹	
	高 さ			1000* ¹	
力 率		%		80（遅れ）	
電 圧		V		6600	
相		—		3	
周 波 数		Hz		50	
回 転 速 度		min ⁻¹		1500	
結 線 法		—		星形	
冷 却 方 法		—		空気冷却	
個 数		—		2	

(続き)

			変更前	変 更 後	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—	緊急時対策所用発電機 2A	緊急時対策所用発電機 2B
	設 置 床	—		緊急時対策所建屋 EL. 23. 30 m	緊急時対策所建屋 EL. 23. 30 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		EM-1-10	EM-1-11
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ	—		— *2	— *2

注記 *1：公称値を示す。
*2：溢水源が無く溢水による影響がない区画。

ロ 励磁装置の名称，種類，容量，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変更前	変 更 後	
名 称			—	緊急時対策所用発電機励磁装置	
種	類	—		ブラシレス方式 (PMG 付)	
容	量	VA/個		9650	
個	数	—		2 (発電機 1 台当たり 1)	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		緊急時対策所用発電機 2A	緊急時対策所用発電機 2B
	設 置 床	—		緊急時対策所建屋 EL. 23.30 m	緊急時対策所建屋 EL. 23.30 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		EM-1-10	EM-1-11
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		— *	— *

注記 *：溢水源が無く溢水による影響がない区画。

ハ 保護継電装置の名称及び種類

		変更前	変 更 後
名 称		—	緊急時対策所用発電機保護継電装置
種	類		不足電圧継電器 過電圧継電器 過電流継電器

ニ 原動機との連結方法

		変更前	変 更 後
連 結 方 法	—	—	直結

2.5 可搬型代替低圧電源車

(2) 内燃機関に係る次の事項

イ 機関の名称，種類，出力，回転速度，燃料の種類及び使用量，個数並びに取付箇所並びに過給機の種類，出口の圧力，回転速度，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

					変 更 前	変 更 後	
名 称					—	可搬型代替低圧電源車 内燃機関*1	
機 関	種 類		—			4 サイクル水冷直列直接噴射式 6 気筒ディーゼル機関	
	出 力		kW/個			473	
	回 転 速 度		min ⁻¹			1500	
	燃 料	種 類		—		軽油	
		使 用 量		L/h/個			
	個 数		—			1*2	
	取 付 箇 所		—			可搬型代替低圧電源車	
過 給 機	種 類		—			排気タービン式	
	出 口 の 圧 力		kPa			240	
	回 転 速 度		min ⁻¹			84000	
	個 数		—			1*2	
	取 付 箇 所		—			機関と同じ	

注記 *1：可搬型代替低圧電源車の附属機器である。

*2：可搬型代替低圧電源車 1 台当たりの個数を示す。

ロ 調速装置及び非常調速装置の名称及び種類

		変更前	変 更 後	
名 称		—	可搬型代替低圧電源車 調速装置*	可搬型代替低圧電源車 非常調速装置*
種 類	—		電気式	電気式

注記 *：可搬型代替低圧電源車の附属機器である。

ハ 内燃機関に附属する冷却水設備の名称，種類，容量，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

			変更前	変 更 後
名 称			—	可搬型代替低圧電源車 冷却水ポンプ*1
種 類	—			遠心式
容 量	L/min/個			348
個 数	—			1*2
取 付 箇 所	—			可搬型代替低圧電源車

注記 *1：可搬型代替低圧電源車の附属機器である。

*2：可搬型代替低圧電源車 1 台当たりの個数を示す。

ホ 燃料デイトンク又はサービスタンクの名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

			変更前	変 更 後	
名 称			—	可搬型代替低圧電源車 燃料タンク* ¹	
種	類	—		角形	
容 量		L/個		245 以上 (250* ²)	
最 高 使 用 圧 力		—		静水頭	
最 高 使 用 温 度		℃		40	
主 要 寸 法	た	て		mm	532.4* ²
	横			mm	1250* ²
	高	さ		mm	402.4* ²
材 料		—		SECC	
個 数		—		1* ³	
取 付 箇 所		—		可搬型代替低圧電源車	

注記 *1：可搬型代替低圧電源車の附属機器である。

*2：公称値を示す。

*3：可搬型代替低圧電源車 1 台当たりの個数を示す。

(4) 燃料設備に係る次の事項

- ロ 容器の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，補機駆動用燃料設備のうち燃料設備であり，非常用発電装置（可搬型代替低圧電源車）の燃料設備として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

- 可搬型設備用軽油タンク

- ・ 可搬型

- タンクローリ

ニ 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，補機駆動用燃料設備のうち燃料設備であり，非常用発電装置（可搬型代替低圧電源車）の燃料設備として本工事計画で兼用とする。

・可搬型

タンクローリ給油用 10m ホース

タンクローリ送油用 19.5m ホース

(5) 発電機に係る次の事項

イ 発電機の名称，種類，容量，主要寸法，力率，電圧，相，周波数，回転速度，結線法，冷却方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

			変更前	変 更 後
名 称			—	可搬型代替低圧電源車
種 類	—	—		保護自由通風形同期発電機
容 量	kVA/個	—		500
主 要 寸 法	た て	mm		1355*
	横	mm		750*
	高 さ	mm		730*
	車 両 全 長	mm		6885*
	車 両 全 幅	mm		2200*
	車 両 全 高	mm		3040*
力 率	%	—		80（遅れ）
電 圧	V	—		440
相	—	—		3
周 波 数	Hz	—		50
回 転 速 度	min ⁻¹	—		1500
結 線 法	—	—		星形
冷 却 方 法	—	—		空気冷却
個 数	—	—		4（予備 1）

(続き)

		変更前	変 更 後
取 付 箇 所	—	—	保管場所： ・ 可搬型重大事故等対処設備保管場所 (西側) EL. 23 m 2 台保管 ・ 可搬型重大事故等対処設備保管場所 (南側) EL. 25 m 2 台保管 ・ 可搬型重大事故等対処設備予備機置場 EL. 8 m 1 台保管 取付箇所： 2 台 常設代替高圧電源装置用カルバート (立坑部) 可搬型代替低圧電源車接続盤 (西側) EL. 2.70 m 又は 原子炉建屋付属棟 可搬型代替低圧電源車接続盤 (東側) EL. 8.20 m

注記 * : 公称値を示す。

ロ 励磁装置の名称，種類，容量，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

			変更前	変 更 後
名 称			－	可搬型代替低圧電源車励磁装置*1
種 類	－			ブラシレス方式
容 量	kVA/個			15
個 数	－			1*2
取 付 箇 所	－			可搬型代替低圧電源車

注記 *1：可搬型代替低圧電源車の附属機器である。

*2：可搬型代替低圧電源車 1 台当たりの個数を示す。

ハ 保護継電装置の名称及び種類

		変更前	変 更 後
名 称		—	可搬型代替低圧電源車保護継電装置*
種	類		不足電圧継電器 過電圧継電器 過電流継電器 地絡過電圧継電器 逆電力継電器

注記 *：可搬型代替低圧電源車の附属機器である。

ニ 原動機との連結方法

		変更前	変 更 後
連 結 方 法	—	—	直結

2.6 可搬型窒素供給装置用電源車

(2) 内燃機関に係る次の事項

イ 機関の名称，種類，出力，回転速度，燃料の種類及び使用量，個数並びに取付箇所並びに過給機の種類，出口の圧力，回転速度，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

					変 更 前	変 更 後	
名 称					—	可搬型窒素供給装置用電源車 内燃機関*1	
機 関	種 類		—			4 サイクル水冷直列直接噴射式 6 気筒ディーゼル機関	
	出 力		kW/個			473	
	回 転 速 度		min ⁻¹			1500	
	燃 料	種 類		—		軽油	
		使 用 量		L/h/個			
	個 数		—			1*2	
	取 付 箇 所		—			可搬型窒素供給装置用電源車	
過 給 機	種 類		—			排気タービン式	
	出 口 の 圧 力		kPa			240	
	回 転 速 度		min ⁻¹			84000	
	個 数		—			1*2	
	取 付 箇 所		—			機関と同じ	

注記 *1：可搬型窒素供給装置用電源車の附属機器である。

*2：可搬型窒素供給装置用電源車 1 台当たりの個数を示す。

ロ 調速装置及び非常調速装置の名称及び種類

		変更前	変 更 後	
名 称		—	可搬型窒素供給装置用 電源車調速装置*	可搬型窒素供給装置用 電源車非常調速装置*
種 類	—		電気式	電気式

注記 *：可搬型窒素供給装置用電源車の附属機器である。

ハ 内燃機関に附属する冷却水設備の名称，種類，容量，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

			変更前	変 更 後
名 称			—	可搬型窒素供給装置用電源車 冷却水ポンプ*1
種 類	—			遠心式
容 量	L/min/個			348
個 数	—			1*2
取 付 箇 所	—			可搬型窒素供給装置用電源車

注記 *1：可搬型窒素供給装置用電源車の附属機器である。

*2：可搬型窒素供給装置用電源車 1 台当たりの個数を示す。

ホ 燃料デイトンク又はサービスタンクの名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

				変更前	変 更 後
名 称				—	可搬型窒素供給装置用電源車 燃料タンク* ¹
種	類	—			角形
容		量	L/個		245 以上 (250* ²)
最 高 使 用 圧 力		—			静水頭
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	た	て	mm		532.4* ²
	横		mm		1250* ²
	高	さ	mm		402.4* ²
材		料	—		SECC
個		数	—		1* ³
取 付 箇 所		—			可搬型窒素供給装置用電源車

注記 *1：可搬型窒素供給装置用電源車の附属機器である。

*2：公称値を示す。

*3：可搬型窒素供給装置用電源車 1 台当たりの個数を示す。

(4) 燃料設備に係る次の事項

- ロ 容器の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は，補機駆動用燃料設備のうち燃料設備であり，非常用発電装置（可搬型窒素供給装置用電源車）の燃料設備として本工事計画で兼用とする。

- ・ 常設

- 可搬型設備用軽油タンク

- ・ 可搬型

- タンクローリ

ニ 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

以下の設備は，補機駆動用燃料設備のうち燃料設備であり，非常用発電装置（可搬型窒素供給装置用電源車）の燃料設備として本工事計画で兼用とする。

・可搬型

タンクローリ給油用 10m ホース

タンクローリ送油用 19.5m ホース

(5) 発電機に係る次の事項

イ 発電機の名称，種類，容量，主要寸法，力率，電圧，相，周波数，回転速度，結線法，冷却方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

			変更前	変 更 後
名 称			—	可搬型窒素供給装置用電源車
種 類	—			保護自由通風形同期発電機
容 量	kVA/個			500
主 要 寸 法	た て	mm		1355*
	横	mm		750*
	高 さ	mm		730*
	車 両 全 長	mm		6885*
	車 両 全 幅	mm		2200*
	車 両 全 高	mm		3040*
力 率	%			80（遅れ）
電 圧	V			440
相	—			3
周 波 数	Hz			50
回 転 速 度	min ⁻¹			1500
結 線 法	—			星形
冷 却 方 法	—			空気冷却
個 数	—			1（予備 1）

(続き)

		変更前	変 更 後
取 付 箇 所	—	—	保管場所： ・ 可搬型重大事故等対処設備保管場所 （西側） EL. 23 m 1 台保管 ・ 可搬型重大事故等対処設備保管場所 （南側） EL. 25 m 1 台保管 取付箇所： 1 台 原子炉建屋西側屋外 可搬型窒素供給装置 EL. 8 m 又は 原子炉建屋東側屋外 可搬型窒素供給装置 EL. 8 m

注記 *：公称値を示す。

ロ 励磁装置の名称，種類，容量，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

			変更前	変 更 後
名 称			—	可搬型窒素供給装置用電源車 励磁装置 ^{*1}
種 類	—			ブラシレス方式
容 量	kVA/個			15
個 数	—			1 ^{*2}
取 付 箇 所	—			可搬型窒素供給装置用電源車

注記 *1：可搬型窒素供給装置用電源車の附属機器である。

*2：可搬型窒素供給装置用電源車 1 台当たりの個数を示す。

ハ 保護継電装置の名称及び種類

		変更前	変 更 後
名 称		—	可搬型窒素供給装置用電源車保護継電装置*
種	類		不足電圧継電器 過電圧継電器 過電流継電器 地絡過電圧継電器 逆電力継電器

注記 *：可搬型窒素供給装置用電源車の附属機器である。

ニ 原動機との連結方法

		変更前	変 更 後
連 結 方 法	—	—	直結

3 その他の電源装置（非常用のものに限る。）に係る次の事項

3.1 その他の電源装置

- (1) 無停電電源装置の名称，種類，容量，電圧，周波数，主要寸法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変更前	変 更 後	
名 称				—	非常用無停電電源装置	
種 類		—	静止形定電圧定周波数電源装置			
容 量		kVA/個	35			
電 圧	入 力	V	交流 440			
	出 力	V	直流 125			
周波数	入 力	Hz	交流 120			
	出 力	Hz	50 及び直流			
主要寸法	た て	mm	50			
	横	mm	1300* ¹			
	高 さ	mm	3200* ¹			
個 数		—	2300* ¹			
			2			
取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	非常用無停電電源装置 A		非常用無停電電源装置 B	
	設 置 床	—	原子炉建屋付属棟 EL. 8. 20 m		原子炉建屋付属棟 EL. 8. 20 m	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	CS-1-3		CS-1-3	
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ	—	— * ²		— * ²	

注記 *1：公称値を示す。

*2：溢水源が無く溢水による影響がない区画。

				変更前	変 更 後
名 称				—	緊急用無停電電源装置
種 類		—	静止形定電圧定周波数電源装置		
容 量		kVA/個	35		
電 圧	入 力	V	交流 440		
	出 力	V	直流 125		
周波数	入 力	Hz	交流 120		
	出 力	Hz	50 及び直流		
主要寸法	た て	mm	50		
	横	mm	1300* ¹		
	高 さ	mm	3200* ¹		
個 数		—	2300* ¹		
取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	1		
	設 置 床	—	緊急用無停電電源装置		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	原子炉建屋付属棟 EL. 14.00 m		
	溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ	—	RW-2-4		
					— * ²

注記 *1：公称値を示す。

*2：溢水源が無く溢水による影響がない区画。

・可搬型

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	可搬型整流器
種 類	—			交流/直流変換器
容 量	A/個			100
電 圧	V			0～150* ¹
周 波 数	Hz			45～65* ²
主 要 寸 法	た て	mm		690* ³
	横			430* ³
	高 さ			199* ³
個 数		—	8（予備 1）	
取 付 箇 所		—	保管場所： ・ 可搬型重大事故等対処設備保管場所 （西側） EL. 23 m 5 台保管 ・ 可搬型重大事故等対処設備保管場所 （南側） EL. 25 m 4 台保管 取付箇所： 4 台 常設代替高圧電源装置用カルバート （立坑部） 可搬型代替低圧電源車接続盤（西側） EL. 2.70 m 又は 原子炉建屋付属棟 可搬型代替低圧電源車接続盤（東側） EL. 8.20 m	

注記 *1：出力値を示す。

*2：入力値を示す。

*3：公称値を示す。

(2) 電力貯蔵装置の名称、種類、容量、電圧、主要寸法、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

		変 更 前		変 更 後	
名 称		125V 系蓄電池		変更なし	
種 類	—	制御弁式据置鉛蓄電池		変更なし	
容 量	Ah/組	A 系 2000（10 時間率） B 系 2000（10 時間率） HPCS 系 500（10 時間率）		A 系 6000（10 時間率） B 系 6000（10 時間率） HPCS 系 変更なし	
電 圧	V	125*1		変更なし	
主 要 寸 法	た て	A 系 *2 B 系 *2 HPCS 系 *2		A 系 *2 B 系 *2 HPCS 系 変更なし	
	横	A 系 *2, *3 *2, *3 B 系 *2, *3 *2, *3 HPCS 系 *2, *3 *2, *3		A 系 *2, *3 *2, *3 B 系 *2, *3 *2, *3 HPCS 系 変更なし	
	高 さ	A 系 *2 B 系 *2 HPCS 系 *2		A 系 変更なし B 系 変更なし HPCS 系 変更なし	
個 数	組	3 $\left(\begin{array}{l} \text{A 系} \quad 1 \text{ 組当たり } 58 \text{ 個} \\ \text{B 系} \quad 1 \text{ 組当たり } 58 \text{ 個} \\ \text{HPCS 系} \quad 1 \text{ 組当たり } 58 \text{ 個} \end{array} \right)$		3 $\left(\begin{array}{l} \text{A 系} \quad 1 \text{ 組当たり } 116 \text{ 個} \\ \text{B 系} \quad 1 \text{ 組当たり } 116 \text{ 個} \\ \text{HPCS 系} \quad \text{変更なし} \end{array} \right)$	

(続き)

			変 更 前			変 更 後		
取 付 箇 所	系 統 名 (ライン名)	—	125V 系 蓄電池 A 系 ^{*4}	125V 系 蓄電池 B 系 ^{*4}	125V 系 蓄電池 HPCS 系 ^{*4}	変更なし		
	設 置 床	—	原子炉建屋 付属棟 EL. 8. 20 m ^{*4}	原子炉建屋 付属棟 EL. 8. 20 m ^{*4}	原子炉建屋 付属棟 EL. 10. 50 m ^{*4}	原子炉建屋 付属棟 EL. 10. 50 m	変更なし	変更なし
	溢水防護上の 区 画 番 号	—	—			CS-1-1	CS-1-7 CS-1-8	CS-1-2
	溢水防護上の 配慮が必要な 高 さ	—	—			— ^{*5}	— ^{*5}	— ^{*5}

注記 *1：通常運転時，充電器にて浮動充電電圧を 129. 5 V±1. 5 %に維持する。
*2：公称値を示す。
*3：（ ）内は架台数を示す。
*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。
*5：溢水源が無く溢水による影響がない区画。

			変 更 前		変 更 後	
名 称			中性子モニタ用蓄電池		変更なし	
種 類		—	制御弁式据置鉛蓄電池			
容 量		Ah/組	A 系 150 (10 時間率) B 系 150 (10 時間率)			
電 圧		V	±24* ¹			
主 要 寸 法	た て	mm	A 系 * ² B 系 * ²			
	横		A 系 * ² B 系 * ²			
	高 さ		A 系 * ² B 系 * ²			
個 数		組	2 (1 組当たり 24 個)			

(続き)

			変 更 前		変 更 後	
取 付 箇 所	系 統 名 (ライン名)	—	中性子モニタ用 蓄電池 A 系 ^{*3}	中性子モニタ用 蓄電池 B 系 ^{*3}	変更なし	
	設 置 床	—	原子炉建屋 付属棟 EL. 8. 20 m ^{*3}	原子炉建屋 付属棟 EL. 8. 20 m ^{*3}		
	溢水防護上の 区 画 番 号	—	—		CS-1-6	CS-1-8
	溢水防護上の 配慮が必要な 高 さ	—	—		— ^{*4}	— ^{*4}

注記 *1：通常運転時，充電器にて浮動充電電圧を 26.8 V±2 %に維持する。
*2：公称値を示す。
*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。
*4：溢水源が無く溢水による影響がない区画。

943

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	緊急用 125V 系蓄電池
種 類	—			制御弁式据置鉛蓄電池
容 量	Ah/組			6000 (10 時間率)
電 圧	V			125* ¹
主 要 寸 法	た て	mm		* ²
	横			* ² , * ³ * ² , * ³
	高 さ			* ²
個 数		組		1 (1 組当たり 116 個)
取 付 箇 所	系 統 名 (ライン名)	—		緊急用 125V 系蓄電池
	設 置 床	—		原子炉建屋付属棟 EL. 8. 20 m
	溢水防護上の 区 画 番 号	—		RW-1-3
	溢水防護上の 配慮が必要な 高 さ	—		— * ⁴

注記 *1：通常運転時，充電器にて浮動充電電圧を 129.5 V±2 %に維持する。
*2：公称値を示す。
*3：（ ）内は架台数を示す。
*4：溢水源が無く溢水による影響がない区画。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	緊急時対策所用 125V 系蓄電池
種 類	—			制御弁式据置鉛蓄電池
容 量	Ah/組			1000 (10 時間率)
電 圧	V			125*1
主 要 寸 法	た て	mm		*2
	横			*2, *3
	高 さ			*2, *3
個 数	組			*2
1 (1 組当たり 60 個)				緊急時対策所用 125V 系蓄電池
取 付 箇 所	系 統 名 (ライン名)	—		緊急時対策所建屋 EL. 37.00 m
	設 置 床	—		EM-3-6
	溢水防護上の 区 画 番 号	—		— *4
	溢水防護上の 配慮が必要な 高 さ	—		

注記 *1：通常運転時，充電器にて浮動充電電圧を 133.8 V±2 %に維持する。
*2：公称値を示す。
*3：（ ）内は架台数を示す。
*4：溢水源が無く溢水による影響がない区画。

4 非常用電源設備の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変 更 前	変 更 後
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「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。	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。
第 1 章 共通項目 非常用電源設備の共通項目である「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（5.6 逆止め弁等を除く。），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。	第 1 章 共通項目 非常用電源設備の共通項目である「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（5.6 逆止め弁等を除く。），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。
第 2 章 個別項目 1. 非常用電源設備の電源系統 1.1 非常用電源系統 重要安全施設においては，多重性を有し，系統分離が可能である母線で構成し，信頼性の高い機器を設置する。 非常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は，多重性を持たせ，3 系統の母線で構成し，工学的安全施設に係する高圧補機と発電所の保安に必要な高圧補機へ給電する設計とする。また，動力変圧器を通して降圧し，非常用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。非常用低圧母線も同様に多重性を持たせ 2 系統の母線で構成し，工学的安全施設に係する低圧補機と発電所の保安に必要な低圧補機へ給電する設計とする。 また，高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は，遮断器により故障箇所を隔離し，故障による影響を局所化し，他の安全施設への影響を限定できる設計とする。 更に，非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。 これらの母線は，独立性を確保した設計とする。 安全保護系並びに工学的安全施設に係する動力回路，制御回路，計装回路のケーブルは，負荷の容量に応じたケーブルを使用し，その多重性及び独立性を確保するため，それぞれ相互に分離したケーブルトレイ，電線管を使用して敷設し，相互に独立性を侵害することのないようにするとともに電氣的影響を考慮した設計とする。 1.2 所内電気系統 所内電気設備は，2 系統の非常用母線等（メタルクラッド開閉装置，パワーセンタ，モータコントロールセンタ，動力変圧器）により構成することにより，共通要因で機能を失うことなく，少なくとも 1 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする	第 2 章 個別項目 1. 非常用電源設備の電源系統 1.1 非常用電源系統 重要安全施設においては，多重性を有し，系統分離が可能である母線で構成し，信頼性の高い機器を設置する。 非常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は，多重性を持たせ，3 系統の母線で構成し，工学的安全施設に係する高圧補機と発電所の保安に必要な高圧補機へ給電する設計とする。また，動力変圧器を通して降圧し，非常用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。非常用低圧母線も同様に多重性を持たせ 2 系統の母線で構成し，工学的安全施設に係する低圧補機と発電所の保安に必要な低圧補機へ給電する設計とする。 また，高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は，遮断器により故障箇所を隔離し，故障による影響を局所化し，他の安全施設への影響を限定できる設計とする。 更に，非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。 これらの母線は，独立性を確保し，それぞれ区画分離された部屋に配置する設計とする。 安全保護系並びに工学的安全施設に係する動力回路，制御回路，計装回路のケーブルは，負荷の容量に応じたケーブルを使用し，その多重性及び独立性を確保するため，それぞれ相互に分離したケーブルトレイ，電線管を使用して敷設し，相互に独立性を侵害することのないようにするとともに電氣的影響を考慮した設計とする。 1.2 代替所内電気系統 1.2.1 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 (1) 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 所内電気設備は，2 系統の非常用母線等（メタルクラッド開閉装置，パワーセンタ，モータコントロールセンタ，動力変圧器）により構成することにより，共通要因で機能を失うことなく，少なくとも 1 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

変 更 前	変 更 後
所内電気設備は、2 系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも 1 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。【72 条】	これとは別に上記 2 系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する代替所内電気設備（常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電）として、常設代替高压電源装置，緊急用断路器，緊急用メタルクラッド開閉装置，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，緊急用計装交流主母線盤，緊急用 125V 充電器，緊急用直流 125V 主母線盤，緊急用直流 125V コントロールセンタ，緊急用直流 125V 計装分電盤，緊急用無停電電源装置，緊急用無停電計装分電盤及び緊急用電源切替盤を使用する。 緊急用メタルクラッド開閉装置，緊急用パワーセンタ及び緊急用直流 125V 主母線盤等を使用した代替所内電気設備の系統は，独立した電路で系統構成することにより所内電気設備である 2 系統のメタルクラッド開閉装置 2 C・2 D，パワーセンタ 2 C・2 D 及び直流 125V 主母線盤 2 A・2 B等を使用した非常用所内電気設備の系統に対して，独立した電路として設計する。なお，独立した電路には緊急用電源切替盤も含む。また，電源を 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替高压電源装置から給電できる設計とする。 緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタは，屋内（常設代替高压電源装置置場）に設置することで，原子炉建屋付属棟内の所内電気設備である 2 系統のメタルクラッド開閉装置 2 C・2 D 及びパワーセンタ 2 C・2 D と，位置的分散を図る設計とする。 代替所内電気設備は，これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって，所内電気設備である 2 系統のメタルクラッド開閉装置 2 C・2 D 及びパワーセンタ 2 C・2 D に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。 重大事故等対処施設の動力回路に使用するケーブルは，負荷の容量に応じたケーブルを使用し，非常用電源系統へ接続するか，非常用電源系統と独立した代替所内電気系統へ接続する設計とする。 (2) 可搬型交流電源設備による代替所内電気設備への給電 所内電気設備は，2 系統の非常用母線等により構成することにより，共通要因で機能を失うことなく，少なくとも 1 系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。 これとは別に上記 2 系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する代替所内電気設備（可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電）として，可搬型代替低压電源車，可搬型代替低压電源車接続盤，緊急用パワーセンタ，緊急用モータコントロールセンタ，緊急用計装交流主母線盤，可搬型代替低压電源車接続盤，緊急用 125V 充電器，緊急用直流 125V 主母線盤，緊急用直流 125V モータコントロールセンタ，緊急用直流 125V 計装分電盤，緊急用無停電電源装置，緊急用無停電計装分電盤及び緊急用電源切替盤を使用する。 緊急用パワーセンタ及び緊急用直流 125V 主母線盤等を使用した代替所内電気設備の系統は，独立した電路で系統構成することにより所内電気設備である 2 系統のパワーセンタ 2 C・2 D 及び直流 125V 主母線盤 2 A・2 B等を使用した非常用所内電気設備の系統に対して，独立した電路として設計する。なお，独立した電路には緊急用電源切替盤や可搬型代替直流電源設備用電源切替盤も含む。また，電源を 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する可搬型代替低压電源車から給電できる設計とする。

変 更 前	変 更 後
所内電気設備は、2 系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1 系統は電力給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。	緊急用パワーセンタは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）に設置することで、原子炉建屋付属棟内の所内電気設備である2 系統のパワーセンタ2 C・2 Dと、位置的分散を図る設計とする。代替所内電気設備は、これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、所内電気設備である2 系統のパワーセンタ2 C・2 Dに対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。 重大事故等対処施設の動力回路に使用するケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用し、非常用電源系統へ接続するか、非常用電源系統と独立した代替所内電気系統へ接続する設計とする。 1.2.2 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 (1) 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 所内電気設備は、2 系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1 系統は電力給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。 これとは別に上記2 系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する代替所内電気設備（常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電）として、緊急用125V 系蓄電池、緊急用直流125V 主母線盤、緊急用直流125V コントロールセンタ、緊急用直流125V 計装分電盤、緊急用無停電電源装置、緊急用無停電計装分電盤及び緊急用電源切替盤を使用する。 緊急用125V 系蓄電池は、代替所内電気設備である緊急用直流125V 主母線盤へ接続することで、直流電力を給電できる設計とする。 緊急用直流125V 主母線盤は、原子炉建屋付属棟(廃棄物処理棟)内に設置することで、原子炉建屋付属棟（電気室）内の所内電気設備である2 系統の直流125V 主母線盤2 A・2 Bと位置的分散を図る設計とする。 緊急用125V 系蓄電池は、通常待機時より緊急用直流125V 主母線盤へ接続し、直流電源を給電することで、2 C・2 D非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いた交流電源からの給電に対して、多様性を有する設計とする。 緊急用125V 系蓄電池は、原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）内に設置することで、原子炉建屋付属棟（電気室）内の2 C・2 D非常用ディーゼル発電機と、位置的分散を図る設計とする。 緊急用125V 系蓄電池を使用した代替電源系統は、緊急用125V 系蓄電池から緊急用直流125V 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、2 C・2 D非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いた直流125V 主母線盤までの電源系統に対して、独立した設計とする。 常設代替直流電源設備は、これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、2 C・2 D非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備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。 重大事故等対処施設の動力回路に使用するケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用し、非常用電源系統へ接続するか、非常用電源系統と独立した代替所内電気系統へ接続する設計とする。

変 更 前	変 更 後
所内電気設備は、2 系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも 1 系統は電力給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。	(2) 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 所内電気設備は、2 系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも 1 系統は電力給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。 これとは別に上記 2 系統の非常用母線等の機能が喪失し、緊急用 125V 系蓄電池が枯渇するおそれがある場合に、重大事故等の対応に必要な設備に電力を給電する代替所内電気設備（可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電）として、可搬型代替低圧電源車、可搬型代替低圧電源車接続盤、可搬型整流器用変圧器、可搬型整流器、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤、緊急用直流 125V 主母線盤、緊急用直流 125V コントロールセンタ、緊急用直流 125V 計装分電盤、緊急用無停電電源装置、緊急用無停電計装分電盤及び緊急用電源切替盤を使用する。 可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、緊急用直流 125V 主母線盤へ電力を給電できる設計とする。 緊急用直流 125V 主母線盤は、原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）内に設置することで、原子炉建屋付属棟（電気室）内の所内電気設備である 2 系統の直流 125V 主母線盤 2 A・2 B と位置的分散を図る設計とする。 重大事故等対処施設の動力回路に使用するケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用し、非常用電源系統へ接続するか、非常用電源系統と独立した代替所内電気系統へ接続する設計とする。
2. 交流電源設備 2.1 ディーゼル発電機 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する設計とする。 発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする非常用電源設備を設ける設計とする。 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置（非常用電源設備及びその燃料補給設備、使用済燃料プールへの補給設備、原子炉格納容器圧力及び酸素・水素濃度の監視設備並びに放射性物質及び線量当量率の監視設備及び中央制御室外からの原子炉停止設備）は、内燃機関を原動力とする非常用電源設備の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。）からの電源供給が可能な設計とする。 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。	2. 交流電源設備 2.1 ディーゼル発電機 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する設計とする。 発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする非常用電源設備を設ける設計とする。 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置（非常用電源設備及びその燃料補給設備、使用済燃料プールへの補給設備、原子炉格納容器圧力及び酸素・水素濃度の監視設備並びに放射性物質及び線量当量率の監視設備及び中央制御室外からの原子炉停止設備）は、内燃機関を原動力とする非常用電源設備の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。）からの電源供給が可能な設計とする。 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。

変 更 前	変 更 後
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、外部電源が喪失し同時に原子炉冷却材喪失が発生した場合に起動し、設置（変更）許可を受けた原子炉冷却材喪失事故における工学的安全施設の設備の作動開始時間を満足する時間である 10 秒以内に電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し、負荷に給電する設計とする。 設計基準事故時において、発電用原子炉施設に属する非常用所内電源設備及びその付属設備は、発電用原子炉ごとに設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。	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、外部電源が喪失し同時に原子炉冷却材喪失が発生した場合に起動し、設置（変更）許可を受けた原子炉冷却材喪失事故における工学的安全施設の設備の作動開始時間を満足する時間である 10 秒以内に電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し、負荷に給電する設計とする。 設計基準事故時において、発電用原子炉施設に属する非常用所内電源設備及びその付属設備は、発電用原子炉ごとに設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備として設計する。 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機は、重大事故等時に、残留熱除去系海水系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、過度時自動減圧機能設備、中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系排風機、原子炉隔離時冷却系ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ、格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）、原子炉圧力、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、残留熱除去系海水系系統流量、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、低圧炉心スプレイ系系統流量、平均出力領域計装、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、S P D S（データ伝送装置、緊急時対策支援システム及びS P D Sデータ表示装置）、衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及びデータ伝送設備へ電力を給電できる設計とする。 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、重大事故等時に、高圧炉心スプレイ系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系系統流量へ電力を給電できる設計とする。 2.2 常設代替高圧電源装置 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な交流負荷へ電力を供給するため、常設代替電源設備として常設代替高圧電源装置を設置する。 外部電源喪失及び2 C・2 D非常用ディーゼル発電機等の故障により非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置2 C・2 Dの母線電圧が喪失した場合に、重大事故等時に対処するために常設代替交流電源設備（常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電）として使用する常設代替高圧電源装置を、中央制御室での常設代替高圧電源装置遠隔操作盤の操作にて速やかに起動し、代替所内電気設備である緊急用メタルクラッド開閉装置を経由して、メタルクラッド開閉装置2 C又は2 Dへ接続することで電力を給電できる設計とする。 常設代替高圧電源装置は、2 C・2 D非常用ディーゼル発電機海水系に期待しない空冷式のディーゼル駆動とすることで、2 C・2 D非常用ディーゼル発電機海水系からの冷却水供給を必要とする水冷式の2 C・2 D非常用ディーゼル発電機に対して、多様性を有する設計とする。

変 更 前	変 更 後
	常設代替高压電源装置は、屋外（常設代替高压電源装置置場）に設置することで、原子炉建屋付属棟内の 2 C ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機と位置的分散を図る設計とする。 常設代替高压電源装置を使用した代替電源系統は、常設代替高压電源装置からメタルクラッド開閉装置 2 C 及びメタルクラッド開閉装置 2 D 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、 2 C ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機からメタルクラッド開閉装置 2 C 及びメタルクラッド開閉装置 2 D までの電源系統に対して、独立した設計とする 常設代替交流電源設備は、これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、 2 C ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備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。 2.3 緊急時対策所用発電機 常用電源設備からの受電が喪失した場合の重大事故等対処設備（緊急時対策所用代替電源設備による給電）として、緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置、緊急時対策所用動力変圧器、緊急時対策所用パワーセンタ、緊急時対策所用 480V コントロールセンタ、緊急時対策所用 210V コントロールセンタ、緊急時対策所用 100V 分電盤、緊急時対策所用直流 125V 主母線盤、緊急時対策所用直流 125V 分電盤を経由して緊急時対策所災害対策本部操作盤、緊急時対策所用非常用換気空調設備操作盤、緊急対策所非常用送風機及び安全パラメータ表示システム（S P D S）へ給電できる設計とする。 2.4 可搬型代替低压電源車 外部電源喪失及び 2 C ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機等の故障により非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置 2 C ・ 2 D の母線電圧が喪失した場合に、重大事故等の対応に最低限必要な設備に電力を給電する可搬型代替交流電源設備（可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電）として、可搬型代替低压電源車を使用する。 可搬型代替低压電源車は、可搬型代替低压電源車接続盤へ接続することで、パワーセンタ 2 C 又は 2 D へ電力を給電できる設計とする。 可搬型代替低压電源車は、 2 C ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機海水系に期待しない空冷式のディーゼル駆動とすることで、 2 C ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機海水系からの冷却水供給を必要とする水冷式の 2 C ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機に対して、多様性を有する設計とする。 可搬型代替低压電源車は、西側保管場所及び南側保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋付属棟内の 2 C ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機及び屋外（常設代替高压電源装置置場）の常設代替高压電源装置と位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替低压電源車を使用した代替電源系統は、可搬型代替低压電源車からパワーセンタ 2 C 及びパワーセンタ 2 D 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、 2 C ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機からパワーセンタ 2 C ・ 2 D までの電源系統に対して、独立した設計とする。

変 更 前	変 更 後
	可搬型代替低圧電源車を使用した代替電源系統は、これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備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。 可搬型代替低圧電源車の接続口は、原子炉建屋西側接続口に１箇所と原子炉建屋東側接続口に１箇所設置し、合計２箇所設置する設計とする。 2.5 可搬型室素供給装置用電源車 可搬型室素供給装置用電源車は、可搬型室素供給装置へ給電できる設計とする。
3. 直流電源設備及び計測制御用電源設備 3.1 常設直流電源設備 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、直流電源設備を施設する設計とする。 直流電源設備は、短時間の全交流動力電源喪失時においても、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備の動作に必要な容量を有する蓄電池（非常用）を設ける設計とする。 非常用の直流電源設備は、直流 125V ３系統及び直流±24V ２系統の蓄電池、充電器、直流 125V 主母線盤及び直流 125V コントロールセンタ等で構成する。これら３系統のうち１系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。また、これらの系統は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は 125V 及び±24V であり、非常用直流電源設備 5 組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁等である。	3. 直流電源設備及び計測制御用電源設備 3.1 常設直流電源設備 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、直流電源設備を施設する設計とする。 直流電源設備は、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約 95 分を包絡した約 8 時間に対し、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。 非常用の直流電源設備は、直流 125V ３系統及び直流±24V ２系統の蓄電池、充電器、直流 125V 主母線盤及び直流 125V コントロールセンタ等で構成する。これら３系統のうち１系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。また、これらの系統は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は 125V 及び±24V であり、非常用直流電源設備 5 組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、非常用無停電計装分電盤に給電する非常用無停電電源装置等である。 外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機等の故障により非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失し、直流 125V 充電器２Ａ・２Ｂの交流入力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を給電する所内常設直流電源設備（所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電）として、125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系を使用する。 外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機等の故障により非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置２Ｃ・２Ｄの母線電圧が喪失し、直流±24V 充電器Ａ・Ｂの交流入力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を給電する所内常設直流電源設備（所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電）として、中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系を使用する。 外部電源喪失及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機等の故障により非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置ＨＰＣＳの母線電圧が喪失し、直流 125VＨＰＣＳ充電器の交流入力電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を給電する所内常設直流電源設備（所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電）として、125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系を使用する。

変 更 前	変 更 後
	125V 系蓄電池 A 系・B 系は、非常用所内電気設備への交流入力電源喪失から 1 時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要なではない直流負荷を切り離すことにより 8 時間、その後、中央制御室外において不要な直流負荷を切り離すことにより残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、直流電力を給電できる設計とする。 125V 系蓄電池 H P C S 系及び中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系は、負荷切り離しを行わずに必要な負荷に、直流電力を給電できる設計とする。 125V 系蓄電池 2 A・2 B・H P C S 系及び中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系は、通常待機時より直流 125V 主母線盤 2 A・2 B・H P C S へ接続し、直流電源を給電することで、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いた交流電源からの給電に対して、多様性を有する設計とする。 125V 系蓄電池 A 系・B 系・H P C S 系及び中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系は、原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。 125V 系蓄電池 A 系・B 系・H P C S 系及び中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系を使用した代替電源系統は、125V 系蓄電池 A 系・B 系・H P C S 系から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B・H P C S 及び中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系から直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A・2 B 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、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の交流を直流に変更する電路を用いた直流 125V 主母線盤 2 A・2 B・H P C S 及び直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A・2 B までの電源系統に対して、独立した設計とする。 所内常設直流電源設備は、これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備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。 3.2 可搬型直流電源設備 外部電源喪失及び 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機の故障により非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置 2 C・2 D の母線電圧が喪失し、125V 系蓄電池 A 系・B 系が枯渇する恐れのある場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を給電する可搬型代替直流電源設備（可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電）として、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用する。 可搬型代替低圧電源車は、可搬型整流器を介して直流 125V 主母線盤 2 A 又は直流 125V 主母線盤 2 B へ接続することにより、24 時間にわたり電力を給電できる設計とする。 可搬型代替低圧電源車は、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系に期待しない空冷式のディーゼル駆動とすることで、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機海水系からの冷却水供給を必要とする水冷式の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機に対して、多様性を有する設計とする。 また、可搬型整流器により交流電力を直流に変換できることで、125V 系蓄電池 A 系・B 系に対して、多様性を有する設計とする。

変 更 前	変 更 後
3.5 計測制御用電源設備 非常用の計測制御用電源設備は，計装用主母線盤 120V／240V 2 母線及び計装用分電盤 120V 1 母線で構成する。 非常用の計測制御用電源設備は，非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する無停電電源装置及び計装用交流主母線盤等で構成し，非常用の計装用主母線盤 120V／240V 2 母線及び計装用分電盤 120V 1 母線に対し，電源供給を確保し，核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認を可能とする。	可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は，西側保管場所及び南側保管場所に分散して保管することで，原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機と位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用した代替電源系統は，可搬型代替低圧電源車から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B 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，2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いた直流 125V 主母線盤 2 A・2 B までの電源系統に対して，独立した設計とする。 可搬型代替直流電源設備は，これらの多様性及び電路の独立並びに位置的分散によって，2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備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。 可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器の接続口は，原子炉建屋西側接続口に 1 箇所と原子炉建屋東側接続口に 1 箇所設置し，合計 2 箇所設置する設計とする。 3.3 緊急時対策所用蓄電池 常用電源設備からの受電が喪失した場合の重大事故等対処設備（緊急時対策所用代替電源設備による給電）として，緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置等の制御電源に使用するため，緊急時対策所用 125V 系蓄電池を設ける設計とする。 3.4 可搬型蓄電池 所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復）として，逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁に給電し，逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を作動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。 3.5 計測制御用電源設備 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し，計測制御用電源設備として，無停電電源装置を施設する設計とする。 非常用の計測制御用電源設備は，計装用主母線盤 120V／240V 2 母線及び計装用分電盤 120V 3 母線で構成する。 非常用の計測制御用電源設備は，非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する無停電電源装置及び計装用交流主母線盤等で構成し，非常用の計装用主母線盤 120V／240V 2 母線及び計装用分電盤 120V 3 母線に対し，電源供給を確保し，核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認を可能とする。 非常用の無停電電源装置は，外部電源喪失及び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においても，非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から直流電源が供給されることにより，非常用無停電計装分電盤に対し電源供給を確保する。

変 更 前	変 更 後
—	4. 燃料設備 4.1 軽油貯蔵タンクからディーゼル発電機への給油 設計基準対象施設である 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、7 日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転することにより必要とする電力を供給できるよう、7 日分の容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。 重大事故等時に、 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機の燃料は、軽油貯蔵タンク、 2 C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、 2 D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプを用いて給油できる設計とする。 4.2 軽油貯蔵タンクから常設代替高压電源装置への給油 重大事故等時に常設代替高压電源装置へ燃料を給油する燃料給油設備（軽油貯蔵タンクから常設代替高压電源装置への給油）として、軽油貯蔵タンク及び常設代替高压電源装置燃料移送ポンプを使用する。 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の兼用としている軽油貯蔵タンク及び常設代替高压電源装置燃料移送ポンプは、軽油貯蔵タンクから常設代替高压電源装置までの流路を有しており、軽油貯蔵タンクから 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機までの流路に対して、独立した設計とする。 常設代替高压電源装置燃料移送ポンプは、屋内（常設代替高压電源装置置場）内に設置することで、原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機と位置的分散を図る設計とする。 燃料給油設備は、これらの多様性及び燃料流路の独立並びに位置的分散によって、 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備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。 4.3 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機への給油 緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクより緊急時対策所用発電機給油ポンプを用いて、燃料を補給できる設計とする。 4.4 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 可搬型代替低压電源車及び可搬型窒素供給装置用電源車の燃料は、可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。 可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは、可搬型設備用軽油タンクから各機器までの流路を有しており、軽油貯蔵タンクから 2 C・2 D非常用ディーゼル発電及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機までの流路に対して、独立した流路を有していることから、 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機と独立した設計とする。 可搬型設備用軽油タンクは、西側保管場所及び南側保管場所に設置することで原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機と、位置的分散を図る設計とする。 タンクローリは、西側保管場所及び南側保管場所に設置することで原子炉建屋付属棟内の 2 C・2 D非常用ディーゼル発電機と、位置的分散を図る設計とする。

変 更 前	変 更 後
	燃料給油設備は、これらの多様性及び燃料流路の独立並びに位置的分散によって、 2 C ・ 2 D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備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。
5. 主要対象設備 非常用電源設備の対象となる主要な設備について、「表 1 非常用電源設備の主要設備リスト」に示す。	5. 主要対象設備 非常用電源設備の対象となる主要な設備について、「表 1 非常用電源設備の主要設備リスト」に示す。

表1 非常用電源設備の主要設備リスト (1／8)

			変 更 前					変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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	
常用電源設備との切替方法	非常用ディーゼル発電機	—	非常用ディーゼル発電機（常用電源設備との切替方法）*2	—	—	—		変更なし		—	—		
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用電源設備との切替方法）*2	—	—	—		変更なし		—	—		
	常設代替高圧電源装置		—			常設代替高圧電源装置（常用電源設備との切替方法）*3		—		—	—		
	緊急時対策所用発電機		—			緊急時対策所用発電機（常用電源設備との切替方法）*3		—		—	—		
	可搬型代替低圧電源車		—			可搬型代替低圧電源車（常用電源設備との切替方法）*3		—		—	—		
非常用発電装置	非常用ディーゼル発電装置	内燃機関	機関並びに過給機	非常用ディーゼル発電機 内燃機関	S	火力技術基準	—		変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		火力技術基準
			調速装置及び非常調速装置	非常用ディーゼル発電機 調速装置	S	—	—		変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		—
				非常用ディーゼル発電機 非常調速装置	S	—	—		変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		—
			内燃機関に附属する冷却水設備	非常用ディーゼル発電機 冷却水ポンプ	S	火力技術基準	—		変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		火力技術基準
			内燃機関に附属する空気圧縮設備（空気だめ）	非常用ディーゼル発電機 空気だめA	S	クラス3	—		変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		S Aクラス2
				非常用ディーゼル発電機 空気だめB*4	C	クラス3	—		変更なし				
			内燃機関に附属する空気圧縮設備（空気だめの安全弁）	3-14Z1	S	—	—		変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		—
				3-14Z2*4	C	—	—		変更なし				
				3-14Z101	S	—	—		変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		—
				3-14Z102*4	C	—	—		変更なし				
		燃料デイトank又はサービスタンク	非常用ディーゼル発電機 燃料油デイトank	S	火力技術基準	—		変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		火力技術基準	
		燃料設備	ポンプ	非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	S	火力技術基準	—		変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		火力技術基準
			容器	軽油貯蔵タンク	S	火力技術基準	—		変更なし		常設耐震／防止 常設／緩和		火力技術基準

表1 非常用電源設備の主要設備リスト (2／8)

				変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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
非常用発電装置	非常用ディーゼル発電装置	燃料設備	主配管	軽油貯蔵タンクから非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	S	火力技術基準	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準
				非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプから非常用ディーゼル発電機燃料油デイトank	S	火力技術基準	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準
				非常用ディーゼル発電機燃料油デイトankから燃料油フィルタ	S	火力技術基準	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準
				燃料油フィルタから非常用ディーゼル発電機内燃機関	S	火力技術基準	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準
		発電機	発電機	非常用ディーゼル発電機	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—
			励磁装置	非常用ディーゼル発電機励磁装置	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—
			保護継電装置	非常用ディーゼル発電機保護継電装置	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—
			原動機との連結方法	非常用ディーゼル発電機（原動機との連結方法）*2	—	—	—		変更なし			—	—
		冷却設備	ポンプ	非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	S	クラス3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			ろ過装置	非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ	S	クラス3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			主配管	非常用ディーゼル発電機用海水ポンプから非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ	S	クラス3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
				非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナから空気冷却器及び潤滑油冷却器を経て非常用ディーゼル発電機清水冷却器	S	クラス3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
				非常用ディーゼル発電機清水冷却器から放出配管分岐点	S	Non	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
				放出配管分岐点から弁7-13V91, 弁7-13V89	S	Non	—		変更なし			—	—
				弁7-13V91, 弁7-13V89から放水路	C	Non	—		変更なし				

表1 非常用電源設備の主要設備リスト (3／8)

				変 更 前				変 更 後						
設備区分	系統名	機器区分		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	
非常用発電装置	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置	冷却設備	主配管	放出配管分岐点より放水先まで（非常用放出配管）	S	Non	—		変更なし				常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			内燃機関	機関並びに過給機	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機内燃機関	S	火力技術基準	—		変更なし				常設耐震／防止 常設／緩和
		調速装置及び非常調速装置		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機調速装置	S	—	—		変更なし				常設耐震／防止 常設／緩和	—
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機非常調速装置	S	—	—		変更なし				常設耐震／防止 常設／緩和	—
		内燃機関に附属する冷却水設備		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機冷却水ポンプ	S	火力技術基準	—		変更なし				常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準
		内燃機関に附属する空気圧縮設備（空気だめ）		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機空気だめA	S	クラス3	—		変更なし				常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機空気だめB*4	C	クラス3	—		変更なし					
		内燃機関に附属する空気圧縮設備（空気だめの安全弁）		3-14Z201	S	—	—		変更なし				常設耐震／防止 常設／緩和	—
				3-14Z202*4	C	—	—		変更なし					
		燃料デイトンク又はサービスタンク	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク	S	火力技術基準	—		変更なし				常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準	
		燃料設備	ポンプ	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	S	火力技術基準	—		変更なし				常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準
			容器	—				軽油貯蔵タンク		S	火力技術基準	常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準	
			主配管	軽油貯蔵タンクから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	S	火力技術基準	—		変更なし				常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク	S	火力技術基準	—		変更なし				常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクから燃料油フィルタ	S	火力技術基準	—		変更なし				常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準

表1 非常用電源設備の主要設備リスト (4/8)

				変 更 前				変 更 後					
設備 区分	系統 名	機器区分		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
非常用発電装置	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置	燃料設備	主配管	燃料油フィルタから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機内燃機関	S	火力技術基準	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準
			発電機	発電機	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和
		励磁装置		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機励磁装置	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—
		保護継電装置		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機保護継電装置	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—
		原動機との連結方法		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（原動機との連結方法）*2	—	—	—		変更なし			—	—
		冷却設備	ポンプ	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	S	クラス3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			ろ過装置	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレーナ	S	クラス3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
			主配管	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレーナ	S	クラス3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレーナから空気冷却器及び潤滑油冷却器を経て高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機清水冷却器	S	クラス3	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機清水冷却器から放出配管分岐点	S	Non	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2
				放出配管分岐点から弁7-13V90	S	Non	—		変更なし			—	—
				弁7-13V90から放水路	C	Non	—		変更なし				
		放出配管分岐点より放水先まで（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用の非常用放出配管）	S	Non	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	S Aクラス2		

表1 非常用電源設備の主要設備リスト (5／8)

			変 更 前					変 更 後					
設備 区分	系統 名	機器区分		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
非常用発電装置	常設代替高圧電源装置	内 燃 機 関	機関並びに過給機	—				常設代替高圧電源装置内燃機関	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準	
			調速装置及び非常 調速装置	—				常設代替高圧電源装置調速装置	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
								常設代替高圧電源装置非常調速 装置	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			内燃機関に附属す る冷却水設備	—				常設代替高圧電源装置冷却水ポ ンプ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準	
			燃料デイトンク又 はサービスタンク	—				常設代替高圧電源装置燃料油サ ービスタンク	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準	
		燃 料 設 備	ポンプ	—				常設代替高圧電源装置燃料移送 ポンプ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準	
			容器	—				軽油貯蔵タンク	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準	
			主配管	—				軽油貯蔵タンクから常設代替高 圧電源装置燃料移送ポンプ	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準	
								常設代替高圧電源装置燃料移送 ポンプから常設代替高圧電源装 置燃料油サービスタンク	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準	
		発 電 機	発電機	—				常設代替高圧電源装置	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			励磁装置	—				常設代替高圧電源装置励磁装置	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			保護継電装置	—				常設代替高圧電源装置保護継電 装置	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—	
			原動機との連結方 法	—				常設代替高圧電源装置（原動機 との連結方法）*3	—	—	—	—	

表1 非常用電源設備の主要設備リスト (6／8)

			変 更 前					変 更 後					
設備 区分	系統 名	機器区分		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
非常用発電装置	緊急時対策所用発電機	内 燃 機 関	機関並びに過給機	—				緊急時対策所用発電機内燃機関	—	—	常設／防止 常設／緩和	火力技術基準	
			調速装置及び非常 調速装置	—				緊急時対策所用発電機調速装置	—	—	常設／防止 常設／緩和	—	
								緊急時対策所用発電機非常調速 装置	—	—	常設／防止 常設／緩和	—	
			内燃機関に附属す る冷却水設備	—				緊急時対策所用発電機冷却水ポ ンプ	—	—	常設／防止 常設／緩和	火力技術基準	
			燃料デイトンク又 はサービスタンク	—				緊急時対策所用発電機燃料サー ビスタンク	—	—	常設／防止 常設／緩和	火力技術基準	
		燃 料 設 備	ポンプ	—				緊急時対策所用発電機給油ポン プ	—	—	常設／防止 常設／緩和	火力技術基準	
			容器	—				緊急時対策所用発電機燃料油貯 蔵タンク	—	—	常設／防止 常設／緩和	火力技術基準	
			主配管	—				緊急時対策所用発電機燃料油貯 蔵タンクから緊急時対策所用発 電機給油ポンプ	—	—	常設／防止 常設／緩和	火力技術基準	
								緊急時対策所用発電機給油ポン プから緊急時対策所用燃料油サ ービスタンク	—	—	常設／防止 常設／緩和	火力技術基準	
								緊急時対策所用燃料油サービ スタンクから緊急時対策所用発電 機	—	—	常設／防止 常設／緩和	火力技術基準	
		発 電 機	発電機	—				緊急時対策所用発電機	—	—	常設／防止 常設／緩和	—	
			励磁装置	—				緊急時対策所用発電機励磁装置	—	—	常設／防止 常設／緩和	—	
			保護継電装置	—				緊急時対策所用発電機保護継電 装置	—	—	常設／防止 常設／緩和	—	
				原動機との連結方 法	—				緊急時対策所用発電機（原動機 との連結方法）*3	—	—	—	—

表1 非常用電源設備の主要設備リスト (7／8)

			変 更 前					変 更 後					
設備 区分	系統 名	機器区分		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
非常用発電装置	可搬型代替低圧電源車	内 燃 機 関	機関並びに過給機	—				可搬型代替低圧電源車内燃機関	—		可搬／防止 可搬／緩和	S A クラス 3	
			調速装置及び非常 調速装置	—				可搬型代替低圧電源車調速装置	—		可搬／防止 可搬／緩和	—	
								可搬型代替低圧電源車非常調速 装置	—		可搬／防止 可搬／緩和	—	
			内燃機関に附属す る冷却水設備	—				可搬型代替低圧電源車冷却水ポ ンプ	—		可搬／防止 可搬／緩和	S A クラス 3	
			燃料デイトンク又 はサービスタンク	—				可搬型代替低圧電源車燃料タン ク	—		可搬／防止 可搬／緩和	S A クラス 3	
		燃 料 設 備	容 器	—				可搬型設備用軽油タンク	—		常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準	
								タンクローリ	—		可搬／防止 可搬／緩和	S A クラス 3	
			主配管	—				タンクローリ 給油用10mホース	—		可搬／防止 可搬／緩和	S A クラス 3	
								タンクローリ 送油用19.5mホース	—		可搬／防止 可搬／緩和	S A クラス 3	
		発 電 機	発電機	—				可搬型代替低圧電源車	—		可搬／防止 可搬／緩和	—	
			励磁装置	—				可搬型代替低圧電源車励磁装置	—		可搬／防止 可搬／緩和	—	
			保護継電装置	—				可搬型代替低圧電源車保護継電 装置	—		可搬／防止 可搬／緩和	—	
			原動機との連結方 法	—				可搬型代替低圧電源車（原動機 との連結方法）*3	—		—	—	
	可搬型窒素供給装置用電源車	内 燃 機 関	機関並びに過給機	—				可搬型窒素供給装置用電源車内 燃機関	—		可搬／緩和	S A クラス 3	
			調速装置及び非常 調速装置	—				可搬型窒素供給装置用電源車調 速装置	—		可搬／緩和	—	
								可搬型窒素供給装置用電源車非 常調速装置	—		可搬／緩和	—	
			内燃機関に附属す る冷却水設備	—				可搬型窒素供給装置用電源車冷 却水ポンプ	—		可搬／緩和	S A クラス 3	
			燃料デイトンク又 はサービスタンク	—				可搬型窒素供給装置用電源車燃 料タンク	—		可搬／緩和	S A クラス 3	

表1 非常用電源設備の主要設備リスト (8／8)

			変 更 前					変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分		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
非常用発電装置	可搬型窒素供給装置用電源車	燃料設備	容器	—					可搬型設備用軽油タンク	—		常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準
				—					タンクローリ	—		可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
			主配管	—					タンクローリ 給油用10mホース	—		可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
				—					タンクローリ 送油用19.5mホース	—		可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
		発電機	発電機	—					可搬型窒素供給装置用電源車	—		可搬／緩和	—
			励磁装置	—					可搬型窒素供給装置用電源車励磁装置	—		可搬／緩和	—
			保護継電装置	—					可搬型窒素供給装置用電源車保護継電装置	—		可搬／緩和	—
			原動機との連結方法	—					可搬型窒素供給装置用電源車（原動機との連結方法）*3	—		—	—
その他の電源装置	—	無停電電源装置		—					非常用無停電電源装置	S	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
				—					緊急用無停電電源装置	—		常設耐震／防止 常設／緩和	—
				—					可搬型整流器	—		可搬／防止 可搬／緩和	—
		電力貯蔵装置		125V系蓄電池	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—
				中性子モニタ用蓄電池	S	—	—		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	—
				—					緊急用125V系蓄電池	—		常設耐震／防止 常設／緩和	—
				—					緊急時対策所用125V系蓄電池	—		常設／防止 常設／緩和	—
				—					逃がし安全弁用可搬型蓄電池	—		可搬／防止	—

注記 *1：表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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：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。
*3：重大事故等対処設備として使用する。
*4：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。

5 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

5(1)～5(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	5 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

2 常用電源設備

1 発電機に係る次の事項

- (1) 発電機の種類、容量、力率、電圧、相、周波数、回転速度、結線法及び冷却法並びに発電電動機の場合は、出力

			変 更 前	変 更 後
名 称			発電機 ^{*1}	変更なし
種 類	—		横軸円筒回転界磁 三相交流同期発電機	
容 量	kVA		1300000 (水素圧力 515 kPa ^{*2})	
力 率	%		90 ^{*3} (遅れ)	
電 圧	kV		19 ^{*4}	
相	—		3	
周 波 数	Hz		50	
回 転 速 度	min ⁻¹ ^{*5}		1500	
結 線 法	—		星形	
冷 却 法	—		固定子 水冷却 回転子 水素直接冷却	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

*2：SI 単位に換算したもの。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0.90」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「19,000V」と記載。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「r. p. m」と記載。

(2) 励磁装置の種類、容量、回転速度、駆動方法及び個数（常用及び予備の別に記載すること。）

・常用

		変 更 前		変 更 後
名 称		主励磁機 ^{*1}	副励磁機 ^{*1}	変更なし
種 類	—	交流発電機静止形整流器 組合せ方式	交流発電機静止形整流器 組合せ方式	
容 量	kVA ^{*2}	3710 ^{*2}	140 ^{*2}	
回転速度	min ⁻¹ ^{*3}	1500	1500	
駆動方法	—	発電機直結 ^{*4}	発電機直結 ^{*4}	
個 数	—	1	1	

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3,425KW」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「r.p.m」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「直結主タービン駆動」と記載。

(3) 保護継電装置の種類

	変 更 前	変 更 後
名 称	発電機 ^{*1}	
種 類	・ 自動遮断用^{*2} - 発電機比率作動継電器^{*3} - 発電機地絡過電圧継電器^{*3} - 発電機界磁喪失継電器^{*3} - 発電機逆相過電流継電器^{*3} - 発電機後備保護継電器^{*3} - 発電機逆電力継電器^{*3} - 発電機過励磁継電器^{*3} - 発電機水素固定子冷却盤継電器^{*3} 〔発電機固定子冷却水喪失〕 ・ 警報用 - 発電機界磁地絡継電器^{*4} - 発電機電圧平衡継電器^{*4} - 発電機地絡過電流継電器^{*4} - 発電機過励磁継電器^{*4} - 発電機水素固定子冷却盤継電器^{*4} 〔水素純度低 水素温度高 水素圧力高低 発電機固定子冷却水温度高〕	変更なし

注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「自動しゃ断用」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「発電機差電流」，「発電機地絡」，「発電機界磁喪失」，「発電機逆相電流」，「発電機固定子冷却水喪失」，「発電機後備保護」，「発電機過電流（低速時）」，「発電機地絡（低速時）」，「発電機逆電力」，「発電機過励磁」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「発電機過電圧」，「発電機界磁地絡」，「発電機電圧不平衡」，「水素純度低」，「水素温度高」，「水素圧力高低」，「発電機固定子冷却水温度高」と記載。

(4) 原動機との連結方法

	変 更 前	変 更 後
連 結 方 法	直結*	変更なし

注記 *：記載の適正化を行う。既工事計画書には「タービン軸直結」と記載。

3 遮断器に係る次の事項

(1) 遮断器の種類、電圧、電流、遮断電流、遮断時間、個数及び取付箇所

			変 更 前	変 更 後
名 称			線路用 275kVしゃ断器 ^{*1}	変更なし
種 類	—		屋内用空気しゃ断器	ガス遮断器
電 圧	kV ^{*2}		300	変更なし
電 流	A		4000	変更なし
遮 断 電 流 ^{*3}	kA ^{*4}		31.5 ^{*4}	50
遮 断 時 間 ^{*5}	サイクル ^{*5}		2 ^{*5}	変更なし
個 数	—		2	変更なし
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	線路用 275kVしゃ断器 ^{*6}	変更なし
	設 置 床	—	超高圧開閉所 EL. 8.20 m ^{*6}	変更なし
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「線路用275KVしゃ断器」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「KV」と記載。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「しゃ断容量」と記載。

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「15, 000MVA」と記載。記載内容は設計図書による。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

(2) 保護継電装置の種類

	変 更 前	変 更 後
名 称	線路用 275kV しゃ断器 ^{*1}	同左
種 類	・ 自動遮断用^{*2} 275kV 母線保護継電装置^{*2} 275kV 送電線保護継電装置^{*2}	・ 自動遮断用 275kV 母線保護継電装置 275kV 送電線保護継電装置 ・ 警報用 - ガス圧力低下警報装置 - MCCBトリップ警報装置 - 電動機過電流警報装置 - 電動機長時間運転警報装置 - 欠相警報装置

注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「線路用 275KV しゃ断器」と記載。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「送電線各相位相比較（正波），
同上（負波），母線保護，送電線短絡後備保護，送電線地絡後備保護」と記載。

4 常用電源設備の基本設計方針，適用基準及び適用規格
(1) 基本設計方針

変 更 前	変 更 後
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「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。	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。
第1章 共通項目 常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象（2.2 津波による損傷の防止を除く），3. 火災，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 逆止め弁等を除く。），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。	第1章 共通項目 常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象（2.2 津波による損傷の防止を除く），3. 火災，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 逆止め弁等を除く。），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。
第2章 個別項目 1. 保安電源設備 1.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保 1.1.1 機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止 安全施設へ電力を供給する保安電源設備 は，電線路，発電用原子炉施設において常時使用される発電機，外部電源系及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように，発電機，送電線，変圧器，母線等に保護継電器を設置し，機器の損壊，故障その他の異常を検知するとともに，異常を検知した場合は，空気しゃ断器，ガスしゃ断器あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより，その拡大を防止する設計とする。 特に重要安全施設においては，多重性を有し，系統分離が可能である母線で構成し，信頼性の高い機器を設置する。 常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は，7 母線で構成し，通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し，常用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。 また，高圧及び低圧母線等の故障による電気系統の機器の短絡や地絡，母線の低電圧や過電流を検知し，遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全施設への影響を限定できる設計とする。 常用の直流電源設備は，充電器，蓄電池，直流主母線盤等で構成する。 常用の直流電源設備は，タービンの非常用油ポンプ，発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。 常用の計測制御用電源設備は，計装用交流母線で構成する。 常用電源設備の動力回路のケーブルは，負荷の容量に応じたケーブルを使用する設計とし，制御回路や計装回路への電氣的影響を考慮した設計とする。	第2章 個別項目 1. 保安電源設備 1.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保 1.1.1 機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止 安全施設へ電力を供給する保安電源設備は，電線路，発電用原子炉施設において常時使用される発電機，外部電源系及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように，発電機，送電線，変圧器，母線等に保護継電器を設置し，機器の損壊，故障その他の異常を検知するとともに，異常を検知した場合は，ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより，その拡大を防止する設計とする。 特に重要安全施設においては，多重性を有し，系統分離が可能である母線で構成し，信頼性の高い機器を設置する。 常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は，7 母線で構成し，通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し，常用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。 また，高圧及び低圧母線等の故障による電気系統の機器の短絡や地絡，母線の低電圧や過電流を検知し，遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全施設への影響を限定できる設計とする。 常用の直流電源設備は，充電器，蓄電池，直流主母線盤等で構成する。 常用の直流電源設備は，タービンの非常用油ポンプ，発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。 常用の計測制御用電源設備は，計装用交流母線で構成する。 常用電源設備の動力回路のケーブルは，負荷の容量に応じたケーブルを使用する設計とし，制御回路や計装回路への電氣的影響を考慮した設計とする。

変 更 前	変 更 後
1.2 電線路の独立性及び物理的分離 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する設計とする。 設計基準対象施設は、送受電可能な回線として 275kV 送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1 ルート 2 回線及び受電専用の回路として 154kV 送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力 1 号線）1 ルート 1 回線の合計 2 ルート 3 回線にて、電力系統に接続する。 275kV 送電線 2 回線は、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する設計とする。また、154kV 送電線 1 回線は、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系し、さらに、上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。	1.1.2 1 相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復 変圧器一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合に検知できるよう、変圧器一次側の電路は、架線部を除き、電路を筐体に内包する変圧器やガス絶縁開閉装置等により構成し、3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合に保護継電器にて自動検知できる設計とする。 架線部については、巡視点検により電路の開放を検知できる設計とする。 異常を検知した場合は自動又は手動で故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。 1.2 電線路の独立性及び物理的分離 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する設計とする。 設計基準対象施設は、送受電可能な回線として 275kV 送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1 ルート 2 回線及び受電専用の回路として 154kV 送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力 1 号線）1 ルート 1 回線の合計 2 ルート 3 回線にて、電力系統に接続する。 275kV 送電線 2 回線は、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する設計とする。また、154kV 送電線 1 回線は、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系し、さらに、上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。 上記 2 ルート 3 回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも、外部電源から電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。 また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東京電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から本発電所への電力供給については、予め定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に実施されることを確認している。 なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。 設計基準対象施設は、電線路のうち少なくとも 1 回線が、同一の送電鉄塔に架線されていない、他の回線と物理的に分離された送電線から受電する設計とする。 また、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜地の崩壊に対し鉄塔基礎の安定性が確保され、台風等による強風発生時の事故防止対策が図られ、更に送電線の近接箇所の離隔距離については、必要な絶縁距離を確保する設計であることを確認している。

変 更 前	変 更 後
	1.3 発電用原子炉施設への電力供給確保 設計基準対象施設に接続する電線路は、いずれの 2 回線が喪失した場合においても電力系統から発電用原子力施設への電力の供給が停止しない設計とし、275kV 送電線 2 回線は起動変圧器を介して接続するとともに、154kV 送電線 1 回線は予備変圧器を介して接続する設計とする。 開閉所からの送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに、必要な耐震性を有する碍子及び遮断器を設置する設計とする。 さらに、防潮堤により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮し、275kV 送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄ができる設計とし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。
2. 主要対象設備 常用電源設備の対象となる主要な設備について、「表 1 常用電源設備の主要設備リスト」に示す。	2. 主要対象設備 常用電源設備の対象となる主要な設備について、「表 1 常用電源設備の主要設備リスト」に示す。

表1 常用電源設備の主要設備リスト

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
発電機	—	発電機	発電機	C	—	—		変更なし			—	—
		励磁装置	主励磁機	C	—	—		変更なし			—	—
			副励磁機	C	—	—		変更なし			—	—
		保護継電装置	発電機	C	—	—		変更なし			—	—
		原動機との連結方法	発電機（原動機との連結方法）*2	—	—	—		変更なし			—	—
遮断器		遮断器	線路用275kVしゃ断器	C	—	—		変更なし			—	—
		保護継電装置	線路用275kVしゃ断器	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「5 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：設計基準対象施設として使用する。

5 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

5(1)～5(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	5 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

3 補助ボイラー

15 補助ボイラーの基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変 更 前	変 更 後
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「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。	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。
第1章 共通項目 補助ボイラーの共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象（2.2 津波による損傷の防止を除く），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 使用中の亀裂による破壊の防止，5.4 耐圧試験等，5.6 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，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。	第1章 共通項目 補助ボイラーの共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象（2.2 津波による損傷の防止を除く），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 使用中の亀裂による破壊の防止，5.4 耐圧試験等，5.6 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，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。
第2章 個別項目 1. 補助ボイラー 1.1 補助ボイラーの機能 設計基準対処施設に施設する所内ボイラは，設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件として，液体廃棄物処理系，屋外タンクの保温及び各種建屋の暖房用並びに主蒸気を使用できない場合のタービンのグランド蒸気に必要な蒸気を供給する能力がある所内ボイラを設置する。所内ボイラは，発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。 1.2 補助ボイラーの設計条件 所内ボイラは，ボイラ本体，燃烧装置，通風装置，給水装置，自動燃烧制御装置等で構成し，蒸気を蒸気だめより蒸気母管を経て，蒸気を使用する各機器に供給できる設計とする。 蒸気使用機器で使用される蒸気のうち回収できるものは，所内ボイラの給水タンクに集め，ボイラ用水として再使用し，給水使用量を低減できる設計とする。 所内ボイラは，長期連続運転及び負荷変動に対応できる設計とし，設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において，その機能を発揮できる設計とするとともに，所内ボイラの健全性及び能力を確認するため，必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう設計する。 所内ボイラ及びその附属設備の耐圧部分に使用する材料は，安全な化学的成分及び機械的強度を有するとともに，耐圧部分の構造は，最高使用圧力及び最高使用温度において，発生する応力に対して安全な設計とする。 所内ボイラのうち主要な耐圧部の溶接部は，次のとおりとし，溶接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。 a. 不連続で特異な形状でない設計とする。	第2章 個別項目 1. 補助ボイラー 1.1 補助ボイラーの機能 変更なし 1.2 補助ボイラーの設計条件 変更なし

変 更 前	変 更 後
b. 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。 c. 適切な強度を有する設計とする。 d. 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。 所内ボイラの汽水胴には、圧力の上昇による設備の損傷防止のため、ドラム内水位、ドラム内圧力等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。 所内ボイラの汽水胴には、圧力の上昇による設備の損傷防止のため、最大蒸発量と同等容量に沿った安全弁を設ける設計とする。 所内ボイラは、所内ボイラの最大連続蒸発時において、熱的損傷が生ずることのないよう水を供給できる適切な容量の給水設備等を設け、給水の入口及び蒸気の出口については、流路を速やかに遮断できる設計とする。 所内ボイラは、所内ボイラ水の濃縮を防止し、及び水位を調整するために、所内ボイラ水を抜くことができる設計とする。 所内ボイラから排出されるばい煙については、良質燃料（A重油）を使用することにより、硫黄酸化物排出量、窒素酸化物濃度及びばいじん濃度を低減する設計とする。	

16 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

16(1)～16(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	16 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は、「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

- 4 火災防護設備
- 1 火災区域構造物及び火災区画構造物の名称，種類，主要寸法及び材料
- ・原子炉建屋

変 更 前					変 更 後 ^{*1}						
名 称			種類	主要寸法 (mm)	材 料	名 称			種類	主要寸法 (mm)	材 料
火災区域（区画）名称	区分	番号				火災区域（区画）名称	区分	番号			
—					原子炉建屋 ^{*2}			火災区域		150 以上	鉄筋コンクリート
					原子炉建屋 ^{*2}						
					原子炉建屋付属棟						
					原子炉建屋付属棟						
					原子炉建屋付属棟						
					原子炉建屋付属棟						
					原子炉建屋 ^{*2}						
					原子炉建屋 ^{*2}						
					原子炉建屋 ^{*2}						
					原子炉建屋 ^{*2}						
					原子炉建屋 ^{*2}						
					原子炉建屋付属棟（DG-2C ルーフベントファン室）						
					原子炉建屋付属棟（DG-2D ルーフベントファン室）						
					原子炉建屋付属棟（DG-HPCS ルーフベントファン室）						
					原子炉建屋付属棟（屋上）						
					廃棄物処理棟						

注記

*1：本設備は既存の設備である。

*2：内郭浸水防護設備と兼用する。

・タービン建屋，廃棄物処理建屋

変 更 前					変 更 後							
名 称			種類	主要寸法 (mm)	材 料	名 称			種類	主要寸法 (mm)	材 料	
火災区域（区画）名称	区分	番号				火災区域（区画）名称	区分	番号				
—					タービン建屋						150 以上	鉄筋コンクリート
					廃棄物処理建屋							

注記 *：本設備は既存の設備である。

・海水ポンプ室

変 更 前					変 更 後*							
名 称			種類	主要寸法 (mm)	材 料	名 称			種類	主要寸法 (mm)	材 料	
火災区域（区画）名称	区分	番号				火災区域（区画）名称	区分	番号				
—					海水ポンプ室（北側）						150 以上	鉄筋コンクリート
					海水ポンプ室（南側）							

注記 *：本設備は既存の設備である。

・ 固体廃棄物作業建屋，固体廃棄物貯蔵庫，使用済燃料乾式貯蔵建屋

変 更 前					変 更 後*						
名 称			種類	主要寸法 (mm)	材料	名 称			種類	主要寸法 (mm)	材 料
火災区域（区画）名称	区分	番号				火災区域（区画）名称	区分	番号			
—					固体廃棄物作業建屋					150 以上	鉄筋コンクリート
					固体廃棄物貯蔵庫 A 棟						
					固体廃棄物貯蔵庫 B 棟						
					使用済燃料乾式貯蔵建屋						

注記 ＊：本設備は既存の設備である。

・ 常設代替高圧電源装置置場，軽油貯蔵タンクエリア

変 更 前					変 更 後						
名 称			種類	主要寸法 (mm)	材料	名 称			種類	主要寸法 (mm)	材 料
火災区域（区画）名称	区分	番号				火災区域（区画）名称	区分	番号			
—						軽油貯蔵タンク A					
						軽油貯蔵タンク B					
						常設代替高圧電源装置置場（地上）					
						常設代替高圧電源装置置場 （非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア）					
						常設代替高圧電源装置置場（地下）					

・ 緊急時対策所建屋

変 更 前					変 更 後						
名 称			種類	主要寸法 (mm)	材料	名 称			種類	主要寸法 (mm)	材 料
火災区域（区画）名称	区分	番号				火災区域（区画）名称	区分	番号			
—						緊急時対策所建屋			壁	150 以上	鉄筋コンクリート
						緊急時対策所建屋					
						緊急時対策所建屋					
						緊急時対策所建屋					
						緊急時対策所発電機用燃料油貯蔵タンク A					
						緊急時対策所発電機用燃料油貯蔵タンク B					

・ 常設低圧代替注水系格納槽，格納容器圧力逃がし装置格納槽，緊急用海水取水ピット

変 更 前					変 更 後						
名 称			種類	主要寸法 (mm)	材料	名 称			種類	主要寸法 (mm)	材 料
火災区域（区画）名称	区分	番号				火災区域（区画）名称	区分	番号			
—						常設低圧代替注水系格納槽			壁	150 以上	鉄筋コンクリート
						格納容器圧力逃がし装置格納槽					
						緊急用海水取水ピット					

2 消火設備に係る次の事項

2.1 消火系

- (1) ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

				変 更 前	変 更 後
名 称					電動機駆動消火ポンプ* ¹
ポ ン プ	種 類	—			うず巻形
	容 量	m ³ /h/個			18 以上 (227.1* ²)
	揚 程	m			89 以上 (89* ²)
	最 高 使 用 圧 力	MPa			1.19
	最 高 使 用 温 度	℃			50
	主 要 寸 法	吸 込 口 径	mm		200* ²
		吐 出 口 径	mm		150* ²
		た て	mm		800* ²
		横	mm		1381* ²
		高 さ	mm		725* ²
	材料	ケ ー シ ン グ		—	
	個 数		—		1
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		消火系
		設 置 床	—		タービン建屋 EL. 8.20 m
		溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
		溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—
原 動 機	種 類	—			誘導電動機
	出 力	kW/個			110* ²
	個 数	—			1
	取 付 箇 所	—			ポンプと同じ

注記 *1：本設備は既存の設備である。

*2：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後	
名 称				—	ディーゼル駆動消火ポンプ*1	
ポンプ	種 類	—			うず巻形	
	容 量	m³/h/個			18 以上 (261*2)	
	揚 程	m			90 以上 (90*2)	
	最 高 使 用 圧 力		MPa		1.13	
	最 高 使 用 温 度		℃		50	
	主 要 寸 法	吸 込 口 径			mm	200*2
		吐 出 口 径			mm	150*2
		た て			mm	875*2
		横			mm	1083*2
		高 さ			mm	725*2
	材料	ケ ー シ ン グ			—	
	個 数		—		1	
	取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)			—	消火系
		設 置 床			—	タービン建屋 EL. 8.20 m
		溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号			—	—
溢 水 防 護 上 の 配慮が必要な高さ		—	—			
原 動 機	種 類	—		—	ディーゼル機関	
	出 力	kW/個			131*2	
	個 数	—			1	
	取 付 箇 所	—			ポンプと同じ	

注記 *1：本設備は既存の設備である。

*2：公称値を示す。

- (2) 容器の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び
 取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	ハロンポンベ (ほう酸水注入系ポンプ A 用)
種 類	—			一般継目なし容器
容 量	L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力	MPa			5.20
最 高 使 用 温 度	℃			40
主 要 寸 法	外 径	mm		265*
	高 さ	mm		1500*
	胴 部 厚 さ	mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ	mm		(9.0*)
材 料	—			マンガン鋼
個 数	—			3
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		消火系
	設 置 床	—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 38.80 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンポンベ (ほう酸水注入系ポンプ B 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			3
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 38.80 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (MCC 2C-7 用)
種 類		—	一般継目なし容器		
容 量		L/個	68 以上 (68*)		
最 高 使 用 圧 力		MPa	5.20		
最 高 使 用 温 度		℃	40		
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—	マンガン鋼		
個 数		—	5		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 38.80 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 * : 公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (原子炉再循環系低速度用 電源装置 A 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			5
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 29.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 * : 公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (原子炉再循環系低速度用 電源装置 B 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			5
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 29.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 * : 公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (MCC 2D-9 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			5
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 29.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (MCC 2C-9 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			5
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 29.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (125V DC MCC 2A-2 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			4
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 29.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (MCC 2C-8 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			5
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 29.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (MCC 2D-8 用)
種 類		—	一般継目なし容器		
容 量		L/個	68 以上 (68*)		
最 高 使 用 圧 力		MPa	5.20		
最 高 使 用 温 度		℃	40		
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—	マンガン鋼		
個 数		—	5		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (MCC 2D-7 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			5
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (原子炉再循環系流量制御弁用 制御油圧発生装置 A 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			4
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 20.30 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 * : 公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (プロセスコンピュータ室用)
種 類		—	一般継目なし容器		
容 量		L/個	68 以上 (68*)		
最 高 使 用 圧 力		MPa	5.20		
最 高 使 用 温 度		℃	40		
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—	マンガン鋼		
個 数		—	3		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 23.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (残留熱除去系熱交換器 A 室用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			6
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 14.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンポンベ (125V DC MCC 2A-1 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			5
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 2.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンポンベ (制御棒駆動水ポンプ A 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			5
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 2.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンポンベ (制御棒駆動水ポンプ B 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			5
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. 2.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンポンベ (残留熱除去系ポンプ A 室用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			3
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンポンベ (低圧炉心スプレイポンプ用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			7
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンポンベ (残留熱除去系ポンプ B 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			6
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンポンベ (残留熱除去系ポンプ C 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			6
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンポンベ (高圧炉心スプレイポンプ用)
種 類		—	一般継目なし容器		
容 量		L/個	68 以上 (68*)		
最 高 使 用 圧 力		MPa	5.20		
最 高 使 用 温 度		℃	40		
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—	マンガン鋼		
個 数		—	9		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋原子炉棟 EL. -4.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンポンベ (原子炉隔離時冷却系 ポンプ室用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			4
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 * : 公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (MCC 2C-3 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			6
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (MCC 2C-5 用)
種 類		—	一般継目なし容器		
容 量		L/個	68 以上 (68*)		
最 高 使 用 圧 力		MPa	5.20		
最 高 使 用 温 度		℃	40		
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—	マンガン鋼		
個 数		—	5		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (MCC 2D-3 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			6
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (MCC 2D-5 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			5
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. -4.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (電気室用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			39
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. 2.50 m EL. -4.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 * : 公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (A 系蓄電池室用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			2
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. 8.20 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (B 系蓄電池室（北側）用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			24 以上 (24*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		622*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			3
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. 8.20 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 * : 公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (B 系蓄電池室（南側）用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			24 以上 (24*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		622*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			4
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. 8.20 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 * : 公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	ハロンボンベ (非常用ガス再循環系 排風機 A 用)
種 類		—		一般継目なし容器
容 量		L/個		68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa		5.20
最 高 使 用 温 度		℃		40
主 要 寸 法	外 径	mm		265*
	高 さ	mm		1500*
	胴 部 厚 さ	mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ	mm		(9.0*)
材 料		—		マンガン鋼
個 数		—		4
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		消火系
	設 置 床	—		原子炉建屋付属棟 EL. 8.20 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

注記 * : 公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (非常用ガス再循環系 排風機 B 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			4
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. 8.20 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 * : 公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (非常用ガス処理系排風機 A 用)
種 類		—	一般継目なし容器		
容 量		L/個	68 以上 (68*)		
最 高 使 用 圧 力		MPa	5.20		
最 高 使 用 温 度		℃	40		
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—	マンガン鋼		
個 数		—	3		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. 8.20 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (非常用ガス処理系排風機 B 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			3
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. 8.20 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (原子炉再循環系流量制御弁用 制御油圧発生装置 B 用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			4
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. 8.20 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 * : 公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (空調機械室用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			30
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		原子炉建屋付属棟 EL. 8.20 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (使用済燃料乾式貯蔵建屋 電気室用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			24 以上 (24*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		622*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			4
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		使用済燃料乾式貯蔵建屋 EL. 8.30 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 * : 公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	ハロンボンベ (ケーブル処理室用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68*)
最 高 使 用 圧 力		MPa			5.20
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		265*
	高 さ		mm		1500*
	胴 部 厚 さ		mm		(5.5*)
	底 部 厚 さ		mm		(9.0*)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			16
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		二酸化炭素ボンベ庫 EL. 8.10 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *：公称値を示す。

・ 常設

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	二酸化炭素ボンベ (非常用ディーゼル発電機室用)
種 類		—			一般継目なし容器
容 量		L/個			68 以上 (68* ¹)
最 高 使 用 圧 力		MPa			10.8
最 高 使 用 温 度		℃			40
主 要 寸 法	外 径		mm		268* ¹
	高 さ		mm		1500* ¹
	胴 部 厚 さ		mm		(7.0* ¹)
	底 部 厚 さ		mm		(12.0* ¹)
材 料		—			マンガン鋼
個 数		—			56
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)		—		消火系
	設 置 床		—		二酸化炭素ボンベ庫 EL. 8.10 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号		—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		—

注記 *1：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	二酸化炭素ボンベ (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機室用)
種	類	—		一般継目なし容器
容	量	L/個		68 以上 (68* ¹)
最	高	使 用 圧 力		10.8
最	高	使 用 温 度		40
主 要 寸 法	外	径		268* ¹
	高	さ		1500* ¹
	胴	部 厚 さ		(7.0* ¹)
	底	部 厚 さ		(12.0* ¹)
材	料	—		マンガン鋼
個	数	—		54
取 付 箇 所	系	統 名		消火系
	(	ラ イ ン 名)		
	設	置 床		二酸化炭素ボンベ庫 EL. 8.10 m
	溢	水 防 護 上 の		—
	区	画 番 号		
	溢	水 防 護 上 の		
	配	慮 が 必 要 な 高 さ		

注記 *1：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称				ろ過水貯蔵タンク* ¹
種	類	—		たて置円筒形
容	量	m ³ /個		1500 以上 (1500* ²)
最 高 使 用 圧 力		MPa		静水頭
最 高 使 用 温 度		℃		50
主 要 寸 法	胴 内 径	mm		13560* ²
	胴 板 厚 さ	mm		(6.0* ²) (8.0* ²) (9.0* ²)
	屋 根 板 厚 さ	mm		(4.5* ²)
	底 板 厚 さ	mm		(12.0* ²)
	出 口 管 台 外 径	mm		318.5* ²
	出 口 管 台 厚 さ	mm		17.4* ²
	側マンホール管台外径	mm		628.0* ²
	側マンホール管台厚さ	mm		(9.0* ²)
	側マンホールふた厚さ	mm		(16.0* ²)
	高 さ	mm		13262* ²
材 料	胴 板	—		SS400
	屋 根 板	—		SS400
	底 板	—		SS400
	側 マ ン ホ ー ル ふ た	—		SS400
個 数		—		1
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		ろ過水貯蔵タンク 消火系
	設 置 床	—		屋外 EL. 11.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

注記 *1：本設備は既存の設備である。

*2：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称				多目的タンク* ¹
種	類	—		たて置円筒形
容	量	m ³ /個		1500 以上 (1500* ²)
最 高 使 用 圧 力		MPa		静水頭
最 高 使 用 温 度		℃		50
主 要 寸 法	胴 内 径	mm		13560* ²
	胴 板 厚 さ	mm		(6.0* ²) (7.0* ²) (8.0* ²)
	屋 根 板 厚 さ	mm		(4.5* ²)
	底 板 厚 さ	mm		(6.0* ²)
	出 口 管 台 外 径	mm		318.5* ²
	出 口 管 台 厚 さ	mm		17.4* ²
	側マンホール管台外径	mm		626.0* ²
	側マンホール管台厚さ	mm		(8.0* ²)
	側マンホールふた厚さ	mm		(16.0* ²)
	高 さ	mm		13256* ²
材 料	胴 板	—	—	SS400
	屋 根 板	—		SS400
	底 板	—		SS400
	側 マン ホール ふ た	—		SS400
個	数	—		1
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		多目的タンク 消火系
	設 置 床	—		屋外 EL. 11.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

注記 *1：本設備は既存の設備である。

*2：公称値を示す。

(5) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・ 常設

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料		
消 火 系	—						消 火 系	*2 ろ過水貯蔵タンクから ディーゼル駆動消火ポン プ	1. 38	50	318. 5	10. 3	STPG370		
								318. 5			10. 3	STPT410			
								216. 3			8. 2	STPT410			
								*2 多目的タンクからろ過 水貯蔵タンク 出口配管	1. 38	50	318. 5	10. 3	STPG370		
								*2 ろ過水貯蔵タンク 出口 配管から電動機駆動消 火ポンプ			318. 5	10. 3	STPT410		
											216. 3	8. 2	STPT410		
								ディーゼル駆動消火ポン プから原子炉建屋消 火栓分岐点	1. 38	50	165. 2	7. 1	STPT410		
											216. 3	8. 2	STPT410		
											114. 3	6. 0	STPT410		
											114. 3	6. 0	SUS304TP		
電動機駆動消火ポン プからディーゼル駆動消 火ポンプ 出口配管	1. 38	50	165. 2	7. 1	STPT410										

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
消 火 系		—						ハロンポンベユニット （ほう酸水注入系ポン プ（A）用）からほう 酸水注水系ポンプ （A）噴射ノズル分岐 点	5. 20	40	34. 0	3. 4	SUS304TP
								ハロンポンベユニット （ほう酸水注入系ポン プ（B）用）からほう 酸水注水系ポンプ （B）噴射ノズル分岐 点	5. 20	40	34. 0	3. 4	SUS304TP
								ハロンポンベユニット （MCC 2C-7 用）から MCC 2C-7 噴射ノズル分 岐点	5. 20	40	42. 7	3. 6	SUS304TP
								ハロンポンベユニット （原子炉再循環系低速 度用電源装置（A） 用）から原子炉再循環 系低速度用電源装置 （A）噴射ノズル分岐 点	5. 20	40	42. 7	3. 6	SUS304TP
								ハロンポンベユニット （原子炉再循環系低速 度用電源装置（B） 用）から原子炉再循環 系低速度用電源装置 （B）噴射ノズル分岐 点	5. 20	40	42. 7	3. 6	SUS304TP

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
消 火 系	—					消 火 系	ハロンボンベユニット (MCC 2D-9 用) から MCC 2D-9 噴射ノズル 分岐点		5.20	40	42.7	3.6	SUS304TP
							ハロンボンベユニット (MCC 2C-9 用) から MCC 2C-9 噴射ノズル 分岐点		5.20	40	42.7	3.6	SUS304TP
							ハロンボンベユニット (DC MCC 2A-2 用) か ら DC MCC 2A-2 噴射ノ ズル分岐点		5.20	40	34.0	3.4	SUS304TP
							ハロンボンベユニット (MCC 2C-8 用) から MCC 2C-8 噴射ノズル 分岐点		5.20	40	42.7	3.6	SUS304TP
							ハロンボンベユニット (MCC 2D-8 用) から MCC 2D-8 噴射ノズル 分岐点		5.20	40	42.7	3.6	SUS304TP
							ハロンボンベユニット (MCC 2D-7 用) から MCC 2D-7 噴射ノズル 分岐点		5.20	40	42.7	3.6	SUS304TP

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
消 火 系	—					消 火 系	ハロンボンベユニット （原子炉再循環系流量 制御弁用制御油圧発生 装置（A）用）から原 子炉再循環系流量制御 弁用制御油圧発生装置 （A）噴射ノズル分岐 点		5. 20	40	34. 0	3. 4	SUS304TP
							ハロンボンベユニット （プロセスコンピュー タ室用）からプロセス コンピュータ室噴射ノ ズル分岐点		5. 20	40	27. 2	2. 9	SUS304TP
							ハロンボンベユニット （残留熱除去系熱交換 器（A）室用）から残 留熱除去系熱交換器 （A）室噴射ノズル分 岐点		5. 20	40	48. 6	3. 7	SUS304TP
							ハロンボンベユニット （DC MCC 2A-1 用）か ら DC MCC 2A-1 噴射ノ ズル分岐点		5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP
											42. 7	3. 6	SUS304TP
							ハロンボンベユニット （制御棒駆動水ポンプ （A）用）から制御棒 駆動水ポンプ（A）噴 射ノズル分岐点		5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP
											42. 7	3. 6	SUS304TP

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
消 火 系	—						消 火 系	ハロンボンベユニット （制御棒駆動水ポンプ （B）用）から制御棒 駆動水ポンプ（B）噴 射ノズル分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP
											42. 7	3. 6	SUS304TP
								ハロンボンベユニット （残留熱除去系ポンプ （A）室用）から残留 熱除去系ポンプ（A） 室噴射ノズル分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP
											34. 0	3. 4	SUS304TP
								ハロンボンベユニット （低圧炉心スプレイ系 ポンプ用）から低圧炉 心スプレイ系ポンプ噴 射ノズル分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP
											48. 6	3. 7	SUS304TP
								ハロンボンベユニット （残留熱除去系ポンプ （B）用）から残留熱 除去系ポンプ（B）噴 射ノズル分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP
											42. 7	3. 6	SUS304TP
								ハロンボンベユニット （残留熱除去系ポンプ （C）用）から残留熱 除去系ポンプ（C）噴 射ノズル分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP
											42. 7	3. 6	SUS304TP

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
消 火 系	—						消 火 系	ハロンボンベユニット （高圧炉心スプレイ系 ポンプ用）から高圧炉 心スプレイ系ポンプ噴 射ノズル分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP
								ハロンボンベユニット （原子炉隔離時冷却系 ポンプ室用）から原子 炉隔離時冷却系ポンプ 室噴射ノズル分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP
											42. 7	3. 6	SUS304TP
								ハロンボンベユニット （原子炉隔離時冷却系 ポンプ室用）から原子 炉隔離時冷却系ポンプ 室噴射ノズル分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP
											48. 6	3. 7	SUS304TP
								ハロンボンベユニット （原子炉隔離時冷却系 ポンプ室用）から原子 炉隔離時冷却系ポンプ 室噴射ノズル分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP
											42. 7	3. 6	SUS304TP
								ハロンボンベユニット （MCC 2D-3 用）から MCC 2D-3 噴射ノズル 分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP
											48. 6	3. 7	SUS304TP

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
消 火 系	—					消 火 系	ハロンボンベユニット (MCC 2D-5 用) から MCC 2D-5 噴射ノズル 分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP	
										42. 7	3. 6	SUS304TP	
							ハロンボンベユニット (電気室用) から電気 室噴射ノズル分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP	
										114. 3	6. 0	SUS304TP	
							ハロンボンベユニット (A 系蓄電池室用) か ら A 系蓄電池室噴射ノ ズル分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP	
										42. 7	3. 6	SUS304TP	
							ハロンボンベユニット (B 系蓄電池室 (北 側) 用)から蓄電池室 (北側)噴射ノズル分岐 点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP	
										27. 2	2. 9	SUS304TP	
							ハロンボンベユニット (B 系蓄電池室 (南 側) 用) から B 系蓄電 池室(南側)噴射ノズル 分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP	
										27. 2	2. 9	SUS304TP	
							ハロンボンベユニット (非常用ガス再循環系 排風機 (A) 用) から 非常用ガス再循環系排 風機 (A) 噴射ノズル 分岐点)	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP	
										42. 7	3. 6	SUS304TP	

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
消 火 系	—					消 火 系	ハロンボンベユニット （非常用ガス再循環系 排風機（B）用）から 非常用ガス再循環系排 風機（B）噴射ノズル 分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP	
										42. 7	3. 6	SUS304TP	
							ハロンボンベユニット （非常用ガス処理系排 風機（A）用）から非 常用ガス処理系排風機 （A）噴射ノズル分岐 点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP	
										34. 0	3. 4	SUS304TP	
							ハロンボンベユニット （非常用ガス処理系排 風機（B）用）から非 常用ガス処理系排風機 （B）噴射ノズル分岐 点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP	
										34. 0	3. 4	SUS304TP	
							ハロンボンベユニット （原子炉再循環系流量 制御弁用制御油圧発生 装置（B）用）から原 子炉再循環系流量制御 弁用制御油圧発生装置 （B）噴射ノズル分岐 点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP	
										42. 7	3. 6	SUS304TP	
							ハロンボンベユニット （空調機械室用）から 空調機械室噴射ノズル 分岐点	5. 20	40	60. 5	3. 9	SUS304TP	
										89. 1	5. 5	SUS304TP	

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
消 火 系	—						消 火 系	ハロンボンベユニット （使用済燃料乾式貯蔵 建屋電気室用）から使用済燃料乾式貯蔵建屋 電気室噴射ノズル分岐 点	5.20	40	27.2	2.9	SUS304TP
								*2 二酸化炭素ボンベユニ ット（非常用ディーゼ ル発電機室用）から噴 射ノズル分岐点（非常 用ディーゼル発電機 2C 室用）	10.8	40	76.3	7.0	STPG370
											114.3	8.6	STPG370
											101.6	8.1	STPG370
								*2 非常用ディーゼル発電 機 2D 室用分岐点から 噴射ノズル分岐点（非 常用ディーゼル発電機 2D 室用）	10.8	40	101.6	8.1	STPG370
								*2 二酸化炭素ボンベユニ ット（高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電機 室用）から噴射ノズル 分岐点	10.8	40	89.1	7.6	STPG370
											114.3	8.6	STPG370
											101.6	8.1	STPG370

(続き)

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	名 称		最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
消 火 系	—						消 火 系	ハロンボンベユニット (ケーブル処理室用) から噴射ノズル分岐点	5.20	40	89.1	5.5	SUS304TP

注記 *1：公称値を示す。
*2：本設備は既存の設備である。

3 火災防護設備の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変 更 前	変 更 後
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及びその解釈並びに「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」による。	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」，「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」及びこれらの解釈並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」による。
第1章 共通項目 火災防護設備の共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象（2.2 津波による損傷の防止を除く。），4. 溢水等，5. 設備に対する要求（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。	第1章 共通項目 火災防護設備の共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象（2.2 津波による損傷の防止を除く。），4. 溢水等，5. 設備に対する要求（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。
第2章 個別項目 1. 火災防護設備の基本方針 火災により原子炉の安全性が損なわれないように，「原子力発電所の火災防護指針」（日本電気協会 JEAG4607）に準じ，火災の発生防止対策，火災の検知及び消火対策並びに火災の影響軽減対策を組み合わせで対応する。	第2章 個別項目 1. 火災防護設備の基本設計方針 設計基準対象施設は，火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう，火災防護上重要な機器等を設置する火災区域及び火災区画に対して，火災防護対策を講じる。 重大事故等対処施設は，火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう，重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画に対して，火災防護対策を講じる。 火災防護上重要な機器等は，発電用原子炉施設において火災が発生した場合に，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し，又はこれらの拡大を防止するために必要となるものである設計基準対象施設のうち，原子炉の高温停止及び低温停止に必要な機器等及び放射性物質貯蔵等の機器等とする。 原子炉の安全停止に必要な機器等は，発電用原子炉施設において火災が発生した場合に，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な，未臨界維持機能，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能，炉心冷却機能，原子炉停止後の除熱機能，事故時のプラント状態の把握機能等を確保するための構築物，系統及び機器とする。 放射性物質の貯蔵等の機器等は，発電用原子炉施設において火災が発生した場合に，放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を確保するために必要な構築物，系統及び機器とする。 建屋内の火災区域は，耐火壁に囲まれ，他の区域と分離されている区域を，火災防護上重要な機器等の配置を系統分離も考慮し，火災区域として設定する。建屋内のうち，火災の影響軽減の対策が必要な，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するための安全機能を有する構築物，系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域は，3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁として，3 時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である 150 mm 以上の壁厚を有するコンクリート壁や火災耐久試験により 3 時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（耐火隔壁，貫通部シール，防火扉，防火ダンパ等）により隣接する他の火災区域と分離するよう設定する。 建屋等の火災区域は，耐火壁により囲まれ，他の区域と分離されている区域を重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置も考慮して火災区域として設定する。

変 更 前	変 更 後
2. 火災の発生防止対策 2.1 発火性，引火性材料の予防措置 2.1.1 設備の対策 (1) 潤滑油及び燃料油を内包する設備の対策 潤滑油及び燃料油を内包する設備は，オイルパン，ドレンリム及び堰による漏えい防止対策を講じるとともに，ポンプの軸受部は溶接構造又はシール構造とする。 配管及びタンクは原則溶接構造とする。 また，安全機能を有する構造物，系統及び機器を設置する火災区域で使用する潤滑油及び燃料油は，必要以上に貯蔵しない。 (2) 水素を内包する設備の対策 水素を内包する設備及び機器には，気体廃棄物処理設備及び蓄電池がある。 これらの設備及び機器は，以下に示す漏えい防止及び換気等による防爆対策を講じることにより火災の発生を防止する。 a. 配管及び機器は原則溶接構造とし，弁は溶接構造，ベローズ弁やリークオフ等の漏えい防止構造とする。 b. 溶接構造としている配管設置区域以外は，以下に示すとおり換気により雰囲気中での水素の滞留を防止する。 (a) 気体廃棄物処理設備の構成機器を設置する区画は，空調装置にて換気する。 (b) 蓄電池室は，充電中に内部から水素が放出されることから，送風機及び排風機で換気する。	火災区域又は火災区画のファンネルには，他の火災区域又は火災区画からの煙の流入防止を目的として，煙等流入防止装置を設置する設計とする。 屋外の火災区域は，他の区域と分離して火災防護対策を実施するために，火災防護上重要な機器等を設置する区域を火災区域として設定する。 屋外の火災区域は，他の区域と分離して火災防護対策を実施するために，重大事故等対処施設を設置する区域を重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置を考慮するとともに，延焼防止を考慮した管理を踏まえて火災区域として設定する。 火災区画は，建屋内及び屋外で設定した火災区域を系統分離等に応じて分割して設定する。 設定する火災区域及び火災区画に対して，以下に示す火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。 発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等は，火災の発生防止，火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の３つの深層防護の概念に基づき，必要な運用管理を含む火災防護対策を行うことについて定める。 (1) 火災発生防止 a. 火災の発生防止対策 火災の発生防止における発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策は，火災区域に設置する潤滑油及び燃料油を内包する設備及び水素を内包する設備を対象とする。 重大事故等対処施設のうち常設のもの及び当該設備に使用しているケーブルを火災防護対象とする。なお，重大事故等対処施設のうち，可搬型のものに対する火災防護対策については，火災防護計画に定めて実施する。 潤滑油及び燃料油を内包する設備は，溶接構造，シール構造の採用による漏えいの防止対策を講じるとともに，堰等を設置し，漏えいした潤滑油又は燃料油が拡大することを防止する設計とし，潤滑油又は燃料油を内包する設備と発電用原子炉施設の安全機能を有する構造物，系統及び機器は，壁等の設置及び隔離による配置上の考慮を行う設計とする。 潤滑油又は燃料油を内包する設備を設置する火災区域を有する建屋等は，火災の発生を防止するために，空調機器による機械換気を行う設計とする。 潤滑油及び燃料油を貯蔵する設備は，貯蔵量を一定時間の運転に必要な量にとどめる設計とする。 水素を内包する設備は，溶接構造等による水素の漏えいを防止する設計とする。 水素を内包する設備のうち気体廃棄物処理設備の配管等は雰囲気への水素の漏えいを考慮した溶接構造とし，弁グランド部から雰囲気への水素漏えいの可能性のある弁は，雰囲気への水素の漏えいを考慮しベローズ弁等を用いる設計とする。 水素を内包する設備である蓄電池，気体廃棄物処理設備，発電機水素ガス供給設備及び水素ポンベを設置する火災区域又は火災区画は，火災の発生を防止するために，以下に示すとおり，非常用電源又は常用電源から給電される送風機及び排風機による機械換気により換気を行うことにより水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。 水素ポンベは，運転上必要な量のみを使用する設備ごとに貯蔵する設計とする。また，通常時は元弁を閉とする運用とする。 火災の発生防止における水素漏えい検知は，蓄電池室の上部に水素濃度検出器を設置し，設定濃

変 更 前	変 更 後
(3) 換気設備の対策 換気設備で使用するチャコールフィルタは、固体廃棄物として処理するまでの間、鋼製容器内に収納し保管する。	度にて中央制御室に警報を発する設計とする。 蓄電池室の換気設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発報する設計とし、直流開閉装置やインバータは設置しない設計とする。 水素を内包する設備の火災により、重大事故等に対処する機能を損なわないよう、水素を内包する設備と重大事故等対処施設は、壁等の設置による配置上の考慮を行う設計とする。 特に、重大事故等対処施設である緊急用 125 V 系蓄電池を設置する火災区域は、常設代替高压電源装置からも給電できる緊急用母線から供給される耐震 S クラス又は基準地震動に対して機能維持可能な設計とする排風機による機械換気を行うことにより水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備において、冷却が必要な崩壊熱が発生し、火災事象に至るような放射性廃棄物を貯蔵しない設計とする。また、放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ、HEPA フィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属製の容器や不燃シートに包んで保管する設計とする。 火災の発生防止のため、火災区域において有機溶剤を使用する場合は必要量以上持ち込まない運用とするとともに、可燃性の蒸気が滞留するおそれがある場合は、使用する作業場所において、換気、通風、拡散の措置を行うとともに、建屋の送風機及び排風機による機械換気により滞留を防止する設計とする。 火災の発生防止のため、火災区域には、可燃性の微粉が発生する設備を設置や、金属粉や布による研磨機のように静電気が溜まるおそれがある設備を設置しない設計とする。 火災の発生防止のため、発火源への対策として、設備を金属製の筐体内に収納する等の対策を行い、設備外部に出た火花が発火源となる設備を設置しない設計とし、高温となる設備は、高温部分を保温材で覆うことにより、可燃性物質との接触防止や潤滑油等可燃物の過熱防止を行う設計とする。 火災の発生防止のため、発電用原子炉施設内の電気系統は、過電流による過熱や焼損を防止するために、保護継電器、遮断器により、故障回路を早期に遮断する設計とする。 電気室は、電源供給のみに使用する設計とする。 火災の発生防止のため、放射線分解により水素が発生する火災区域又は火災区画における、水素の蓄積防止対策としては、社団法人火力原子力発電技術協会「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成 17 年 10 月）」等に基づき、原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には水素の蓄積を防止する設計とする。 b. 不燃性材料又は難燃性材料の使用 火災防護上重要な機器等は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下、「代替材料」という。）を使用する設計若しくは当該構築物、系統及び機器の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合には、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の火災防護上重要な機器等において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。
2.2 電気設備の過電流による過熱防止対策 電気系統は、地絡及び短絡に起因する過電流による過熱防止のため、過負荷継電器又は過電流継電器等の保護継電装置と遮断器の組合せにより故障機器系統の早期遮断を行い、過熱及び焼損の未然防止を図る。	
2.3 不燃性材料、難燃性材料の使用 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、以下のとおり不燃性又は難燃性材料を使用する。 (1) 構築物は、不燃性である鉄筋コンクリート及び鋼材により構成する。	

変 更 前	変 更 後
(2) 機器、配管、ダクト、トレイ、電線管及びこれらの支持構造物は、主要な構造材に不燃性である金属を使用する。 (3) 安全機能を有するケーブルは、実用上可能な限り「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」（IEEE Std 383-1974）又は電気学会技術報告Ⅱ部第 139 号（昭和 57 年 11 月）の垂直トレイ燃焼試験に合格した難燃性ケーブルを使用する。また、必要に応じ延焼防止塗料を使用する。 (4) 建屋内における変圧器は乾式とし、遮断器は実用上可能な限りオイルレスとする。 (5) 安全機能を有する動力盤及び制御盤は、不燃性である鋼製の筐体、塩化ビニル等難燃性の配線ダクト及びテフロン等実用上可能な限り難燃性の電線を使用する。 (6) 換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き難燃性のガラス繊維を使用する。 (7) 保温材は、不燃性の金属保温並びに難燃性のロックウール、グラスウール等を使用する。 (8) 建屋内装材は、実用上可能な限り不燃性材料及び難燃性材料を使用する。	重大事故等対処施設は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下、「代替材料」という。）を使用する設計若しくは重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合には、当該構造物、系統及び機器における火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。 火災防護上重要な機器等又は重大事故等対処施設を構成する構造物、系統及び機器のうち、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は、火災の発生防止及び当該設備の強度確保等を考慮し、ステンレス鋼、低合金鋼、炭素鋼等の金属材料、又はコンクリート等の不燃性材料を使用する設計とする。 配管のパッキン類は、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であるが金属で覆われた狭隘部に設置し直接火災に晒されることのない設計とする。 金属に覆われたポンプ及び弁等の駆動部の潤滑油並びに金属に覆われた機器躯体内部に設置される電気配線は、発火した場合でも、他の火災防護上重要な機器等又は他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備を構成する構造物、系統及び機器に延焼しないことから、不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。 火災防護上重要な機器等に使用する保温材は、原則、「不燃材料を定める件」（平成 12 年建設省告示第 1400 号）に定められたもの又は建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料を使用する設計とする。 火災防護上重要な機器等又は重大事故等対処施設のうち、屋内の変圧器及び遮断器は、可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する設計とする。 火災防護上重要な機器等に使用するケーブルは、実証試験により自己消火性（UL 垂直燃焼試験）及び延焼性（IEEE383（光ファイバケーブルの場合は IEEE1202）垂直トレイ燃焼試験）を確認した難燃ケーブルを使用する設計とするが、延焼性を確認する IEEE383 垂直トレイ燃焼試験の要求を満足しない非難燃ケーブルがあるため、原則、難燃ケーブルに引き替えて使用する設計とする。非難燃ケーブルを使用する場合には、以下に示すように範囲を限定した上で、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保できる代替措置（複合体）を施す設計とする。 重大事故等対処施設に使用するケーブルは、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。なお、重大事故等対処施設に使用するケーブルのうち、実証試験により延焼性が確認できない非難燃ケーブルについては、難燃ケーブルに引き替えて使用する。 ただし、ケーブル取り替え以外の措置によって、非難燃ケーブルを使用する場合は、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保することを確認した上で使用する設計又は当該ケーブルの火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。 火災防護上重要な機器等又は重大事故等対処施設のうち、換気空調設備のフィルタはチャコールフィルタを除き、「JIS L 1091（繊維製品の燃焼性試験方法）」又は「JACA No.11A（空気洗浄装置用材燃焼性試験方法指針（公益社団法人 日本空気洗浄協会）」）を満足する難燃性材料を使用する。 火災防護上重要な機器等を設置する建屋の内装材は、建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料

変 更 前	変 更 後
2.4 落雷，地震等の自然現象による火災の発生防止 原子炉施設内の構築物，系統及び機器は，以下のとおり落雷，地震の自然現象により火災が生じることがないように防護した設計とする。 2.4.1 避雷設備 原子炉施設の避雷設備として，建築基準法施工令に従い，原子炉格納施設等に避雷針を設け，落雷による火災発生を防止する。 2.4.2 耐震設計 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の耐震設計上の重要度分類に従った耐震設計を行い，破損又は倒壊を防ぐことにより火災発生を防止する。 3. 火災の検知及び消火対策 安全機能を有する構築物，系統及び機器に使用する材料は，実用上可能な限り不燃性又は難燃性とし，火災の発生を防止するための予防措置を講じていることから，火災の可能性は小さいが，万一の場合に備え，火災報知設備及び消火設備を設ける。 3.1 火災報知設備 火災報知設備は，火災感知器及び火災受信機等で構成する。 3.1.1 火災感知器 火災感知器は，火災の発生による原子炉に外乱が及び，かつ，原子炉保護設備又は工学的安全施設作動設備の作動を要求される場合の高温停止を達成するに必要な系統及び機器，原子炉を低温停止するに必要な系統及び機器，放射性物質の抑制されない放出を防止するに必要な系統及び機器並びにそれらが機能する必要な計測制御系，電源系及び冷却系等の関連系の設置区域に設置する。ただし，これら区域に設置される系統及び機器が火災による悪影響を受ける可能性がない場合等は，火災感知器を設置しない。	を使用する設計とする。 ただし，管理区域の床に塗布されている耐放射線性のコーティング剤等は，不燃性材料であるコンクリート表面に塗布すること，難燃性が確認された塗料であること，加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらないこと，原子炉格納容器内を含む建屋内に設置する安全機能を有する構築物，系統及び機器には不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とする。 また，中央制御室の床面は，防災性能を有するカーペットを使用する設計とする。 c. 落雷，地震等の自然現象による火災の発生防止 落雷によって，発電用原子炉施設内の構築物，系統及び機器に火災が発生しないよう，避雷針の設置及び接地網の敷設を行う設計とする。 d. 耐震設計 火災防護上重要な機器等は，耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに，「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の解釈」に従い耐震設計を行う設計とする。 重大事故等対処施設は，施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに，「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の解釈」に従い，耐震設計を行う設計とする。 (2) 火災の感知及び消火 火災の感知及び消火については，火災防護上重要な機器等に対して，早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。 火災感知設備及び消火設備については，火災区域及び火災区画に設置された火災防護上重要な機器等の耐震クラスに応じて，地震に対して機能を維持できる設計とする。 a. 火災感知設備 火災感知設備は，火災感知器と受信機を含む火災受信機盤等で構成される。 火災感知設備の火災感知器は，環境条件等を考慮し，火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の火災防護上重要な機器等の種類に応じ，火災を早期に感知できるよう，固有の信号を発するアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器の異なる種類の感知器を組み合わせる設計とするが，発火性又は引火性の雰囲気を形成するおそれのある場所及び屋外等は，炎が発する赤外線又は紫外線を感知するため，炎が生じた時点で感知することができ，火災の早期感知が可能な非アナログ式の炎感知器や，火災区域又は火災区画の環境条件等により，非アナログ式の防爆型熱感知器及び防爆型煙感知器，非アナログ式の屋外仕様の炎感知器，放射線の影響を考慮した非アナログ式の熱感知器等を組み合わせる設計とする。 火災の感知及び消火については，重大事故等対処施設に対して，火災の影響を限定し，早期の火災感知及び消火を行う設計とする。 火災感知設備及び消火設備は，地震時及び地震後においても，重大事故等対処施設の区分に応じ

変 更 前	変 更 後
3. 1. 2 火災感知器設置要領 (1) 火災感知器は，消防法施行規則に準じて，煙感知器又は熱感知器を設置する。 (2) 火災感知器の電源は，通常時は常用低圧母線から給電するが，交流電源喪失時には，火災受信機の蓄電池から給電することにより，その機能を失わないようにする。 3. 1. 3 火災受信機設置要領 火災受信機は中央制御室に設置し，火災発生時には警報を発信するとともに，火災発生区域を表示できるようにする。 3. 2 消火設備 消火設備は，消火栓設備，二酸化炭素消火設備，全域ハロン消火設備及び消火器で構成する。 3. 2. 1 消火設備設置対象区域 (1) 火災防護上，以下の区域に消火設備を設置する。 a. 原子炉格納容器，原子炉建屋，タービン建屋等には，すべての区域の消火活動に対処できるように屋内又は屋外に消火栓を設置する。 b. 火災の影響軽減対策として，火災荷重の大きいディーゼル発電機室には，二酸化炭素消火設備を設置する。また，ケーブルが密集しているフロアケーブルダクトには，全域ハロン消火設備を設置する。 3. 2. 2 消火設備の設置要領 消火設備は，「消防法施行令」に準じて設置する。 なお，汚染の可能性のある消火排水が建屋外へ流出するおそれがある場合には，建屋外に通じる出入口部に堰又はトレンチあるいは床面スロープを設置し，消火排水を床ドレンより液体廃棄物処理設備に導く。 3. 2. 3 消火用水供給設備 消火栓への消火用水供給設備は，中央制御室で水位を監視できるろ過水貯蔵タンク，電動機駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ及び消火用水配管等で構成する。消火用水は，これらの消火ポンプで建屋内外に布設された消火用水配管に導かれ，必要箇所に送水される。また，消火ポンプ故障時には，中央制御室に警報を発信する。ろ過水貯蔵タンク及び消火ポンプの仕様を第 1 表に示す。	て，機能を維持できる設計とする。 また，消火設備は，破損，誤作動又は誤操作が起きた場合においても，重大事故等に対処する機能を損なわない設計とする。 火災感知設備の火災感知器は，環境条件等を考慮し，火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の重大事故等対処施設の種類に応じ，火災を早期に感知できるよう，固有の信号を発するアナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器の異なる種類の感知器を組み合わせる設計とする。 火災感知設備の火災受信機盤は中央制御室に設置し，火災感知設備の作動状況を常時監視できる設計とし，構成されるアナログ式の受信機により，作動した火災感知器を 1 つずつ特定できる設計とする。 火災感知設備は，外部電源喪失時においても火災の感知が可能となるよう蓄電池を設け，電源を確保する設計とする。また，原子炉の高温停止及び低温停止に必要な機器を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備に供給する電源は，非常用電源より供給する設計とする。 火災区域又は火災区画の火災感知設備は，凍結等の自然現象によっても，機能を保持する設計とする。 屋外に設置する火災感知設備は，-20 ℃まで気温が低下しても使用可能な火災感知設備を設置する設計とする。 b. 消火設備 火災防護上重要な機器等を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は，破損，誤作動又は誤操作が起きた場合においても，原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないよう，設備の破損，誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても電気及び機械設備に影響を与えない設計とし，火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるところには，自動消火設備又は手動起動による固定式消火設備を設置して消火を行う設計とする。 重大事項等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は，破損，誤作動又は誤操作が起きた場合においても，原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないよう，設備の破損，誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても電気及び機械設備に影響を与えない設計とする。 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるところには，自動消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置して消火を行う設計とするとともに，固定式の全域ガス消火設備を設置する。 当該区域の火災荷重は小さく，煙の充満により消火活動が困難とならない火災区域であることから，消火器で消火を行う設計とする。 原子炉格納容器は，運転中は窒素に置換され火災は発生せず，内部に設置された安全機能を有する構築物，系統及び機器が火災により機能を損なうおそれはないことから，原子炉起動中並びに低温停止中の状態に対して措置を講じる設計とし，消火については，消火器又は，消火栓を用いた消火ができる設計とする。火災の早期消火を図るために，原子炉格納容器内の消火活動の手順を定めて，自衛消防隊（運転員，消防隊）の訓練を実施する。

変 更 前	変 更 後
3.3 消火設備の破損、誤動作又は誤動作対策 消火設備は、以下のとおり破損、誤動作又は誤操作によって安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を喪失しないようにする。 (1) 消火設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対し、地震に伴う波及的影響を及ぼさないようにする。 (2) ディーゼル発電機は、二酸化炭素消火設備の誤動作又は誤操作により、ディーゼル機関内の燃焼が阻害されることがないよう、ディーゼル機関に外気を直接吸気し、室外へ排気する。	格納容器内において火災が発生した場合、格納容器の空間体積（約 9,800 m³）に対してページ用排風機の容量が 16,980 m³/h であることから、煙が充満しないため、消火活動が可能であることから、消火器或は消火栓を用いても対応できる設計とする。 中央制御室は、消火器で消火を行う設計とし、中央制御盤内の火災については、電気機器への影響がない二酸化炭素消火器で消火を行う設計とする。 c. 火災防護上重要な機器等を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、以下の設計を行う。 (a) 消火設備の消火剤の容量 イ. 消火設備の消火剤は、消防法施行規則に基づく容量を配備する設計とする。 ロ. 消火用水供給系は、2時間の最大放水量を確保する設計とする。 ハ. 屋内、屋外の消火栓は、消防法施行令に基づく容量を確保する設計する。 (b) 消火設備の系統構成 イ. 消火用水供給系の多重性又は多様性 消火用水供給系の水源は、屋内の火災区域又は火災区画用としては、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンクを設置し、構内（屋外）の火災区域用としては、原水タンク、多目的タンクを設置し多重性を有する設計とする。 屋内及び構内（屋外）消火用水供給系の消火ポンプは、電動機駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプをそれぞれ 1 台ずつ設置し、多様性を有する設計とする。 ディーゼル駆動消火ポンプの駆動用燃料は、ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンクに貯蔵する。 ロ. 系統分離に応じた独立性 原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器の相互の系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置されるハロゲン化物自動消火設備（全域）及び二酸化炭素自動消火設備（全域）は以下に示すとおり、系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。 (イ) 動的機器である選択弁は多重化する。 (ロ) 容器弁及びボンベを必要数より1つ以上多く設置する。 重大事故等対処施設は、重大事故に対処する機能と設計基準事故対処設備の安全機能が単一の火災によって同時に機能喪失しないよう、区分分離や位置的分散を図る設計とする。 重大事故等対処施設のある火災区域又は火災区画、及び設計基準事故対処設備のある火災区域又は火災区画に設置する固定ガス消火設備は、上記の区分分離や位置的分散に応じた独立性を備えた設計とする。 ハ. 水消火設備の優先供給 消火用水供給系は、飲料水系や所内用水系等と共用する場合には、隔離弁を設置して遮断する措置により、消火用水の供給を優先する設計とする。 (c) 消火設備の電源確保 ディーゼル駆動消火ポンプは、外部電源喪失時でもディーゼル機関を起動できるように蓄電池により電源を確保する設計とする。

変 更 前	変 更 後
	二酸化炭素自動消火設備（全域）、ハロゲン化物自動消火設備（全域）、ハロゲン化物自動消火設備（局所）（ケーブルトレイ用の消火設備は除く）は、外部電源喪失時にも消火が可能となるよう、非常用電源から受電するとともに、設備の作動に必要な電源を供給する蓄電池も設ける設計とし、ケーブルトレイ用のハロゲン化物自動消火設備（局所）は、作動に電源が不要な設計とする。 消火用水供給系のうち、電動機駆動消火ポンプは常用電源から受電する設計とするが、ディーゼル駆動消火ポンプは、外部電源喪失時でもディーゼル機関を起動できるように蓄電池により電源を確保する設計とし、外部電源喪失時においてもディーゼル機関より消火ポンプへ動力を供給することによって消火用水供給系の機能を確保することができる設計とする。 緊急時対策所を除く重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画のハロゲン化物自動消火設備（全域）、ハロゲン化物自動消火設備（局所）（ケーブルトレイ用の消火設備は除く）、二酸化炭素自動消火設備（全域）は、外部電源喪失並びに全交流動力電源喪失時にも消火ができるよう非常用電源並びに緊急用電源から受電できる設計とするとともに、常設代替高圧電源装置からの電源が供給されるまでの約 95 分間、設備の作動に必要な蓄電池を設け、電源を確保する設計とする。 ケーブルトレイ用のハロゲン化物自動消火設備（局所）は、作動に電源が不要な設計とする。 緊急時対策所の火災区域又は火災区画のハロゲン化物自動消火設備（全域）、二酸化炭素自動消火設備（全域）は、外部電源喪失時にも消火ができるように、緊急時対策所用発電機から受電できる設計とするとともに、緊急時対策所用発電機からの電源が供給されるまでの間、設備の作動に必要な蓄電池を設け、電源を確保する設計とする。 (d) 消火設備の配置上の考慮 イ. 火災に対する二次的影響の考慮 ハロゲン化物自動消火設備（全域）及び二酸化炭素自動消火設備（全域）消火設備のボンベ及び制御盤は、消火対象となる機器が設置されている火災区画と別の区画に設置し、破損及び爆発が発生しない設計とする。また、消火対象と十分に離れた位置にボンベ及び制御盤等を設置することで、爆発等の二次的影響が、火災防護上重要な機器等に及ばない設計とする。 ハロゲン化物自動消火設備（全域）及び二酸化炭素自動消火設備（全域）は、電気絶縁性の高いガスを採用し、火災の火炎、熱による直接的な影響、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響が、火災が発生していない火災防護上重要な機器等に影響を及ぼさない設計とする。 消火設備のボンベは、火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう、ボンベに接続する安全弁によりボンベの過圧を防止する設計とする。 ハロゲン化物自動消火設備（局所）は、電気絶縁性の高いガスを採用するとともに、ケーブルトレイ消火設備及び電気盤・制御盤消火設備については、ケーブルトレイ内または盤内に消火剤を留める設計とする。また、ハロゲン化物自動消火設備（局所）消火対象と十分に離れた位置にボンベを設置することで、爆発等の二次的影響が、火災防護上重要な機器等に及ばない設計とする。

変 更 前	変 更 後
3.4 自然現象に対する火災報知設備及び消火設備の性能維持 火災報知設備及び消火設備の耐震重要度分類はCクラスとする。また、屋外消火栓は凍結防止構造とする。さらに、消火設備を内蔵する建屋、構築物等は、台風に対し消火設備の性能が著しく阻害されないよう建築基準法施行令等に基づき設計する。	ロ. 管理区域からの放出消火剤の流出防止 管理区域内で放出した消火剤は、放射性物質を含むおそれがある場合には、管理区域外への流出を防止するため、各フロアの建屋内排水系により回収し、液体廃棄物処理系で処理する設計とする。 ハ. 消火栓の配置 火災防護上重要な機器等を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火栓は、消防法施行令に準拠し、全ての火災区域の消火活動に対処できるように配置する設計とする。 (e) 消火設備の警報 イ. 消火設備の故障警報 電動機駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ハロゲン化物自動消火設備（全域）等の消火設備は、電源断等の故障警報を中央制御室に吹鳴する設計とする。 ロ. 固定式ガス消火設備等の職員退避警報 固定式ガス消火設備であるハロゲン化物自動消火設備（全域）及び二酸化炭素自動消火設備（全域）は、作動前に職員等の退出ができるように警報または音声警報を吹鳴する設計とする。 (f) 消火設備に対する自然現象の考慮 設計上考慮すべき自然現象を発電所及びその周辺での発生可能性、重大事故等対処施設への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間的余裕の観点から、重大事故等対処施設に影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を抽出した。 これらの自然現象のうち、落雷については、「c. 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止」に示す対策により、機能を維持する設計とする。 イ. 凍結防止対策 屋外に設置する消火設備は、-20℃まで気温が低下しても使用可能な消火設備を設置する設計とし、屋外消火設備の配管は、保温材により配管内部の水が凍結しない設計とする。 ロ. 風水害対策 消火用水供給系の消火設備を構成する電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプ等の機器は、風水害に対してその性能が著しく阻害されることがないよう、流れ込む水の影響を受けにくい建屋内に配置する設計とする。 ハ. 地盤変位対策 地震時における地盤変位対策として、水消火配管のレイアウト、配管支持長さからフレキシビリティを考慮した配置とすることで、地盤変位による変形を配管系統全体で吸収する設計とする。 また、屋外消火配管が破断した場合でも屋内消火栓へ消火用水の供給ができるよう、建屋に給水接続口を設置する設計とする。 上記以外の津波、竜巻、洪水、降水、積雪、地滑り、火山の影響、高潮及び生物学的事象については、重大事故等対処施設のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

変 更 前	変 更 後
4. 火災の影響軽減対策 原子炉の施設内のいかなる場所の想定火災に対しても、その火災により原子炉に外乱が及び、かつ、原子炉保護設備又は工学的安全施設作動設備の作動を要求される場合に、動的機器の単一故障を想定しても、原子炉を高温停止できるように、また、低温停止に必要な系統及び機器は、その安全機能を失わず、低温停止できるように、以下に示す火災の影響軽減対策を実施する。 4.1 耐火壁による軽減対策 (1) 原子炉の安全確保に必要な設備を設置している原子炉建屋に隣接するタービン建屋で火災が発生しても、原子炉建屋に影響を及ぼさないように、原子炉建屋とタービン建屋の境界の壁は、2 時間の耐火能力を有する耐火壁（以下、「耐火壁」という。）とする。 (2) 燃料油の漏えい油火災を想定する補機を設置するディーゼル発電機室（ディーゼル制御盤室も含む）は、それぞれトレン別に二つの区域に分け、互いの区域及び周囲の区域に火災の影響を及ぼさないようにそれぞれを耐火壁で囲む。	(g) その他 イ. 移動式消火設備 移動式消火設備は、恒設の消火設備の代替として消火ホース等の資機材を備え付けている移動式消火設備を 2 台（予備 1 台を含む）配備する設計とする。 ロ. 消火用非常照明 建屋内の消火栓、消火設備現場盤の設置場所及び設置場所までの経路には、移動及び消火設備の操作を行うため、消防法で要求される消火継続時間 20 分に現場への移動等の時間（最大約 1 時間）も考慮し、12 時間以上の容量の蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。 ハ. ポンプ室の煙の排気対策 火災発生時の煙の充満により消火困難な場所には、消火活動によらなくとも迅速に消火できるよう固定式消火設備を設置し、鎮火の確認のために運転員や消防隊員がポンプ室に入る場合については、再発火するおそれがあることから、十分に冷却時間を確保した上で可搬型排煙装置により換気する設計とする。 ニ. 燃料設備 使用済燃料貯蔵設備は、水中に設置されたラックに燃料を貯蔵することで未臨界性が確保される設計とする。 新燃料貯蔵設備については、消火活動により消火用水が放水され、水分雰囲気に満たされた最適減速状態となっても未臨界性が確保される設計とする。 (3) 火災の影響軽減 a. 火災の影響軽減対策 火災の影響軽減対策の設計に当たり、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能、及び放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を確保するために必要な火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを火災防護対象機器等とする。 火災が発生しても原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するためには、プロセスを監視しながら原子炉を停止し、冷却を行うことが必要であり、このためには、手動操作に期待してでも原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能を少なくとも一つ確保するよう系統分離対策を講じる必要がある。 このため、火災防護対象機器及び火災防護対象機器の駆動若しくは制御に必要となる火災防護対象ケーブルについて以下に示すいずれかの系統分離対策を講じる設計とする。 (a) 火災防護対象機器等の系統分離による影響軽減対策 中央制御室及び原子炉格納容器を除く火災防護対象機器等は、以下のいずれかの系統分離によって、火災の影響を軽減するための対策を講じる。 イ. 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等 互いに相違する系列の火災防護対象機器等を、火災耐久試験により 3 時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。 ロ. 6 m以上離隔、火災感知設備及び自動消火設備

変 更 前	変 更 後
(3) 耐火壁の貫通口は耐火シールを施工し、換気設備のダクトには防火ダンパ、出入口には防火戸を設置し、耐火壁効果を減少させないようにする。 4.2 固定式消火設備による軽減対策 火災荷重の大きいディーゼル発電機室には、二酸化炭素消火設備を設置する。また、フロアケーブルダクトには、全域ハロン消火設備を設置する。	互いに相違する系列の火災防護対象機器等を、仮置きするものを含めて可燃性物質のない水平距離 6 m 以上の離隔距離を確保する設計とする。 火災感知設備は、自動消火設備を作動させるために設置し、自動消火設備の誤作動防止を考慮した感知器の作動により自動消火設備を作動させる設計とする。 ハ. 1 時間耐火隔壁等、火災感知設備及び自動消火設備 互いに相違する系列の火災防護対象機器等を、火災耐久試験により 1 時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。 火災感知設備は、自動消火設備を作動させるために設置し、自動消火設備の誤動作防止を考慮した感知器の作動により自動消火設備を作動させる設計とする。 (b) 中央制御室の火災の影響軽減対策 中央制御盤内の火災防護対象機器等は、以下に示すとおり、実証試験結果に基づく離隔距離等による分離対策、高感度煙感知器の設置による早期の火災感知及び常駐する運転員による早期の消火活動に加え、火災により中央制御室制御盤の 1 つの区画の安全機能が全て喪失しても、他の区画の制御盤は機能が維持されることを確認することにより、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持ができることを確認し、火災の影響軽減のための対策を講じる設計とする。 離隔距離等による分離として、中央制御室の制御盤については区分毎に別々の盤で分離する設計とし、一つの制御盤内に複数の安全区分のケーブルや機器を設置しているものは、区分間に金属製の仕切りを設置する。ケーブルについては当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない金属外装ケーブル、耐熱ビニル電線、難燃仕様のテフゼル電線及び難燃ケーブルを使用し、離隔距離等により系統分離する設計とする。 中央制御室内には、異なる 2 種類の火災感知器を設置する設計とするとともに、火災発生時には常駐する運転員による早期の消火活動によって、異区分への影響を軽減する設計とする。特に、一つの制御盤内に複数の安全区分の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを設置しているものについては、これに加えて盤内へ高感度煙感知器を設置する設計とする。 火災の発生箇所の特が困難な場合も想定し、サーモグラフィカメラ等、火災の発生箇所を特定できる装置を配備する設計とする。 (c) 原子炉格納容器内の火災の影響軽減対策 原子炉格納容器内は、プラント運転中は窒素が封入され、火災の発生は想定されない。窒素が封入されていない期間のほとんどは原子炉が低温停止期間であるが、わずかに低温停止に到達していない期間もあることを踏まえ、以下の火災の影響軽減対策を講じる。 なお、原子炉格納容器内への持込み可燃物は、持込み期間、可燃物量等を管理する。 イ. 原子炉格納容器内の火災防護対象機器等の系統分離は以下のとおり対策を行う。 (イ) 火災防護対象機器等は、金属製の電線管の使用等により火災の影響軽減対策を行う設計とする。 (ロ) 火災防護対象機器等は、原子炉格納容器内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、系統分離の観点から安全区分Ⅰと安全区分Ⅱ機器を可能な限り離隔して配置し、異なる安全区分の機器間にある介在物（ケーブル）については、金属製の筐体に収納することや本

変 更 前	変 更 後
4.3 その他の軽減対策 (1) 中央制御室で煙が発生した場合には、中央制御室換気系で排煙できるようにする。 (2) 油タンクには、火災に起因した爆発を防ぐためにベント管を設け、屋外に排気できるようにする。	体が金属製であることで延焼防止対策を行う設計とする。 (ハ) 原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは、可能な限り位置的分散を図る設計とする。 (ニ) 原子炉圧力容器下部においては、火災防護対象機器である起動領域モニタの核計装ケーブルを露出して敷設するが、火災の影響軽減の観点から、起動領域モニタはチャンネル毎に位置的分散を図って設置する設計とする。 ロ. 火災感知設備については、アナログ式の異なる2種類の火災感知器（煙感知器及び熱感知器）を設置する設計とする。 ハ. 原子炉格納容器内の消火については、消火器を使用する設計とする。また、消火栓を用いた消火ができる設計とする。 なお、原子炉格納容器内点検終了後から窒素置換完了までの間で原子炉格納容器内の火災が発生した場合には、火災による延焼防止の観点から窒素封入作業の継続による窒息消火又は窒素封入作業を中止し、早期の消火活動を実施する。 (d) 換気設備に対する火災の影響軽減対策 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域に設置する換気設備には、他の火災区域又は火災区画からの境界となる箇所に 3 時間耐火性能を有する防火ダンパを設置する設計とする。 換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き難燃性のものを使用する設計とする。 (e) 火災発生時の煙に対する火災の影響軽減対策 通常運転員が常駐する火災区域は中央制御室のみであるが、中央制御室の火災発生時の煙を排気するため、建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配備する設計とする。 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域のうち、電気ケーブルや引火性液体が密集する火災区域については、ハロゲン化物自動消火設備（全域）又は、二酸化炭素自動消火設備（全域）により早期に消火する設計とする。 (f) 油タンクに対する火災の影響軽減対策 火災区域又は火災区画に設置される油タンクは、換気空調設備による排気、又はベント管により屋外に排気する設計とする。 b. 原子炉の安全確保 (a) 原子炉の安全停止対策 イ. 火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定した設計 想定される発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、発電用原子炉の高温停止及び低温停止が達成できる設計とする。 ロ. 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計 発電用原子炉施設内の火災によって運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合に、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定しても、多重性をもったそれぞれの系統が同時に機能を喪失することなく、原子炉の高温停止、低温停止を達成することが可

変 更 前	変 更 後
	能である設計とする。 (b) 火災の影響評価 イ. 火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定した設計に対する評価 設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量等を基に想定される発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持できることを、以下に示す火災影響評価により確認する。 (イ) 隣接する火災区域（区画）等に影響を与えない場合 当該火災区域に設置される全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持が可能であることを確認する。 (ロ) 隣接する火災区域（区画）等に影響を与える場合 当該火災区域と隣接火災区域の2区画内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの有無の組み合わせに応じて、火災区域内に設置される全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持が可能であることを確認する。 ロ. 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計に対する評価 内部火災により、原子炉に外乱が及ぶ可能性、又は安全保護系、原子炉停止系の作動が要求される事象が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定しても、以下の状況を考慮し、多重性をもったそれぞれの系統が同時に機能を喪失することなく、原子炉の高温停止、低温停止を達成することが可能であることを火災影響評価により確認する。
5. 主要対象設備 火災防護設備の対象となる主要な設備について、「表1 火災防護設備の主要設備リスト」に示す。	2. 主要対象設備 火災防護設備の対象となる主要な設備について、「表1 火災防護設備の主要設備リスト」に示す。

表1 火災防護設備の主要設備リスト (1／8)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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
火災区域構造物及び火災区画構造物	—	—	—	—			原子炉建屋	C	—	—	—	
							タービン建屋，廃棄物処理建屋	C	—	—	—	
							海水ポンプ室	C	—	—	—	
							固体廃棄物作業建屋，固体廃棄物貯蔵庫，使用済燃料乾式貯蔵建屋	C	—	—	—	
							常設代替高圧電源装置置場，軽油貯蔵タンクエリア	C	—	—	—	
							緊急時対策所建屋	C	—	—	—	
							常設低圧代替注水系格納槽，格納容器圧力逃がし装置格納槽，緊急用海水取水ピット	C	—	—	—	
消火設備	消火系	ポンプ					電動機駆動消火ポンプ	C	Non	—	—	
							構内消火用ポンプ	C	Non	—	—	
							ディーゼル駆動消火ポンプ	C	Non 火力技術基準	—	—	
							ディーゼル駆動構内消火ポンプ	C	Non 火力技術基準	—	—	
		容器					ハロンボンベ（ほう酸水注入系ポンプA用）	C－2	クラス3	—	—	
							ハロンボンベ（ほう酸水注入系ポンプB用）	C－2	クラス3	—	—	
							ハロンボンベ（MCC 2C-7用）	C－2	クラス3	—	—	
			ハロンボンベ（原子炉再循環系低速度用電源装置A用）	C－2	クラス3	—	—					
			ハロンボンベ（原子炉再循環系低速度用電源装置B用）	C－2	クラス3	—	—					
ハロンボンベ（MCC 2D-9用）	C－2	クラス3	—	—								

表1 火災防護設備の主要設備リスト (2/8)

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
消火設備	消火系	容器	—					ハロンボンベ (MCC 2C-9用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (DC MCC 2A-2用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (MCC 2C-8用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (MCC 2D-8用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (MCC 2D-7用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (原子炉再循環系流量 制御弁用制御油圧発生装置A用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (プロセスコンピュー タ室用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (残留熱除去系熱交 換器A室用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (125V DC MCC 2A-1 用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (制御棒駆動水ポン プA用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (制御棒駆動水ポンプ B用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (残留熱除去系ポンプ A室用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (低圧炉心スプレイ ポンプ用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (残留熱除去系ポン プB用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (残留熱除去系ポンプ C用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (高圧炉心スプレイ ポンプ用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (原子炉隔離時冷却 系ポンプ室用)	C-2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ (MCC 2C-3用)	C-2	クラス3	—	—

表1 火災防護設備の主要設備リスト (3/8)

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
消火設備	消火系	容器	—	—	—	—	—	ハロンボンベ（MCC 2C-5用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（MCC 2D-3用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（MCC 2D-5用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（電気室用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（A系蓄電池室用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（B系蓄電池室（北側）用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（B系蓄電池室（南側）用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（非常用ガス再循環系排風機A用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（非常用ガス再循環系排風機B用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（非常用ガス処理系排風機A用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（非常用ガス処理系排風機B用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（原子炉再循環系流量制御弁用制御油圧発生装置B用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（空調機械室用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（使用済燃料乾式貯蔵建屋電気室用）	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベ（ケーブル処理室用）	C－2	クラス3	—	—
								二酸化炭素ボンベ（非常用ディーゼル発電機室用）	C－2	クラス3	—	—
								二酸化炭素ボンベ（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室用）	C－2	クラス3	—	—

表1 火災防護設備の主要設備リスト (4/8)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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
消火設備	消火系	容器	—	—	—	—	—	ろ過水貯蔵タンク	C	クラス 3	—	—
		多目的タンク						C	クラス 3	—	—	
		ハロンボンベユニット（ほう酸水注入系ポンプ A 用）からほう酸水注入系ポンプ A 噴射ノズル分岐点						C－2	クラス 3	—	—	
		ハロンボンベユニット（ほう酸水注入系ポンプ B 用）からほう酸水注入系ポンプ B 噴射ノズル分岐点						C－2	クラス 3	—	—	
		ハロンボンベユニット（MCC 2C-7 用）からMCC 2C-7噴射ノズル分岐点						C－2	クラス 3	—	—	
		ハロンボンベユニット（原子炉再循環系低速度用電源装置 A 用）から原子炉再循環系低速度用電源装置 A 噴射ノズル分岐点						C－2	クラス 3	—	—	
		ハロンボンベユニット（原子炉再循環系低速度用電源装置 B 用）から原子炉再循環系低速度用電源装置 B 噴射ノズル分岐点						C－2	クラス 3	—	—	
		ハロンボンベユニット（MCC 2D-9 用）からMCC 2D-9噴射ノズル分岐点						C－2	クラス 3	—	—	
		ハロンボンベユニット（MCC 2C-9 用）からMCC 2C-9噴射ノズル分岐点						C－2	クラス 3	—	—	
		ハロンボンベユニット（DC MCC 2A-2 用）からDC MCC 2A-2噴射ノズル分岐点						C－2	クラス 3	—	—	
		ハロンボンベユニット（MCC 2C-8 用）からMCC 2C-8噴射ノズル分岐点						C－2	クラス 3	—	—	
		主配管										

表1 火災防護設備の主要設備リスト (5／8)

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
消火設備	消火系	主配管	—	—	—	—	—	ハロンボンベユニット（MCC 2D-8用）からMCC 2D-8噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（MCC 2D-7用）からMCC 2D-7噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（原子炉再循環系流量制御弁用制御油圧発生装置A用）から原子炉再循環系流量制御弁用制御油圧発生装置A噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（プロセスコンピュータ室用）からプロセスコンピュータ室噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（残留熱除去系熱交換器A室用）から残留熱除去系熱交換器A室噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（125V DC MCC 2A-1用）から125V DC MCC 2A-1噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（制御棒駆動水ポンプA用）から制御棒駆動水ポンプA噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（制御棒駆動水ポンプB用）から制御棒駆動水ポンプB噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（残留熱除去系ポンプA室用）から残留熱除去系ポンプA室噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（低圧炉心スプレイポンプ用）から低圧炉心スプレイポンプ噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—

表1 火災防護設備の主要設備リスト (6／8)

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
消火設備	消火系	主配管	—	—	—	—	—	ハロンボンベユニット（残留熱除去系ポンプB用）から残留熱除去系ポンプB噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（残留熱除去系ポンプC用）から残留熱除去系ポンプC噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（高圧炉心スプレイポンプ用）から高圧炉心スプレイポンプ噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（原子炉隔離時冷却系ポンプ室用）から原子炉隔離時冷却系ポンプ室噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（MCC 2C-3用）からMCC 2C-3噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（MCC 2C-5用）からMCC 2C-5噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（MCC 2D-3用）からMCC 2D-3噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（MCC 2D-5用）からMCC 2D-5噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（電気室用）から電気室噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（A系蓄電池室用）からA系蓄電池室噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—

表1 火災防護設備の主要設備リスト (7／8)

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
消火設備	消火系	主配管	—	—	—	—	—	ハロンボンベユニット（B系蓄電池室（北側）用）からB系蓄電池室（北側）噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（B系蓄電池室（南側）用）からB系蓄電池室（南側）噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（非常用ガス再循環系排風機A用）から非常用ガス再循環系排風機A噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（非常用ガス再循環系排風機B用）から非常用ガス再循環系排風機B噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（非常用ガス処理系排風機A用）から非常用ガス処理系排風機A噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（非常用ガス処理系排風機B用）から非常用ガス処理系排風機B噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（原子炉再循環系流量制御弁用制御油圧発生装置B用）から原子炉再循環系流量制御弁用制御油圧発生装置B噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（空調機械室用）から空調機械室噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（使用済燃料乾式貯蔵建屋電気室用）から使用済燃料乾式貯蔵建屋電気室噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—
								ハロンボンベユニット（ケーブル処理室用）から噴射ノズル分岐点	C－2	クラス3	—	—

表1 火災防護設備の主要設備リスト (8／8)

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
消火設備	消火系	主配管	—					二酸化炭素ボンベユニット（非常用ディーゼル発電機室用）から噴射ノズル分岐点（非常用ディーゼル発電機 2 C 室用）	C－2	クラス 3	—	—
								非常用ディーゼル発電機 2 D 室用分岐点から噴射ノズル分岐点（非常用ディーゼル発電機 2 D 室用）	C－2	クラス 3	—	—
								二酸化炭素ボンベユニット（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室用）から噴射ノズル分岐点	C－2	クラス 3	—	—
								ろ過水貯蔵タンクからディーゼル駆動消火ポンプ	C	クラス 3	—	—
								多目的タンクからろ過水貯蔵タンク出口配管	C	クラス 3	—	—
								ろ過水貯蔵タンク出口配管から電動機駆動消火ポンプ	C	クラス 3	—	—
								ディーゼル駆動消火ポンプから原子炉建屋消火栓分岐点	C	クラス 3	—	—
								電動機駆動消火ポンプからディーゼル駆動消火ポンプ出口配管	C	クラス 3	—	—

注記 *1 表 1 に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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。

4 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

4(1)～4(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	4 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

5 浸水防護施設に係る次の事項

1 外郭浸水防護設備の名称，種類，主要寸法及び材料

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	防潮堤
種 類		—		鋼製防護壁*1
主 要 寸 法	天 端 高 さ （ 上 部 工 ）	m		
	天 端 高 さ （ 下 部 工 ）	m		
材 料		—		鉄筋コンクリート 溶接構造用圧延鋼材
材 料 （ 基 礎 ）		—		鉄筋コンクリート

注記 *1：鋼製防護壁と取水構造物（取水路）の境界に止水機構を設置する。鋼製防護壁と鉄筋コンクリート防潮壁の境界に止水ゴムを設置する。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	防潮堤
種 類		—		鉄筋コンクリート防潮壁* ¹
主 要 寸 法	天 端 高 さ （ 上 部 工 ）	m		
	天 端 高 さ （ 下 部 工 ）	m		
材 料		—		鉄筋コンクリート

注記 *1：主要な構造体の境界に止水ゴム等を設置する。

*2：②区間及び③区間の値を示す。

*3：②区間の値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	防潮堤
種 類		—		鋼管杭鉄筋コンクリート 防潮壁*1
主 要 寸 法	天 端 高 さ	m		
	杭 径	mm		
材 料		—		鉄筋コンクリート 鋼管杭 SM570

注記 *1：主要な構造体の境界に止水ゴム等を設置する。

*2：④区間の値を示す。

*3：⑤区間の値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	防潮扉 1
種 類		—		スライドゲート
主 要 寸 法	た て	mm		8580*
	横	mm		7200*
	厚 さ	mm		1348*
	スキンプレート厚さ			48 以上（48*）
材 料		—		SM490A SM490B SM490C

注記 *：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	防潮扉 2
種 類		—		スライドゲート
主 要 寸 法	た て	mm		6080*
	横	mm		5800*
	厚 さ	mm		1048*
	スキンプレート厚さ	mm		48 以上 (48*)
材 料		—		SM490A SM490B SM490C

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	放水路ゲート 1, 2, 3
種 類		—	逆流防止設備 (ゲート, フラップゲート)		
主 要 寸 法	扉 体	た て	mm		3730*
		横	mm		4200*
		厚 さ	mm		828*
		スキンプレート 厚 さ	mm		28 以上 (28*)
	小	た て	mm		660*
		横	mm		1210*
	扉	厚 さ	mm		36 以上 (36*)
材 料	扉 体		—		SM490A SM490B
	小 扉		—		SM490B

注記 * : 公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	構内排水路逆流防止設備 1, 2, 3, 4, 7, 8, 9
種 類		—		逆流防止設備 (フラップゲート)
主 要 寸 法	外 径	mm		1200*
	厚 さ	mm		261*
	スキンプレート 厚 さ	mm		16.0 以上 (16.0*)
材 料		—		SUS304

注記 * : 公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	構内排水路逆流防止設備 5, 6
種 類		—		逆流防止設備 (フラップゲート)
主 要 寸 法	外 径	mm		650*
	厚 さ	mm		154*
	スキンプレート 厚 さ	mm		9.0 以上 (9.0*)
	材 料	—		SUS304

注記 *：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	取水路点検用開口部 浸水防止蓋 1, 10
種 類		—		浸水防止蓋
主 要 寸 法	た て	mm		3820*
	横	mm		870*
	厚 さ	mm		29.75(30.0*)
材 料		—		SUS304

注記 *：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	取水路点検用開口部 浸水防止蓋 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9
種 類		—		浸水防止蓋
主 要 寸 法	た て	mm		3820*
	横	mm		1535*
	厚 さ	mm		49.75 (50.0*)
材 料		—		SUS304

注記 *：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	海水ポンプグランドドレン 排出口逆止弁 1, 2
種 類		—		逆流防止設備（逆止弁）
主要寸法	呼び径	—		80 A
	高さ	mm		132*
材 料		—		SUS316L

注記 *：公称値を示す。

			変更前	変更後
名 称			—	取水ピット空気抜き配管 逆止弁 1, 2, 3
種 類		—		逆流防止設備（逆止弁）
主 要 寸 法	呼 び 径	—		100 A
	弁 本 体 厚 さ	mm		6.8 以上 (9.0*)
	弁 蓋 厚 さ	mm		22.0 以上 (22.0*)
材 料	弁 本 体	—		SCS16A
	弁 蓋	—		SCS16A

注記 *：公称値を示す。

			変更前	変更後
名 称			—	放水路ゲート点検用開口部 浸水防止蓋 1, 2, 3
種 類		—		浸水防止蓋
主要寸法	た て	mm		1350*
	横	mm		4900*
	厚 さ	mm		322*
	スキンプレート厚さ	mm		22 以上 (22*)
材 料		—		SM490A SM490B

注記 *：公称値を示す。

				変 更 前	変 更 後
名 称				—	S A用海水ピット 開口部浸水防止蓋 1, 2, 3, 4, 5, 6
種 類		—			
主 要 寸 法	た て				mm
	横				mm
	高 さ				mm
	厚 さ		mm		
材 料		—			

注記 *：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	緊急用海水ポンプピット 点検用開口部浸水防止蓋
種 類		—		浸水防止蓋
主 要 寸 法	た て	mm		970*
	横	mm		970*
	厚 さ	mm		152*
	スキンプレート厚さ	mm		12.0 以上 (12.0*)
材 料		—		SUS304

注記 * : 公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	緊急用海水ポンプ点検用開口 部浸水防止蓋 ^{*1}
種	類	—		浸水防止蓋
主要寸法	た て	mm		2740 ^{*2}
	横	mm		6720 ^{*2}
	高 さ	mm		342 ^{*2}
	スキンプレート厚さ	mm		12 ^{*2}
材	料	—		SUS304
取付箇所 ^{*3}	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—
	設 置 床	—		緊急用海水ポンプピット EL. 8.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：内郭浸水防護設備と兼用する。

*2：公称値を示す。

*3：内郭浸水防護設備に使用する場合の記載事項。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋 ^{*1}
種	類	—		浸水防止蓋
主要寸法	た て	mm		1370 ^{*2}
	横	mm		1370 ^{*2}
	高 さ	mm		160 ^{*2}
	スキンプレート厚さ	mm		10 ^{*2}
材	料	—		SUS304
*3 取付箇所	系 (ラ イ ン 名)	—		—
	設 置 床	—		緊急用海水ポンプピット EL. 8.00 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：内郭浸水防護設備と兼用する。

*2：公称値を示す。

*3：内郭浸水防護設備に使用する場合の記載事項。

			変更前	変更後
名 称			—	緊急用海水ポンプ グラントドレン排出口逆止弁
種 類		—		逆流防止設備（逆止弁）
主要寸法	呼 び 径	—		80 A
	高 さ	mm		132 ^{*1}
材 料		—		SUS316L

注記 *1：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	緊急用海水ポンプ室 床ドレン排出口逆止弁
種 類		—		逆流防止設備（逆止弁）
主 要 寸 法	呼 び 径	—		80 A
	高 さ	mm		132*
材 料		—		SUS316L

注記 *：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	格納容器圧力逃がし装置格納槽 点検用水密ハッチ A *
種 類		—		水密ハッチ
主 要 寸 法	た て	mm		2530
	よ こ	mm		2320
材 料	蓋 板	—		SUS304
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—
	設 置 床	—		EL. 8.0 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

注記 * : 内郭浸水防護設備と兼用する。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	格納容器圧力逃がし装置格納槽 点検用水密ハッチ B *
種	類	—		水密ハッチ
主要寸法	た て	mm		2080
	よ こ	mm		2620
材料	蓋 板	—		SUS304
取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—
	設 置 床	—		EL. 8.0 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

注記 * : 内郭浸水防護設備と兼用する。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	常設低圧代替注水系格納槽点検 用水密ハッチ*
種 類		—		水密ハッチ
主 要 寸 法	た て	mm		3030
	よ こ	mm		3320
材 料	蓋 板	—		SUS304
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—
	設 置 床	—		EL. 8. 0 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

注記 *：内郭浸水防護設備と兼用する。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチA, B *
種 類		—		水密ハッチ
主要寸法	た て	mm		2530
	よ こ	mm		2320
材 料	蓋 板	—		SUS304
取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—
	設 置 床	—		EL. 8.0 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

注記 * : 内郭浸水防護設備と兼用する。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	常設代替高圧電源装置用 カルバート原子炉建屋側水密扉 ^{*1}
種 類				
主 要 寸 法	た て	mm		
	横	mm		
材 料	扉 板	—		
	芯 材	—		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：内郭浸水防護設備と兼用する。

*2：公称値を示す。



			変 更 前	変 更 後
名 称			—	原子炉建屋原子炉棟水密扉* ¹
種 類		—		
主 要 寸 法	た て	mm		
	横	mm		
材 料	扉 板	—		
	芯 材	—		
*3 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：内郭浸水防護設備と兼用。

*2：公称値を示す。

*3：内郭浸水防護設備に使用する場合の記載事項。



			変 更 前	変 更 後
名 称			—	原子炉建屋付属棟東側水密扉 ^{*1}
種 類		—		
主 要 寸 法	た て	mm		
	横	mm		
材 料	扉 板	—		
	芯 材	—		
取 付 箇 所 ^{*3}	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：内郭浸水防護設備と兼用。

*2：公称値を示す。

*3：内郭浸水防護設備に使用する場合は記載事項。



			変 更 前	変 更 後
名 称			—	原子炉建屋付属棟西側水密扉 ^{*1}
種 類		—		
主 要 寸 法	た て	mm		
	横	mm		
材 料	扉 板	—		
	芯 材	—		
*3 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：内郭浸水防護設備と兼用。

*2：公称値を示す。

*3：内郭浸水防護設備に使用する場合の記載事項。



			変 更 前	変 更 後
名 称			—	原子炉建屋付属棟南側水密扉 ^{*1}
種 類		—		
主 要 寸 法	た て	mm		
	横	mm		
材 料	扉 板	—		
	芯 材	—		
*3 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：内郭浸水防護設備と兼用。

*2：公称値を示す。

*3：内郭浸水防護設備に使用する場合は記載事項。



			変 更 前	変 更 後
名 称			—	原子炉建屋付属棟 北側水密扉 1*1
種 類		—		
主 要 寸 法	た て	mm		
	横	mm		
材 料	扉 板	—		
	芯 材	—		
*3 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：内郭浸水防護設備と兼用。

*2：公称値を示す。

*3：内郭浸水防護設備に使用する場合の記載事項。



			変 更 前	変 更 後
名 称			—	原子炉建屋付属棟 北側水密扉 2* ¹
種 類		—		
主 要 寸 法	た て	mm		
	横	mm		
材 料	扉 板	—		
	芯 材	—		
*3 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *1：内郭浸水防護設備と兼用。

*2：公称値を示す。

*3：内郭浸水防護設備に使用する場合の記載事項。

2 内郭浸水防護設備に係る次の事項

(1) 防水区画構造物の名称，種類，主要寸法，材料及び取付箇所

以下の設備は，外郭浸水防護設備であり，内郭浸水防護設備として本工事計画で兼用とする。

原子炉建屋原子炉棟水密扉
原子炉建屋附属棟東側水密扉
原子炉建屋附属棟西側水密扉
原子炉建屋附属棟南側水密扉
原子炉建屋附属棟北側水密扉 1
原子炉建屋附属棟北側水密扉 2
緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋
緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋
格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ A
格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ B
常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ
常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ A， B
常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉

以下の設備は，火災防護設備であり，内郭浸水防護設備として本工事計画で兼用とする。

原子炉建屋（区画分離壁）

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	原子炉建屋残留熱除去系 A 系 ポンプ室水密扉
種 類		—		
主 要 寸 法	た て	mm		
	横	mm		
材 料	扉 板	—		
	芯 材	—		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 * : 公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	原子炉建屋原子炉隔離時 冷却系室北側水密扉
種	類	—		
主 要 寸 法	た	て mm		
	横	mm		
材 料	扉	板 —		
	芯	材 —		
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 *：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後	
名 称			—	原子炉建屋原子炉隔離時 冷却系室南側水密扉	
種 類		—			
主 要 寸 法	た て				mm
	横				mm
材 料	扉 板				—
	芯 材				—
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)				—
	設 置 床				—
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号				—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ		—		

注記 * : 公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	原子炉建屋高圧炉心スプレイ系 ポンプ室水密扉
種	類	—		
主 要 寸 法	た	て mm		
	横	mm		
材 料	扉	板 —		
	芯	材 —		
取 付 箇 所	系 (ラ イ シ ョ ン 名)	—		
	設 置 床	—		
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		

注記 * : 公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	海水ポンプ室ケーブル点検口 浸水防止蓋 1, 2, 3
種 類		—		浸水防止蓋
主 要 寸 法	た て	mm		1200*
	横	mm		850*
	厚 さ	mm		17.75 (18.0*)
材 料		—		SUS304
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		—
	設 置 床	—		海水ポンプ室 EL. 0.80 m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—

注記 *：公称値を示す。

3 浸水防護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
—	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。
—	第1章 共通項目 浸水防護施設の共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象（2.2 津波による損傷の防止を除く。），3. 火災，5. 設備に対する要求（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。
—	第2章 個別項目 1. 津波による損傷の防止 1.1 耐津波設計の基本方針 設計基準対象施設は，その供用中に当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）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。 重大事故等対処施設は，基準津波に対して耐津波設計を行い，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。 また，重大事故等対処施設，可搬型重大事故等対処設備，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の津波から防護する設備を「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」とする。 (1) 津波防護対象設備 津波から防護を検討する対象となる設備は，クラス1，クラス2及びクラス3設備並びに津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を含む耐震Sクラスに属する設備とする。このうちクラス3設備は，損傷した場合を考慮して，代替設備により必要な機能を確保する等の対応を行う設計とする。 このため，津波から防護する設備は，クラス1，クラス2設備並びに津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を含む耐震Sクラスに属する設備（以下「設計基準対象施設の津波防護対象設備」という。）とする。 1.2 入力津波の設定 入力津波を基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形として設定する。 入力津波の設定に当たっては，津波の高さ，速度及び衝撃力に着目し，各施設・設備において算定された数値を安全側に評価した値を入力津波高さや速度として設定することで，各施設・設備の構造・機能の損傷に影響する浸水高，波力・波圧について安全側に評価する。 a. 遡上波については，遡上への影響要因として，敷地及び敷地周辺の地形及びその標高，河川等の存在，設備等の設置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して，遡上波の回り込みを含

変 更 前	変 更 後
	め敷地への遡上の可能性を評価する。遡上する場合は、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される津波高さとして設定する。また、地震による変状又は繰返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を評価する。 b. 経路からの津波については、浸水経路を特定し、基準津波の波源から各施設・設備等の設置位置において算定される時刻歴波形及び津波高さとして設定する。 c. 上記 a 及び b においては、水位変動として、朔望平均潮位を考慮する。上昇側の水位変動に対しては満潮位の標準偏差を潮位のばらつきとして加えて設定し、下降側の水位変動に対しては干潮位の標準偏差をばらつきとして減じて設定する。地殻変動については、入力津波の波源モデル（日本海溝におけるプレート間地震）から算定される地殻変動量としては、0.31 m の陸域の沈降が想定される。2011 年東北地方太平洋沖地震では、敷地全体が約 0.2 m 沈降していた。以上より、上昇側の水位変動に対して安全評価を実施する際には、日本海溝におけるプレート間地震による沈降量 0.31 m 及び 2011 年東北地方太平洋沖地震による沈降量 0.2 m を合わせた 0.51 m を変動量として考慮し、下降側の水位変動に対して安全評価を実施する際には、2011 年東北地方太平洋沖地震による沈降量 0.2 m のみ変動量として考慮する。 1.3 津波防護対策 1.3.1 設計基準対象施設 「1.2 入力津波の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響を、津波の敷地への流入の可能性の有無、漏水による重要な安全機能への影響の有無、津波による溢水の重要な安全機能への影響の有無並びに水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能への影響の有無の観点から評価することにより、津波防護対策が必要となる箇所を特定して必要な津波防護対策を実施する設計とする。 (1) 敷地への浸水防止（外郭防護 1） a. 遡上波の地上部からの到達，流入の防止 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する原子炉建屋，タービン建屋及び使用済燃料乾式貯蔵建屋並びに設計基準対象施設の津波防護対象設備のうち屋外設備である排気筒が設置されている敷地の高さは T.P. + 8 m，軽油貯蔵タンク（地下式）が設置されている敷地の高さは T.P. +11 m，海水ポンプ室が設置されている敷地の高さは T.P. +3 m，非常用海水系配管が設置されている敷地高さは T.P. +3 m～T.P. +8 m であり，津波による遡上波が到達，流入する可能性がある。このため，敷地前面東側においては入力津波高さ T.P. +17.9 m に対して天端高さ T.P. +20 m の防潮堤及び防潮扉，敷地側面北側においては入力津波高さ T.P. +15.4 m に対して天端高さ T.P. +18 m の防潮堤，敷地側面南側においては入力津波高さ T.P. +16.6 m に対して T.P. +18 m の防潮堤及び防潮扉を設置することにより，津波は到達，流入しない設計とする。防潮堤は，波力による浸食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し，越流時の耐性や構造境界部の止水に配慮した上で，入力津

変 更 前	変 更 後
	波に対する津波防護機能が十分に保持できる設計とする。 b. 取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止 敷地への津波流入については，取水路，放水路，S A用海水ピット及び緊急用海水系の取水経路，構内排水路並びに防潮堤及び防潮扉下部貫通部からの流入の可能性がある。 特定した流入経路から津波が流入する可能性について検討を行い，高潮ハザードの再現期間 100 年に対する期待値を踏まえた裕度と比較して，十分に余裕のある設計とする。特定した流入経路から，津波が流入することを防止するため，津波防護施設として放水路に放水路ゲート，構内排水路に構内排水路逆流防止設備を設置する。また，浸水防止設備として，取水路に取水路点検用開口部浸水防止蓋，海水ポンプ室に海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁，循環水ポンプ室に取水ピット空気抜き配管逆止弁，放水路に放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋，S A用海水ピットにS A用海水ピット開口部浸水防止蓋並びに緊急用海水ポンプピットに緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋，緊急用海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁及び緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁を設置する。また，防潮堤及び防潮扉下部貫通部に対して止水処置を実施する。 上記のほか，東海発電所の取水路及び放水路については，コンクリートを充填して閉鎖することから，津波の流入経路とはならない。 (2) 漏水による重要な安全機能への影響防止（外郭防護 2） a. 漏水対策 取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して，取水・放水施設及び地下部等における漏水の可能性を検討した結果，外郭防護 1 での浸水対策の実施により，津波の流入防止が可能と考えるが，重要な安全機能を有する設備である非常用海水ポンプが設置されている海水ポンプ室については，基準津波が取水路を経て取水ピットから流入する可能性があるため，漏水が継続することによる浸水の範囲（以下「浸水想定範囲」という。）として想定する。 浸水想定範囲への浸水の可能性のある経路として，海水ポンプ室の床に海水ポンプのグランドドレンを排水する排出口があるため，浸水防止設備として海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁を設置する。海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁は，漏水により津波の浸水経路となる可能性があるため，浸水想定範囲の浸水量評価において考慮する。 b. 安全機能への影響評価 海水ポンプ室には，重要な安全機能を有する屋外設備である非常用海水ポンプが設置されているため，海水ポンプ室を防水区画化する。 防水区画化した海水ポンプ室の海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁については，漏水が発生する可能性があるため，浸水量を評価し，安全機能への影響がないことを確認する。 c. 排水設備の検討 海水ポンプ室において，長期間冠水することが想定される場合は，排水設備を設置する。 (3) 津波による溢水の重要な安全機能への影響防止（内郭防護） a. 浸水防護重点化範囲の設定 浸水防護重点化範囲として，原子炉建屋，使用済燃料乾式貯蔵建屋，海水ポンプ室，軽油貯蔵タ

変 更 前	変 更 後
—	ンク及び非常用海水系配管を設定する。 b. 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策 津波による溢水を考慮した浸水範囲，浸水量については，以下のとおり地震による溢水の影響も含めて確認を行い，浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路，浸水口を特定し，浸水対策を実施する。具体的には，タービン建屋から浸水防護重点化範囲（原子炉建屋）への地震による循環水系配管の損傷箇所からの津波の流入等を防止するため，タービン建屋と隣接する原子炉建屋の地下階の貫通部に対して止水処置を実施する。屋外の循環水系配管の損傷箇所から海水ポンプ室への津波の流入を防止するため，海水ポンプ室貫通部止水処置を実施する。また，屋外の非常用海水系配管（戻り管）の破損箇所から津波の流入を防止するため，貫通部止水処置に加えて，海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋の設置を実施する。 (4) 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能への影響防止 a. 非常用海水ポンプの取水性 基準津波による水位の低下に伴う取水路から取水ピットの特性を考慮した非常用海水ポンプ位置の評価水位を適切に算出するため，管路において運動方程式及び連続式を用いて解析を実施する。また，その際，貯留堰がない状態で，取水口，取水路及び取水ピットに至る経路をモデル化し，粗度係数，貝代及びスクリーン損失を考慮するとともに，防波堤の有無及び潮位のばらつきの加算による安全側に評価した値を用いる等，計算結果の不確実性を考慮した評価を実施する。 b. 津波の二次的な影響による非常用海水ポンプの機能保持確認 基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積及び漂流物に対して，取水口，取水路及び取水ピットの通水性が確保できる設計とする。 また，基準津波による水位変動に伴う浮遊砂等の混入に対して非常用海水ポンプは機能保持できる設計とする。 漂流物となる可能性のある施設・設備を抽出するため，発電所敷地外については，半径約 5km の範囲（陸域については，遡上域を包絡する箇所）を，敷地内については，遡上域として防潮堤の外側を網羅的に調査する。設置物については，地震で倒壊する可能性のあるものは倒壊させた上で，浮力計算により漂流するか否かの検討を行う。 基準津波の遡上解析の結果によると，防潮堤の外側は遡上域となる。このため，基準津波により漂流物となる可能性のある施設・設備が非常用海水ポンプの取水性に影響を及ぼさないことを確認する。 (5) 津波監視 敷地への津波の繰返しの襲来を察知し，津波防護施設，浸水防止設備の機能を確実にするために，津波監視設備を設置する。津波監視設備としては，津波監視カメラ，取水ピット水位計及び潮位計を設置する。 1.3.2 重大事故等対処施設 「1.2 入力津波の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響を，津波の敷地への

変 更 前	変 更 後
	流入の可能性の有無，漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無，津波による溢水の重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無並びに水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無の観点から評価することにより，津波防護対策が必要となる箇所を特定して必要な津波防護対策を実施する設計とする。 (1) 敷地への浸水防止（外郭防護 1） a. 遡上波の地上部からの到達・流入の防止 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画として，海水ポンプ室が設置されている敷地高さは T.P. +3 m，原子炉建屋，格納容器圧力逃がし装置格納槽，常設低圧代替注水系格納槽，緊急用海水ポンプピット，S A用海水ピット，排気筒，常設代替高圧電源装置用カルバート，原子炉建屋西側接続口及び原子炉建屋東側接続口が設置されている敷地高さは T.P. +8 m，常設代替高圧電源装置置場，軽油貯蔵タンク（地下式），西側淡水貯水設備，高所東側接続口及び高所西側接続口が設置されている敷地高さは T.P. +11 m，非常用海水系配管が設置されている敷地高さは T.P. +3 m～T.P. +8 m であり，津波による遡上波が到達，流入する可能性があるため，津波防護施設及び浸水防止設備を設置し，津波が地上部から到達，流入しない設計とする。 遡上波の地上部からの到達防止に当たっての検討は，「1. 3. 1 設計基準対象施設」を適用する。 また，緊急時対策所建屋及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）が設置されている敷地高さは T.P. +23 m，可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）が設置される敷地高さは T.P. +25 m であり，津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。 b. 取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止 取水路，放水路等の経路から，津波が流入する可能性のある経路（扉，開口部，貫通口等）を特定し，必要に応じて実施する浸水対策については「1. 3. 1 設計基準対象施設」を適用する。 (2) 漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護 2） a. 漏水対策 取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して，取水・放水施設及び地下部等における漏水の可能性を検討した結果，外郭防護 1 での浸水対策の実施により，津波の流入防止が可能と考えるが，重大事故等に対処するために必要な機能を有する非常用海水ポンプが設置されている海水ポンプ室については，基準津波が取水路を経て取水ピットから流入する可能性があるため，浸水想定範囲として想定する。また，重大事故等に対処するために必要な機能を有する緊急用海水ポンプが設置される緊急用海水ポンプ室においても，外郭防護 1 での浸水対策の実施により，津波の流入防止が可能と考えるが，基準津波が S A用海水ピット取水塔，S A用海水ピット等を経由して緊急用海水ポンプピットから流入する可能性があるため，浸水想定範囲として想定する。 b. 重大事故等に対処するために必要な機能への影響評価 海水ポンプ室については，「1. 3. 1 設計基準対象施設」を適用する。 緊急用海水ポンプ室には，重大事故時等に対処するために必要な機能を有する設備である緊急用

変 更 前	変 更 後
	海水ポンプが設置されているため、緊急用海水ポンプ室を防水区画化する。 防水区画化した緊急海水ポンプ室の緊急用海水ポンプグランド dren 排出口逆止弁及び緊急用海水ポンプ室床 dren 排出口逆止弁については、漏水が発生する可能性があるため、漏水量を評価し、重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないことを確認する。 c. 排水設備の影響 海水ポンプ室については、「1.3.1 設計基準対象施設」を適用する。 上記 b. において浸水想定範囲である緊急用海水ポンプ室において、長期間冠水することが想定される場合は、排水設備を設置する。 (3) 津波による溢水の重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護） a. 浸水防護重点化範囲の設定 浸水防護重点化範囲として、原子炉建屋、海水ポンプ室、軽油貯蔵タンク（地下式）、非常用海水系配管、緊急時対策所建屋、可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）、可搬型重大事故等対処設備置場（南側）、格納容器圧力逃がし装置格納槽、常設低圧代替注水系格納槽、緊急用海水ポンプピット、西側淡水貯水設備、常設代替高圧電源装置置場及び常設代替高圧電源装置用カルバートを設定する。 b. 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策 津波による溢水を考慮した浸水範囲、浸水量については、以下のとおり地震による溢水の影響も含めて確認を行い、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路、浸水口等を特定し、浸水対策を実施する。 浸水防護重点化範囲のうち、原子炉建屋、海水ポンプ室、非常用海水系配管及び軽油貯蔵タンク（地下式）については、「1.3.1 設計基準対象施設」を適用する。 また、浸水重点化範囲のうち、緊急時対策所建屋、可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）、可搬型重大事故等対処設備置場（南側）、格納容器圧力逃がし装置格納槽、常設低圧代替注水系格納槽、緊急用海水ポンプピット、西側淡水貯水設備、常設代替高圧電源装置置場及び常設代替高圧電源装置用カルバートについては、以下に示す。 屋外の非常用海水系配管（戻り管）の破損箇所から津波の流入を防止するため、格納容器圧力逃がし装置格納槽に格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチの設置、常設低圧代替注水系格納槽に常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ及び常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチの設置、緊急用海水ポンプピットに緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋及び緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋の設置、常設代替高圧電源装置用カルバートに常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉の設置を実施する。 なお、西側淡水貯水設備には津波が流入する経路はなく、緊急時対策所建屋、可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備置場（南側）は津波による溢水の影響を受けない位置に設置する。 (4) 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止

変 更 前	変 更 後
	a. 重大事故等時に使用するポンプの取水性 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、非常用海水ポンプについては、「1. 3. 1 設計基準対象施設」を適用する。 緊急用海水ポンプについては、非常用取水設備の S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及び S A用海水ピットを流路として使用する設計であり、基準津波による引き波時に、取水箇所である S A用海水ピット取水塔の天端高さより海面の高さが一時的に低い状況となる可能性があるが、この時点で緊急用海水ポンプは運転していないため、基準津波による水位変動に伴う取水性への影響はない。 また、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、投げ込み式であり、水位変動に対する追従性があるため、取水性に影響はない。 基準津波に伴う取水口付近の漂流物に対する取水性確保については、「1. 3. 1 設計基準対象施設」を適用する。 b. 津波の二次的な影響による海水ポンプの機能保持確認 基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積及び漂流物に対して、取水構造物の通水性が確保できる設計とする。 基準津波による水位変動に伴う浮遊砂等の混入に対して、非常用海水ポンプは機能保持できる設計とする。具体的には、「1. 3. 1 設計基準対象施設」を適用する。 緊急用海水ポンプについては、取水箇所の S A用海水ピット取水塔内に取水管を設置することで、砂の堆積は抑制される設計であることから取水性への影響はない。基準津波に伴う緊急用海水ポンプピット部の浮遊砂濃度は、非常用海水ポンプの取水ピットの濃度に対し十分低いこと及び基準津波第一波到達時点では緊急用海水ポンプを運転しないことから、基準津波による水位変動に伴い、浮遊砂が軸受に巻き込まれることによる取水性への影響はない。 可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、基準津波に伴う S A用海水ピットの浮遊砂濃度は、非常用海水ポンプの取水ピット部の濃度に対し十分低いこと及び基準津波第一波到達時点では可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプを運転しないことから、基準津波による水位変動に伴い、浮遊砂が軸受に巻き込まれることによる取水性への影響はない。 また、 S A用海水ピット取水塔は、地下に設置し、取水塔の開口部に格子状の開口蓋を設置すること及び取水塔内に取水管を設置し取水塔底部から十分高い位置で取水することにより、漂流物による取水性への影響がない設計とする。 (5) 津波監視 津波の襲来を監視するために設置する津波監視設備の機能については、「1. 3. 1 設計基準対象施設」を適用する。 1. 4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計 (1) 設計方針 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、「1. 2 入力津波の設定」で設定している

変 更 前	変 更 後
—	繰返しの襲来を想定した入力津波に対して、津波防護対象設備の要求される機能を損なうおそれがないよう以下の機能を満足する設計とする。 a. 津波防護施設 津波防護施設は、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できるよう設計する。 b. 浸水防止設備 浸水防止設備は、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できるよう設計する。 また、浸水防護重点化範囲の境界にある開口部、貫通部に対して浸水対策を講ずることにより、止水性を維持する。 c. 津波監視設備 津波監視設備については、津波の影響（波力、漂流物の衝突等）に対して、影響を受けにくい位置へ設置し、入力津波に対して津波監視機能が十分に保持できるよう設計する。 (2) 荷重の組合せ及び許容限界 津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び津波影響軽減施設の設計に当たっては、津波による荷重及び津波以外の荷重を適切に設定し、それらの組合せを考慮する。また、想定される荷重に対する部材の健全性や構造安定性について適切な許容限界を設定する。 a. 荷重の組合せ 津波と組み合わせる荷重については、風、積雪の荷重及び余震として考えられる地震に加え、漂流物による荷重を考慮する。津波による荷重の設定に当たっては、各施設・設備等の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮し、余裕の程度を検討した上で安全側の設定を行う。 b. 許容限界 津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び津波影響軽減施設の許容限界は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰返し作用を想定し、施設・設備を構成する材料がおおむね弾性状態に留まることを基本とする。
—	2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止 2.1 溢水防護等の基本方針 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。 そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに使用済燃料プールにおいては、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。 溢水の影響により発電用原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づ

変 更 前	変 更 後
	き必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。 これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）について、これら設備が、没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損等によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。 2.2 溢水源及び溢水量の設定 想定破損による溢水については、単一の配管の破損による溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定する。 また、破損を想定する配管は、内包する流体のエネルギーに応じて、以下で定義する高エネルギー配管又は低エネルギー配管に分類する。 配管の破損形状の想定に当たっては、高エネルギー配管は、原則「完全全周破断」、低エネルギー配管は、原則「配管内径の 1/2 の長さで配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラック（以下「貫通クラック」という。）」を想定する。ただし、応力評価を実施する配管については、発生応力 S_n と許容応力 S_a の比により、以下で示した応力評価の結果に基づく破損形状を想定する。また、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施する。 想定する破損箇所は溢水防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とし、溢水量は、異常の検知、事象の判断及び漏えい箇所の特定並びに現場又は中央制御室からの隔離により漏えい停止するまでの時間（運転員の状況確認及び隔離操作含む。）を適切に考慮し、想定する破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。なお、手動による漏えい停止の手順は、保安規定又はその下位規定に定める。 ここで、漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量に漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定する。 消火水の放水による溢水については、発電用原子炉施設内に設置される消火設備等からの放水を溢水源として設定する。 消火水の放水による溢水については、発電用原子炉施設内に設置される消火設備等からの放水を溢水源として設定する。 消火栓以外の設備としては、スプリンクラや格納容器スプレイ冷却系があるが、溢水防護対象設備が設置されている建屋には、自動作動するスプリンクラは設置しない設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることから溢水源として想定しない。また、原子炉格納容器内の溢水防護対象設備については、格納容器スプレイ冷却系の作動によって発生する溢水により安全機能を損なわない設計とする。なお、格納容器スプレイ冷却系は、単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから誤作動による溢水は想定しない。

変 更 前	変 更 後
	消火設備等からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する。 消火設備等のうち、消火栓からの放水量については、3時間の放水により想定される溢水量を設定する。 地震起因による溢水については、溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち、基準地震動による地震力により破損が生じる機器を溢水源として設定する。 耐震Sクラス機器については、基準地震動による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また、耐震B及びCクラス機器のうち耐震対策工事の実施又は設計上の裕度の考慮により、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しない。 溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機器のうち溢水防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。溢水源となる配管については破断形状を完全全周破断とし、溢水源となる容器については全保有水量を考慮した上で、溢水量を算出する。 また、漏えい検知による漏えい停止を期待する場合は、漏えい停止までの隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。ここで、漏水量は、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定する。なお、漏えい検知による自動隔離機能を有する場合を除き、隔離による漏えい停止は期待しない。 基準地震動による地震力に対して、耐震性が確保されない循環水配管については、伸縮継手の全円周状の破損を想定し、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水については、基準地震動による地震力により生じる使用済燃料プールのスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動による地震力により生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し、使用済燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。 また、施設定期検査中の使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングについても考慮する。 その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水については、地下水の流入、降水、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。 2.3 溢水防護区画及び溢水経路の設定 溢水防護に対する評価対象区画を溢水防護区画とし、溢水防護対象設備が設置されている全ての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定する。溢水防護区画は壁、扉、堰、床段差等、又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定し、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰、床段差等については、現場の設備等の設置状況を踏まえ、溢水の伝播に対する評価条件を設定する。 溢水影響評価において考慮する溢水経路は、溢水防護区画とその他の区画との間における伝播経路となる扉、壁貫通部、天井貫通部、床面貫通部、床ドレン等の接続状況及びこれらに対する溢水防護措置を踏まえ、溢水防護区画内の水位が最も高くなるよう保守的に設定する。

変 更 前	変 更 後
	2.4 防護すべき設備に関する洪水評価及び防護設計方針 (1) 浸水の影響に対する評価及び防護設計方針 発生を想定する洪水量、洪水防護区画及び洪水経路から算出される洪水水位と防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を評価し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。 また、洪水の流入状態、洪水源からの距離、人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、機能喪失高さは洪水による水位に対して裕度を確保する設計とする。 (2) 被水の影響に対する評価及び防護設計方針 洪水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水及び天井面の開口部若しくは貫通部からの被水が、防護すべき設備に与える影響を評価する。 防護すべき設備は浸水に対する保護構造（以下「保護構造」という。）を有し、被水影響を受けても要求される機能を損なうおそれがない設計又は配置とする。保護構造により要求される機能を損なうおそれがない設計とする設備については、評価された被水条件を考慮しても要求される機能を損なうおそれがないことを設計時に確認する。 (3) 蒸気影響に対する評価及び防護設計方針 区画内で発生を想定する漏えい蒸気、区画間を拡散する漏えい蒸気及び破損想定箇所近傍での漏えい蒸気の直接噴出による影響について、設定した空調条件や解析区画条件により評価する。 蒸気曝露試験又は試験困難な場合等に実施した机上評価により、防護すべき設備の健全性を確認した条件が、漏えい蒸気による環境条件(温度、湿度及び圧力)を満足し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計又は配置とする。 漏えい蒸気の影響により、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある場合は、漏えい蒸気影響を緩和するための対策を実施する。 具体的には、蒸気の漏えいを検知し、中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）を行うための自動検知・遠隔隔離システムを設置し、漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。 また、自動検知・遠隔隔離システムだけでは洪水防護対象設備の健全性が確保されない場合には、破損想定箇所に防護カバーを設置することで漏えい蒸気量を抑制して、洪水防護区画内雰囲気温度への影響を軽減する設計とする。 さらに、信頼性向上の観点から、防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し、蒸気の漏えいを早期検知する設計とする。 (4) 使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する洪水評価及び防護設計方針 基準地震動による地震力によって生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し、使用済燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。その際、使用済燃料プールの初期条件は保守的となるように設定する。 算出した洪水量からスロッシング後の使用済燃料プールの水位低下を考慮しても、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能が確保されるため、それらを用いることにより適切

変 更 前	変 更 後
—	な水温（水温 65 ℃以下）及び遮へい水位を維持できる設計とする。 (5) 海水ポンプエリアの溢水評価に関する設計方針 海水ポンプエリア内にある防護対象設備が海水ポンプエリア内及びエリア外で発生する溢水の影響を受けて、安全機能を損なわない設計とする。 具体的には、海水ポンプエリア外で発生する地震に起因する循環水管の伸縮継手の全円周状の破損や屋外タンク破損による溢水が、海水ポンプエリアへ流入しないようにするために、壁，閉止板等による溢水伝播防止対策を図る設計とする。 2.5 溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止に関する溢水評価及び防護設計方針 溢水防護区画を内包するエリア外及び建屋外で発生を想定する溢水が，溢水防護区画に流入するおそれがある場合には，壁，扉，堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計とし，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。 また，地下水に対しては，地震時の排水ポンプの停止により建屋周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し，建屋外周部における壁，扉，堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし，溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。 2.6 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針 管理区域内で発生した溢水の管理区域外への伝播経路となる箇所については，壁，扉，堰等による漏えい防止対策を行うことにより，機器の破損等により生じた放射性物質を内包する液体が管理されない状態で管理区域外に漏えいすることを防止する設計とする。 2.7 溢水防護上期待する浸水防護施設の構造強度設計 溢水の影響により原子炉に外乱が及び，かつ，安全保護系，原子炉停止系の作動を要求される場合には，その溢水の影響を考慮した上で，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき必要な単一故障を考慮し，発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い，炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とし，これらの機能を維持するために必要な設備（溢水防護対象設備）が，没水，被水及び蒸気の影響を受けて，その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。 3. 主要対象設備 浸水防護施設の対象となる主要な設備について，「表 1 浸水防護施設の主要設備リスト」に示す。 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 浸水防護施設の兼用設備リスト」に示す。
—	

表1 浸水防護施設の主要設備リスト (1／4)

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
外郭浸水防護設備	—	—	—	—	—	—	—	防潮堤（鋼製防護壁）	S＊	—	—	—
								防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁）	S＊	—	—	—
								防潮堤（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）	S＊	—	—	—
								防潮扉 1	S＊	—	—	—
								防潮扉 2	S＊	—	—	—
								放水路ゲート 1， 2， 3	S＊	—	—	—
								構内排水路逆流防止設備 1， 2， 3， 4， 7， 8， 9	S＊	—	—	—
								構内排水路逆流防止設備 5， 6	S＊	—	—	—
								取水路点検用開口部浸水防止蓋 1， 1 0	S＊	—	—	—
								取水路点検用開口部浸水防止蓋 2， 3， 4， 5， 6， 7， 8， 9	S＊	—	—	—
								海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁 1， 2	S＊	—	—	—
								取水ピット空気抜き配管逆止弁 1， 2， 3	S＊	—	—	—
								放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋 1， 2， 3	S＊	—	—	—
								S A用海水ピット開口部浸水防止蓋 1， 2， 3， 4， 5， 6	S＊	—	—	—
								緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋	S＊	—	—	—
								緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋	S＊	—	—	—
								緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋	S＊	—	—	—

表1 浸水防護施設の主要設備リスト (2／4)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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
外郭浸水防護設備	—	—	—					緊急用海水ポンプグラントドレン排出口逆止弁	S *	—	—	—
								緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁	S *	—	—	—
								格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ A	S *	—	—	—
								格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ B	S *	—	—	—
								常設低圧注水系格納槽点検用水密ハッチ	S *	—	—	—
								常設低圧注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ A, B	S *	—	—	—
								常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉	S *	—	—	—
								原子炉建屋原子炉棟水密扉	S *	—	—	—
								原子炉建屋付属棟東側水密扉	S *	—	—	—
								原子炉建屋付属棟西側水密扉	S *	—	—	—
								原子炉建屋付属棟南側水密扉	S *	—	—	—
								原子炉建屋付属棟北側水密扉 1	S *	—	—	—
								原子炉建屋付属棟北側水密扉 2	S *	—	—	—

表1 浸水防護施設の主要設備リスト (3/4)

			変 更 前				変 更 後					
設備区分	系統名	機器区分	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
内郭浸水防護設備	—	防水区画構造物		—				原子炉建屋原子炉棟水密扉	S * ^{*2}	—	—	—
								C－2 * ^{*3}				
								原子炉建屋付属棟東側水密扉	S * ^{*2}	—	—	—
								C－2 * ^{*3}				
								原子炉建屋付属棟西側水密扉	S * ^{*2}	—	—	—
								C－2 * ^{*3}				
								原子炉建屋付属棟南側水密扉	S * ^{*2}	—	—	—
								C－2 * ^{*3}				
								原子炉建屋付属棟北側水密扉 1	S * ^{*2}	—	—	—
								C－2 * ^{*3}				
								原子炉建屋付属棟北側水密扉 2	S * ^{*2}	—	—	—
								C－2 * ^{*3}				
								原子炉建屋残留熱除去系 A 系ポンプ室水密扉	C－2	—	—	—
								原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室北側水密扉	C－2			
								原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室南側水密扉	C－2	—	—	—
								原子炉建屋高圧炉心スプレイ ポンプ室水密扉	C－2			
								海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋 1， 2， 3	C－2	—	—	—
								緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋	S * ^{*2}			
									C－2 * ^{*3}	—	—	—
								緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋	S * ^{*2}			
									C－2 * ^{*3}	—	—	—
								格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ A	S * ^{*2}			
									C－2 * ^{*3}	—	—	—
								格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ B	S * ^{*2}			
									C－2 * ^{*3}	—	—	—
								常設低圧注水系格納槽点検用水密ハッチ	S * ^{*2}			
									C－2 * ^{*3}	—	—	—
								常設低圧注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ A， B	S * ^{*2}			
	C－2 * ^{*3}	—	—	—								
常設代替高圧電源装置用カルバート	S * ^{*2}											
原子炉建屋側水密扉	C－2 * ^{*3}											

表1 浸水防護施設の主要設備リスト (4／4)

変 更 前			変 更 後									
設備区分	系統名	機器区分	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
内郭浸水防護設備	—	防水区画構造物	—	—	—	—	—	原子炉建屋*5	C *4	—	—	—
									C－2 *3			

注記 *1：表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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：浸水防止設備としての耐震重要度を示す。

注記 *3：溢水の伝播を防止する設備としての耐震重要度を示す。

注記 *4：火災防護設備としての耐震重要度を示す。

注記 *5：区画分離壁（3時間以上の耐火能力を有する防護壁（150mm以上））を示す。

表2 浸水防護施設の兼用設備リスト													
				変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	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
外郭浸水防護設備	—	—	その他発電用原子炉の附属施設 非常用取水設備	—					貯留堰	S＊	—	—	—

注記 *1：表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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。

4 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

4(1)～4(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	4 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

6 補機駆動用燃料設備

1 燃料設備に係る次の事項

- (2) 容器の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変更前	変 更 後	
名 称			—	可搬型設備用軽油タンク* ¹	
種 類	—			横置円筒形	
容 量	kL/個			30 以上 (30* ²)	
最 高 使 用 圧 力	MPa			静水頭* ³	
最 高 使 用 温 度	℃			60* ³	
主 要 寸 法	胴 内 径	mm		2100* ²	
	胴 板 厚 さ	mm		18.8 (20.0* ²)	
	鏡板厚さ（左右）	mm		17.5 (20.0* ²)	
	鏡 板 の 形 状 に 係 る 寸 法	mm		2100* ² (鏡板中央部内半径（左右）)	
	吸 油 口 外 径	mm		210* ² (鏡板隅の丸み半径（左右）)	
	吸 油 口 厚 さ	mm		60.5* ²	
	全 長			2.9 (3.9* ²)	
材 料	胴 板	—		10060* ²	
	鏡 板	—		SPV490	
個 数		—		SPV490	
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—		4	4
	設 置 床	—		可搬型設備用軽油 タンク A～D	可搬型設備用軽油 タンク E～H
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		可搬型重大事故等 対処設備保管場所 (南側) EL. 約 25 m	可搬型重大事故等 対処設備保管場所 (西側) EL. 約 23 m
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		—	

注記 *1: 非常用電源設備のうち非常用発電装置の燃料設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型窒素供給装置用電源車）と兼用する。

*2：公称値を示す。

*3：重大事故等時における使用時の値を示す。

・可搬型

			変更前	変更後
名 称			—	タンクローリ* ¹
種 類	—			横置だ円形
容 量	kL/個			以上 (4.0* ²)
最 高 使 用 圧 力	kPa			24* ³
最 高 使 用 温 度	℃			40* ³
主 要 寸 法	胴 長 径	mm		1800* ²
	胴 短 径	mm		930* ²
	胴 板 厚 さ	mm		(3.2* ²)
	鏡 板 厚 さ	mm		(3.2* ²)
	鏡 板 の 形 状 に 係 る 寸 法	mm		(鏡板長径) 1800* ² (鏡板短径) 80* ²
	排 出 口 管 台 外 径	mm		137.9* ²
	排 出 口 管 台 厚 さ	mm		(3.2* ²)
	マンホール管台外径	mm		406.4* ²
	マンホール管台厚さ	mm		(3.2* ²)
	マンホールふた厚さ	mm		(3.2* ²)
	全 長	mm		3350* ²
	車 両 全 長	mm		5910* ²
	車 両 全 幅	mm		2200* ²
	車 両 高 さ	mm		2460* ²
材 料	胴 板	—		SAPH400, SS400
	鏡 板	—		SAPH400
	マンホールふた	—		SAPH400
個 数	—			2 (予備 3)

(続き)

		変更前	変更後
取 付 箇 所	—	—	保管場所： ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側） EL. 23 m ・可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側） EL. 25 m ・可搬型重大事故等対処設備予備機置場 EL. 8 m 上記 3 箇所のうち、可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）に 2 台ずつ保管し、残り 1 台を 3 箇所のいずれかに保管する。 取付箇所： ・屋外 EL. 23 m 又は 25 m 可搬型設備用軽油タンク付近^{*4}

注記 *1：非常用電源設備のうち非常用発電装置の燃料設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型窒素供給装置用電源車）と兼用する。

*2：公称値を示す。

*3：重大事故等時における使用時の値を示す。

*4：燃料油の吸入箇所を示す。

・可搬型

			変更前	変更後	
名 称			—	可搬型代替注水大型ポンプ 車載燃料タンク*1	
種 類		—		角形	
容 量		L/個		480 以上 (495*2)	
最 高 使 用 圧 力		MPa		静水頭*3	
最 高 使 用 温 度		℃		60*3	
主 要 寸 法	た て			mm	1480
	横			mm	540
	高 さ			mm	640
材 料		—		ステンレス鋼	
個 数		—		2*4	
取 付 箇 所		—		可搬型代替注水大型ポンプ	

注記 *1：本設備は可搬型代替注水大型ポンプの附属機器である。

*2：公称値を示す。

*3：重大事故等時における使用時の値を示す。

*4：可搬型代替注水大型ポンプ 1 台あたり個数を示す。

			変更前	変更後
名 称			—	可搬型代替注水中型ポンプ 車載燃料タンク*1
種 類		—		角形
容 量		L/個		125 以上 (125*2)
最 高 使 用 圧 力		MPa		静水頭*3
最 高 使 用 温 度		℃		60*3
主要寸法	た て	mm		930
	横	mm		830
	高 さ	mm		235
材 料		—		ステンレス鋼
個 数		—		1*4
取 付 箇 所		—		可搬型代替注水中型ポンプ

注記 *1：本設備は可搬型代替注水中型ポンプの附属機器である。

*2：公称値を示す。

*3：重大事故等時における使用時の値を示す。

*4：可搬型代替注水中型ポンプ 1 台あたり個数を示す。

(4) 主配管の名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し、可搬型の場合は、個数及び取付箇所を付記すること。）

・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	
燃 料 設 備	—							燃 料 設 備	タンクローリ給油用 10m ホース*1	1.0*2	80*2	52.0*3	—*4	補強層入り 多層ゴム	2*5 (予備 3)	保管場所： タンクローリ 取付箇所： 〔・EL. 23 m 可搬型設備用軽油タンク～ EL. 23 m タンクローリ (1 本)〕
									タンクローリ送油用 19.5m ホース*1	1.0*2	80*2	37.0*3	—*4	補強層入り 多層ゴム	2*5 (予備 3)	保管場所： タンクローリ 取付箇所： 〔・タンクローリ (1 本)〕

注記 *1：非常用電源設備のうち非常用発電装置の燃料設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型窒素供給装置用電源車）と兼用する。

*2：重大事故等時における使用時の値を示す。

*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：タンクローリ 1 台当たり 1 本を保管する。

2 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）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
—	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。
—	第1章 共通項目 補機駆動用燃料設備の共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象，3. 火災，5. 設備に対する要求（5.2 材料及び構造等，5.5 安全弁等，5.6 逆止め弁等を除く。），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。
—	第2章 個別項目 1. 補機駆動用燃料設備 ディーゼル駆動消火ポンプの駆動用燃料は，ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンクに貯蔵する。 可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及びホイールローダの燃料は，可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油できる設計とする。
—	2. 主要対象設備 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）の対象となる主要な設備について，「表1 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）の主要設備リスト」に示す。

表1 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）の主要設備リスト

				変 更 前				変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
補機駆動用燃料設備	燃料設備	—	容器	—				可搬型設備用軽油タンク	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	火力技術基準
								ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク	C	火力技術基準	—	—
								タンクローリ	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
								可搬型代替注水大型ポンプ車載燃料タンク	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
								可搬型代替注水中型ポンプ車載燃料タンク	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
		主配管	—					ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンクからディーゼル駆動消火ポンプ	C	火力技術基準	—	—
								タンクローリ給油用10mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3
								タンクローリ送油用19.5mホース	—	—	可搬／防止 可搬／緩和	S Aクラス3

注記 *1：表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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。

3 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

3(1)～3(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	3 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

7 非常用取水設備に係る次の事項

- 1 取水設備（非常用の冷却用海水を確保する構築物に限る。）の名称，種類，容量，主要寸法，材料及び個数

					変 更 前	変 更 後
名 称					—	S A用海水ピット 取水塔
種 類			—			鉄筋コンクリート 取水塔（取水管付）
容 量			—			—
主 要 寸 法	取 水 塔	内 径		mm		
		高 さ		mm		
	取 水 管	内 径		mm		
		高 さ		mm		
材 料	取 水 塔		—	鉄筋コンクリート		
	取 水 管		—	炭素鋼		
個 数			—			

注記 *：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	海水引込み管
種	類	—		鋼製取水管
容	量	—		—
主 要 寸 法	内 径	mm		
材	料	—		炭素鋼
個	数	—		1

注記 * : 公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	S A用海水ピット
種	類	—		鉄筋コンクリート 取水槽
容	量	—		—
主要寸法	内 径	mm		
	高 さ	mm		
材	料	—		鉄筋コンクリート
個	数	—		1

注記 * : 公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	緊急用海水ポンプ ピット
種 類		—		鉄筋コンクリート 取水槽
容 量		—		—
主 要 寸 法	た て	mm		7600* ¹
	横	mm		8200* ¹
	高 さ	mm		31000* ¹
材 料		—		鉄筋コンクリート
個 数		—		1

注記 *1：公称値を示す。

			変 更 前	変 更 後
名 称			—	緊急用海水取水管
種	類	—		鋼製取水管
容	量	—		—
主 要 寸 法	内 径	mm		φ 1200* ¹
材	料	—		炭素鋼
個	数	—		1

注記 *1：公称値を示す。

2 非常用取水設備の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変 更 前	変 更 後
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「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。	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。
第1章 共通項目 非常用取水設備の共通項目である「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（5.2 材料及び構造等，5.3 使用中の亀裂による破壊の防止，5.4 耐圧試験等，5.5 安全弁等，5.6 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，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。	第1章 共通項目 非常用取水設備の共通項目である「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（5.2 材料及び構造等，5.3 使用中の亀裂による破壊の防止，5.4 耐圧試験等，5.5 安全弁等，5.6 逆止め弁等，5.7 内燃機関の設計条件，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。
第2章 個別項目 1. 非常用取水設備の基本設計方針 熱の逃がし場として，設計基準事故に対処するために必要となる残留熱除去系，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の冷却用の海水を，取水路，取水ピット及び海水ポンプ室から構成される取水構造物により，確保できる設計とする。また，基準津波による引き波時の取水ピット水位の低下に対して，残留熱除去系海水ポンプ，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプの取水可能水位を保持するため，取水口前面に貯留堰を設置し，ポンプの継続運転が可能な設計とする。	第2章 個別項目 1. 非常用取水設備の基本設計方針 熱の逃がし場として，設計基準事故に対処するために必要となる残留熱除去系，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の冷却用の海水を，取水路，取水ピット及び海水ポンプ室から構成される取水構造物により，確保できる設計とする。また，基準津波による引き波時の取水ピット水位の低下に対して，残留熱除去系海水ポンプ，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプの取水可能水位を保持するため，取水口前面に貯留堰を設置し，ポンプの継続運転が可能な設計とする。 貯留堰，取水路及び取水ピットを重大事故等対処設備として使用し，必要な海水を確保できる設計とする。 S A用海水ピット，海水引込み管，S A用海水ピット取水塔，緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを重大事故等対処設備として使用し，必要な海水を確保できる設計とする。
2. 主要対象設備 非常用取水設備の対象となる主要な設備について，「表1 非常用取水設備の主要設備リスト」に示す。	2. 主要対象設備 非常用取水設備の対象となる主要な設備について，「表1 非常用取水設備の主要設備リスト」に示す。

表1 非常用取水設備の主要設備リスト

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
取水設備	—	—		—				貯留堰	C－3	—	常設耐震／防止 常設／緩和	—
								取水構造物	C－3	—	常設／防止 常設／緩和	—
								S A用海水ピット取水塔	—	—	常設／防止 常設／緩和	—
								海水引込み管	—	—	常設／防止 常設／緩和	—
								S A用海水ピット	—	—	常設／防止 常設／緩和	—
								緊急用海水ポンプピット	—	—	常設／防止 常設／緩和	—
								緊急用海水取水管	—	—	常設／防止 常設／緩和	—

注記 *1：表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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。

3 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

3(1)～3(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	3 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

9 緊急時対策所

1 緊急時対策所機能

変更前	変更後
—	緊急時対策所は、以下の緊急時対策所機能を有する。
	1. 居住性の確保に関する機能 一次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「原子炉冷却材喪失事故等」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。 緊急時対策所建屋は、重大事故等時において、緊急時対策所建屋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性能とあいまって、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 100 mSv 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、測定する緊急時対策所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。 原子炉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。
	2. 情報の把握に関する機能 原子炉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。
	3. 通信連絡に関する機能 原子炉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）等へ必要なデータを伝送することができるものとする。

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
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「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。	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。
第 1 章 共通項目 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，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。	第 1 章 共通項目 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，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。
第 2 章 個別項目 1. 緊急時対策所 1.1 緊急時対策所の設置等 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。	第 2 章 個別項目 1. 緊急時対策所 1.1 緊急時対策所の設置等 (1) 緊急時対策所の設置 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。 (2) 必要な条件 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，緊急時対策所機能に係る設備を含め，以下の設計とする。 a. 耐震性及び対津波性 緊急時対策所建屋は，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，基準地震動による地震力に対し，耐震構造として機能を喪失しないようにするとともに，基準津波の影響を受けない位置に設置する設計とする。 b. 中央制御室に対する独立性 緊急時対策所の機能に係る設備は，中央制御室との共通要因により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。 c. 代替交流電源の確保 緊急時対策所建屋には，代替電源設備からの給電を可能とするように重大事故等対処設備（緊急時対策所用代替電源設備による給電）を設ける。 緊急時対策所用発電機は，1 個で緊急時対策所に給電するために必要な発電機容量を有するものを，2 個設置することで，多重性を有する設計とする。

変 更 前	変 更 後
	(3) 緊急時対策所の機能 緊急時対策所は、以下の措置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。 a. 居住性の確保 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。 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。 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、交代要員体制、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 を超えないことを判断基準とする。 緊急時対策所建屋には、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、測定する緊急時対策所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。 緊急時対策所には、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よう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。 緊急時対策所は、重大事故等が発生し、緊急時対策所建屋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建屋の外側から緊急時対策所内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、身体の汚染検査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。身体の汚染検査の結果、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、身体の汚染検査を行う区画に隣接して設置する設計とする。 b. 情報の把握 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情報収集設備を使用する。 緊急時対策所の情報収集設備として、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、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び S P D S データ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（S P D S）を設置する設計とする。

変 更 前	変 更 後
	c. 通信連絡 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。 緊急時対策所には、重大事故等時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を行うための設備として重大事故等対処設備（通信連絡）を設ける。 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（E R S S）へ必要なデータを専用であって多様性を備えた通信回線にて伝送できる設計 とする。 緊急時対策支援システム（E R S S）等へのデータ伝送の機能に係る設備については、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。
2. 主要対象設備 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。	2. 主要対象設備 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。

表1 緊急時対策所の主要設備リスト

			変 更 前					変 更 後				
設備区分	系統名	機器区分	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
緊急時対策所の機能	—	—	—					緊急時対策所機能*2	—	—	—	—

注記 *1：表1に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「5 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。

3 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

3(1)～3(5)について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項	
変更前	変更後
	3 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は，「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。 (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善

III 工事工程表

工事の工程は以下の通り

項目		年月	平成 32 年					平成 33 年		
			8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月
原子炉本体	現地工事期間									
	検査可能時期	構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時	◇※				◇※			
		発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時						◇※		
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時								◇※
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	現地工事期間									
	検査可能時期	構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時	◇※				◇※			
		発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時						◇※		
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時								◇※
原子炉冷却系統施設	現地工事期間									
	検査可能時期	構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時	◇※				◇※			
		発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時						◇※		
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時								◇※

※検査時期は、工事の計画の進捗により変更となる可能性がある。

(続き)

項目		年月	平成 32 年					平成 33 年		
			8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月
計測制御系 統施設	現地工事期間									
	検査可能時期	構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時	◇※				◇※			
		発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時						◇※		
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時								◇※
放射性廃棄物の廃棄施設	現地工事期間									
	検査可能時期	構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時	◇※				◇※			
		発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時						◇※		
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時								◇※
放射線管理施設	現地工事期間									
	検査可能時期	構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時	◇※				◇※			
		発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時						◇※		
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時								◇※

(続き)

項目		年月	平成 32 年					平成 33 年		
			8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月
原子炉格納 施設	現地工事期間									
	検査可能時期	構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時	◇※				◇※			
		発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時						◇※		
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時								◇※
その他発電 用原子炉の 附属施設の うち非常用 電源設備	現地工事期間									
	検査可能時期	構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時	◇※				◇※			
		発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時						◇※		
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時								◇※
その他発電 用原子炉の 附属施設の うち常用電 源設備	現地工事期間									
	検査可能時期	構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時	◇※				◇※			
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時							◇※	

(続き)

項目		年月	平成 32 年					平成 33 年		
			8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月
その他発電 用原子炉の 附属施設の うち補助ボ イラー	現地工事期間									
	検 査 可 能 時 期	構造、強度又は漏えいに係 る試験をすることができる 状態になった時	◇ ※				◇ ※			
		工事の計画に係る全ての 工事が完了した時							◇ ※	
その他発電 用原子炉の 附属施設の うち火災防 護設備	現地工事期間									
	検 査 可 能 時 期	構造、強度又は漏えいに係 る試験をすることができる 状態になった時	◇ ※				◇ ※			
		発電用原子炉に燃料体を 挿入することができる状態 になった時						◇ ※		
		工事の計画に係る全ての 工事が完了した時								◇ ※
その他発電 用原子炉の 附属施設の うち浸水防 護施設	現地工事期間									
	検 査 可 能 時 期	構造、強度又は漏えいに係 る試験をすることができる 状態になった時	◇ ※				◇ ※			
		発電用原子炉に燃料体を 挿入することができる状態 になった時						◇ ※		
		工事の計画に係る全ての 工事が完了した時								◇ ※

(続き)

項目		年月	平成 32 年					平成 33 年		
			8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月
その他発電 用原子炉の 附属施設の うち補機駆 動用燃料設 備（非常用 電源設備及 び補助ボイ ラーに係る ものを除く。）	現地工事期間									
	検査可能時期	補助ボイラーの本体の組立てが完了した時	◇※				◇※			
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時								◇※
その他発電 用原子炉の 附属施設の うち非常用 取水設備	現地工事期間									
	検査可能時期	構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時	◇※				◇※			
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時							◇※	
その他発電 用原子炉の 附属施設の うち敷地内 土木構造物	現地工事期間									
	検査可能時期	構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時	◇※				◇※			
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時							◇※	
その他発電 用原子炉の 附属施設の うち緊急時 対策所	現地工事期間									
	検査可能時期	構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時	◇※				◇※			
		発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時						◇※		
		工事の計画に係る全ての工事が完了した時								◇※

IV 変更の理由

平成24年6月の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の改正並びに関連規則等の改正を踏まえ、重大事故等に対処するために必要な施設の整備など、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。

V-5 図面

1 発電所

1.1 送電関係一覧図

- ・送電関係一覧図

【第 1-1-1 図】

1.2 工場又は事業所の概要を明示した地形図

- ・工場又は事業所の概要を明示した地形図

【第 1-2-1 図】

1.3 主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（発電所全体図）

【第 1-3-1 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（平面図（1/10））

【第 1-3-2 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（平面図（2/10））

【第 1-3-3 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（平面図（3/10））

【第 1-3-4 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（平面図（4/10））

【第 1-3-5 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（平面図（5/10））

【第 1-3-6 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（平面図（6/10））

【第 1-3-7 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（平面図（7/10））

【第 1-3-8 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（平面図（8/10））

【第 1-3-9 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（平面図（9/10））

【第 1-3-10 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（平面図（10/10））

【第 1-3-11 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（断面図）

【第 1-3-12 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（電気設備） 275kV 超高压
開閉所（平面図）

【第 1-3-13 図】

- ・主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図（電気設備） 275kV 超高压

開閉所（断面図）

【第 1-3-14 図】

1.4 単線結線図

- ・単線結線図（1/5）

【第 1-4-1 図】

- ・単線結線図（2/5）

【第 1-4-2 図】

- ・単線結線図（3/5）

【第 1-4-3 図】

- ・単線結線図（4/5）

【第 1-4-4 図】

- ・単線結線図（5/5）

【第 1-4-5 図】

1.5 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面

- ・環境測定装置の構造図 可搬型気象観測装置

【第 1-5-1 図】

- ・環境測定装置の取付箇所を明示した図面 可搬型気象観測装置

【第 1-5-2 図】

1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面

- ・通信連絡設備の取付箇所を明示した図面（1/35）

【第 1-6-1 図】

- ・通信連絡設備の取付箇所を明示した図面（2/35）

【第 1-6-2 図】

- ・通信連絡設備の取付箇所を明示した図面（3/35）

【第 1-6-3 図】

- ・通信連絡設備の取付箇所を明示した図面（4/35）

【第 1-6-4 図】

- ・通信連絡設備の取付箇所を明示した図面（5/35）

【第 1-6-5 図】

- ・通信連絡設備の取付箇所を明示した図面（6/35）

【第 1-6-6 図】

- ・通信連絡設備の取付箇所を明示した図面（7/35）

【第 1-6-7 図】

- ・通信連絡設備の取付箇所を明示した図面（8/35）

【第 1-6-8 図】

- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (9/35)
【第 1-6-9 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (10/35)
【第 1-6-10 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (11/35)
【第 1-6-11 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (12/35)
【第 1-6-12 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (13/35)
【第 1-6-13 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (14/35)
【第 1-6-14 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (15/35)
【第 1-6-15 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (16/35)
【第 1-6-16 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (17/35)
【第 1-6-17 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (18/35)
【第 1-6-18 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (19/35)
【第 1-6-19 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (20/35)
【第 1-6-20 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (21/35)
【第 1-6-21 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (22/35)
【第 1-6-22 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (23/35)
【第 1-6-23 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (24/35)
【第 1-6-24 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (25/35)
【第 1-6-25 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (26/35)
【第 1-6-26 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (27/35)
【第 1-6-27 図】

- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (28/35)
【第 1-6-28 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (29/35)
【第 1-6-29 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (30/35)
【第 1-6-30 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (31/35)
【第 1-6-31 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (32/35)
【第 1-6-32 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (33/35)
【第 1-6-33 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (34/35)
【第 1-6-34 図】
- ・ 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 (35/35)
【第 1-6-35 図】

1.7 安全避難通路を明示した図面

- ・ 安全避難通路を明示した図面 (1/32)
【第 1-7-1 図】
- ・ 安全避難通路を明示した図面 (2/32)
【第 1-7-2 図】
- ・ 安全避難通路を明示した図面 (3/32)
【第 1-7-3 図】
- ・ 安全避難通路を明示した図面 (4/32)
【第 1-7-4 図】
- ・ 安全避難通路を明示した図面 (5/32)
【第 1-7-5 図】
- ・ 安全避難通路を明示した図面 (6/32)
【第 1-7-6 図】
- ・ 安全避難通路を明示した図面 (7/32)
【第 1-7-7 図】
- ・ 安全避難通路を明示した図面 (8/32)
【第 1-7-8 図】
- ・ 安全避難通路を明示した図面 (9/32)
【第 1-7-9 図】
- ・ 安全避難通路を明示した図面 (10/32)
【第 1-7-10 図】

- ・安全避難通路を明示した図面 (11/32)
【第 1-7-11 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (12/32)
【第 1-7-12 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (13/32)
【第 1-7-13 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (14/32)
【第 1-7-14 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (15/32)
【第 1-7-15 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (16/32)
【第 1-7-16 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (17/32)
【第 1-7-17 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (18/32)
【第 1-7-18 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (19/32)
【第 1-7-19 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (20/32)
【第 1-7-20 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (21/32)
【第 1-7-21 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (22/32)
【第 1-7-22 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (23/32)
【第 1-7-23 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (24/32)
【第 1-7-24 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (25/32)
【第 1-7-25 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (26/32)
【第 1-7-26 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (27/32)
【第 1-7-27 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (28/32)
【第 1-7-28 図】
- ・安全避難通路を明示した図面 (29/32)
【第 1-7-29 図】

- ・安全避難通路を明示した図面（30/32）
【第 1-7-30 図】
- ・安全避難通路を明示した図面（31/32）
【第 1-7-31 図】
- ・安全避難通路を明示した図面（32/32）
【第 1-7-32 図】

1.8 非常用照明の取付箇所を明示した図面

- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（1/32）
【第 1-8-1 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（2/32）
【第 1-8-2 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（3/32）
【第 1-8-3 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（4/32）
【第 1-8-4 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（5/32）
【第 1-8-5 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（6/32）
【第 1-8-6 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（7/32）
【第 1-8-7 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（8/32）
【第 1-8-8 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（9/32）
【第 1-8-9 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（10/32）
【第 1-8-10 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（11/32）
【第 1-8-11 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（12/32）
【第 1-8-12 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（13/32）
【第 1-8-13 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（14/32）
【第 1-8-14 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面（15/32）
【第 1-8-15 図】

- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (16/32)
【第 1-8-16 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (17/32)
【第 1-8-17 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (18/32)
【第 1-8-18 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (19/32)
【第 1-8-19 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (20/32)
【第 1-8-20 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (21/32)
【第 1-8-21 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (22/32)
【第 1-8-22 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (23/32)
【第 1-8-23 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (24/32)
【第 1-8-24 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (25/32)
【第 1-8-25 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (26/32)
【第 1-8-26 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (27/32)
【第 1-8-27 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (28/32)
【第 1-8-28 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (29/32)
【第 1-8-29 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (30/32)
【第 1-8-30 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (31/32)
【第 1-8-31 図】
- ・非常用照明の取付箇所を明示した図面 (32/32)
【第 1-8-32 図】

2 原子炉本体

2.1 原子炉压力容器

- ・原子炉压力容器構造図

【原子炉压力容器】は、平成 16 年 1 月 9 日付け発室発第 163 号にて届出した工事計画書の添付図面第 1 図「原子炉压力容器全体構造図」、昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-2 図「原子炉压力容器部分図その 1」及び昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-3 図「原子炉压力容器部分図その 2」による。】

- ・炉心シュラウドの構造図

【「炉心シュラウド」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-2 図「シュラウド構造図（その 1）」及び第 2-3 図「シュラウド構造図（その 2）」による。】

- ・シュラウドサポートの構造図

【「シュラウドサポート」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-21 図「シュラウドサポート構造図」及び平成 4 年 9 月 8 日付け発管業発第 145 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2 図「マンホール蓋構造図」による。】

- ・上部格子板の構造図

【「上部格子板」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-6 図「上部格子板構造図」による。】

- ・炉心支持板の構造図

【「炉心支持板」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-7 図「炉心支持板構造図」による。】

- ・中央燃料支持金具の構造図

【「中央燃料支持金具」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-19 図「燃料支持金具構造図（その 1）」による。】

- ・周辺燃料支持金具の構造図

【「周辺燃料支持金具」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-20 図「燃料支持金具構造図（その 2）」による。】

- ・制御棒案内管の構造図

【「制御棒案内管」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-17 図「制御棒案内管構造図」による。】

- ・差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）の構造図

【「差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-12 図「差圧検出・ほう酸水注入配管構造図」による。】

- ・高圧炉心スプレイスパーギャの構造図

【「高圧炉心スプレイスパーギャ」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-9 図「高圧炉心スプレイ配管（压力容器内部）構造図」による。】

- ・低圧炉心スプレイスパーギャの構造図

【「低圧炉心スプレイスパージャ」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-10 図「低圧炉心スプレイ配管（圧力容器内部）構造図」による。】

- ・残留熱除去系配管（圧力容器内部）の構造図

【「残留熱除去系配管（圧力容器内部）」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-11 図「低圧注水配管（圧力容器内部）構造図」による。】

- ・高圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）の構造図

【「高圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-9 図「高圧炉心スプレイ配管（圧力容器内部）構造図」による。】

- ・低圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）の構造図

【「低圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-10 図「低圧炉心スプレイ配管（圧力容器内部）構造図」による。】

- ・差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部）の構造図

【「差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）」は、昭和 51 年 4 月 8 日付け 51 資庁第 468 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-12 図「差圧検出・ほう酸水注入配管構造図」による。】

3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

3.1 使用済燃料貯蔵設備

- ・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に係る機器の配置を明示した図面（1／2）

【第 3-1-1-1-1 図】

- ・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に係る機器の配置を明示した図面（2／2）

【第 3-1-1-1-2 図】

- ・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の検出器の取付箇所を明示した図面

【第 3-1-1-2 図】

- ・使用済燃料プール 構造図

【「使用済燃料プール」は、平成 6 年 4 月 19 日付け 6 資庁第 2531 号にて認可された工事計画書の添付図面第 1 図「燃料設備の構造図（使用済燃料貯蔵プール構造図）」による。

3.2 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備

- ・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に係る機器の配置を明示した図面（1／3）

【第 3-2-1 図】

- ・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に係る機器の配置を明示した図面(2/3)

【第 3-2-2 図】

- ・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に係る機器の配置を明示した図面(3/3)

【第 3-2-3 図】

3.2.1 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のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備に係る主配管の配置を明示した図面（燃料プール冷却浄化系）(1/5)

【第 3-2-1-1-1 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（燃料プール冷却浄化系）(2/5)

【第 3-2-1-1-2 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（燃料プール冷却浄化系）(3/5)

【第 3-2-1-1-3 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（燃料プール冷却浄化系）(4/5)

【第 3-2-1-1-4 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（燃料プール冷却浄化系）(5/5)

【第 3-2-1-1-5 図】

- ・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（燃料プール冷却浄化系）の系統図

【第 3-2-1-2-1 図】

- ・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（燃料プール冷却浄化系）の構造図 スキマサージタンク

【第 3-2-1-3 図】

3.2.2 代替燃料プール注水系（スプレイヘッド含む）

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（1/8）（代替燃料プール注水系（スプレイヘッド含む））

【第 3-2-2-1-1 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（2/8）（代替燃料プール注水系（スプレイヘッド含む））

【第 3-2-2-1-2 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（3／8）（代替燃料プール注水系（スプレーヘッダ含む））

【第 3-2-2-1-3 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（4／8）（代替燃料プール注水系（スプレーヘッダ含む））

【第 3-2-2-1-4 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（5／8）（代替燃料プール注水系（スプレーヘッダ含む））

【第 3-2-2-1-5 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（6／8）（代替燃料プール注水系（スプレーヘッダ含む））

【第 3-2-2-1-6 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（7／8）（代替燃料プール注水系（スプレーヘッダ含む））

【第 3-2-2-1-7 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（8／8）（代替燃料プール注水系（スプレーヘッダ含む））可搬型スプレインズル

【第 3-2-2-1-8 図】

- ・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（代替燃料プール注水系（スプレーヘッダ含む））の系統図（1／2）（重大事故等対処設備）

【第 3-2-2-2-1 図】

- ・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（代替燃料プール注水系（スプレーヘッダ含む））の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 3-2-2-2-2 図】

3. 2. 3 代替燃料プール冷却系

- ・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（代替燃料プール冷却系）の系統図（重大事故等対処設備）

【第 3-2-3-2 図】

3. 2. 4 原子炉建屋放水設備

- ・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（原子炉建屋放水設備）の系統図（1／2）（設計基準対象施設）

【第 3-2-4-2-1 図】

- ・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（原子炉建屋放水設備）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 3-2-4-2-2 図】

3.2.5 代替水源供給設備

- ・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（代替水源供給設備）の系統図（1／2）（設計基準対象施設）

【第 3-2-5-2-1 図】

- ・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（代替水源供給設備）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 3-2-5-2-2 図】

4 原子炉冷却系統施設

4.1 原子炉冷却材再循環設備

4.1.1 原子炉冷却材再循環系

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材再循環設備に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉冷却材再循環系）

【第 4-1-1-1 図】

- ・主配管の配置を明示した図面

【「原子炉圧力容器出口より再循環ポンプ吸込弁まで」、「再循環ポンプ吐出弁よりマニホールド管まで」、「マニホールド管」及び「マニホールド管よりジェットポンプへの供給管」は、昭和 51 年 6 月 19 日付け 51 資庁第 6500 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2 図「原子炉再循環系配管組立図」による。】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材再循環設備（原子炉冷却材再循環系）の系統図

【第 4-1-1-2 図】

4.2 原子炉冷却材の循環設備

- ・原子炉冷却系統施設 原子炉冷却材の循環設備に係る機器の配置を明示した図面

【第 4-2-1 図】

4.2.1 主蒸気系

- ・主配管の配置を明示した図面

【「逃がし安全弁よりサプレッションチェンバまで（逃がし安全弁排気管）」は、昭和 51 年 7 月 9 日付け 51 資庁第 7592 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3 図「主蒸気系配管図（その 3）」、第 4 図「主蒸気系配管図（その 4）」及び第 5 図「主蒸気系配管図（その 5）」による。】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備に係る主配管の配置を明示した図面（主蒸気系）（1／5）

【第 4-2-1-1-1 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備に係る主配管の配置を明示した図面（主蒸気系）（2／5）

【第 4-2-1-1-2 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備に係る主配管の配置を明示した図面（主蒸気系）（3／5）

【第 4-2-1-1-3 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備に係る主配管の配置を明示した図面（主蒸気系）（4／5）

【第 4-2-1-1-4 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備に係る主配管の配置を明示した図面（主蒸気系）（5／5）

【第 4-2-1-1-5 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）の系統図（1／2）（設計基準対象施設）

【第 4-2-1-2-1 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 4-2-1-2-2 図】

- ・逃がし安全弁用アキュムレータ（逃がし弁機能，自動減圧機能用）構造図
【「逃がし安全弁用アキュムレータ」は，昭和 52 年 8 月 26 日付け 52 資庁第 7633 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3 図「主蒸気系逃し安全弁制御用アキュムレータ構造図（その 1）」及び第 4 図「主蒸気系逃し安全弁制御用アキュムレータ構造図（その 2）」による。】
- ・逃がし安全弁構造図
【「逃がし安全弁」は，平成元年 11 月 9 日付け発管業発第 285 号にて届出した工事計画書の添付図面 図-2「主蒸気逃し弁の構造図」による。】

4.3 残留熱除去設備

- ・原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備に係る機器の配置を明示した図面（1/2）

【第 4-3-1-1 図】

- ・原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備に係る機器の配置を明示した図面（2/2）

【第 4-3-1-2 図】

4.3.1 残留熱除去系

- ・機器の配置を明示した図面

【「残留熱除去系ストレーナ」は，平成 20 年 4 月 7 日付け平成 20・02・29 原第 41 号にて認可された工事計画書の添付図面第 1-4 図「残留熱除去系ストレーナの配置を明示した図面」による。】

- ・主配管の配置を明示した図面

【「ポンプ C 吐出管原子炉格納容外側隔離弁より原子炉圧力容器まで（ポンプ C 吐出管）」，

「A 系統熱交換器出口管及び B 系統テスト配管の原子炉格納容器外側隔離弁より原子炉圧力容器まで（原子炉注入管）」、「A 系統原子炉注入管及び B 系統テスト配管の原子炉格納容器外側隔離弁より原子炉再循環系まで」、及び「原子炉再循環系よりポンプ A B C 吸込管の原子炉格納容器外側隔離弁まで」は、昭和 51 年 10 月 22 日付け 51 資庁第 9762 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-7 図「残留熱除去系配管図（その 3）」、第 2-8 図「残留熱除去系配管図（その 4）」、第 2-10 図「残留熱除去系配管図（その 6）」、第 2-11 図「残留熱除去系配管図（その 7）」、第 2-12 図「残留熱除去系配管図（その 8）」、第 2-13 図「残留熱除去系配管図（その 9）」、第 2-14 図「残留熱除去系配管図（その 10）」、第 2-15 図「残留熱除去系配管図（その 11）」、第 2-16 図「残留熱除去系配管図（その 1）」、第 2-17 図「残留熱除去系配管図（その 2）」、第 2-18 図「残留熱除去系配管図（その 3）」及び第 2-19 図「残留熱除去系配管図（その 4）」並びに平成 9 年 12 月 5 日付け発管業発第 153 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2 図「残留熱除去系主配管の配置の概要を明示した図面」による。】

・主配管の配置を明示した図面

【「サプレッションチェンバよりポンプ A・B 吸込口まで（ポンプ A・B 吸込管）」、「ポンプ A・B 吐出口より熱交換器入口まで（ポンプ A・B 吐出管）」、「熱交換器出口より格納容器スプレーヘッドまで（熱交換器出口管）」、「ポンプ A・B 吐出管より熱交換器出口管へのバイパス管」、「熱交換器出口管からテスト配管（ウォーミング配管）およびウォーミング配管分岐点から閉止栓」、「サプレッションチェンバよりポンプ C 吸込口まで（ポンプ C 吸込管）」、「ポンプ C 吐出口より原子炉格納容器外側隔離弁まで（ポンプ C 吐出管）」、「熱交換器出口管およびポンプ C 吐出管よりサプレッションチェンバまで（テスト配管）」、「A 系統熱交換器出口管及び B 系統テスト配管より原子炉格納容器外側隔離弁まで（原子炉注入管）」、「A 系統原子炉注入管および B 系統テスト配管より原子炉再循環系へ（原子炉格納容器外側隔離弁まで）」、「A 系統テスト配管及び B 系統熱交換器出口管よりサプレッションチェンバースプレーヘッドへ」、「ポンプ吐出管より B 系統テスト配管まで（ミニマムフロー管）」、及び「原子炉再循環系（原子炉格納容器外側隔離弁）よりポンプ ABC 吸込管まで」は、昭和 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2-5 図「残留熱除去系配管図（その 1）」、第 2-6 図「残留熱除去系配管図（その 2）」、第 2-7 図「残留熱除去系配管図（その 3）」、第 2-8 図「残留熱除去系配管図（その 4）」、第 2-9 図「残留熱除去系配管図（その 5）」、第 2-10 図「残留熱除去系配管図（その 6）」、第 2-11 図「残留熱除去系配管図（その 7）」、第 2-12 図「残留熱除去系配管図（その 8）」、第 2-13 図「残留熱除去系配管図（その 9）」、第 2-14 図「残留熱除去系配管図（その 10）」、第 2-15 図「残留熱除去系配管図（その 11）」、第 2-16 図「残留熱除去系配管図（その 1）」、第 2-17 図「残留熱除去系配管図（その 2）」、第 2-18 図「残留熱除去系配管図（その 3）」、第 2-19 図「残留熱除去系配管図（その 4）」、平成 7 年 2 月 21 日付け発管業発第 180 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2 図「主配管の配置の概要を明示した図面」、平成 14 年 9 月 13 日付け発室第 124 号にて届出した工事計画書の添付図面第 3 図「主配管の配置の概要を明示した図面」及び平成 23 年 6 月 3 日付け平成 23・03・08 原第 4 号にて認可された

工事計画書の添付図面第 2 図「残留熱除去系主配管の配置を明示した図面（その 1）」、第 3 図「残留熱除去系主配管の配置を明示した図面（その 2）」による。】

- ・主配管の配置を明示した図面

【「残留熱除去系ストレーナからサプレッションチェンバ」は、平成 20 年 4 月 7 日付け平成 20・02・29 原第 41 号にて認可された工事計画書の添付図面第 1-4 図「残留熱除去系ストレーナの配置を明示した図面」による。】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系）（1／11）

【第 4-3-1-1-1 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系）（2／11）

【第 4-3-1-1-2 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系）（3／11）

【第 4-3-1-1-3 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系）（4／11）

【第 4-3-1-1-4 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系）（5／11）

【第 4-3-1-1-5 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系）（6／11）

【第 4-3-1-1-6 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系）（7／11）

【第 4-3-1-1-7 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系）（8／11）

【第 4-3-1-1-8 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系）（9／11）

【第 4-3-1-1-9 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系）（10／11）

【第 4-3-1-1-10 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系）（11／11）

【第 4-3-1-1-11 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図（1／3）（設計基準対象施設）

【第 4-3-1-2-1 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図（2／3）（設計基準対象施設）

【第 4-3-1-2-2 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図（3／3）（設計基準対象施設）

【第 4-3-1-2-3 図】

- ・残留熱除去系熱交換器構造図

【「残留熱除去系熱交換器」は、昭和 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2-2 図「残留熱除去系熱交換器総組立断面図」による。】

- ・残留熱除去系ポンプ構造図

【「残留熱除去系ポンプ」は、昭和 51 年 6 月 19 日付け 51 資庁第 6093 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-2-2 図「残留熱除去系ポンプ組立外形図」及び昭和 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2-3「残留熱除去系ポンプ組立断面図」による。】

- ・残留熱除去系ストレーナ構造図

【「残留熱除去系ストレーナ」は、平成 20 年 4 月 7 日付け平成 20・02・29 原第 41 号にて認可された工事計画書の添付図面第 1-3 図「残留熱除去系ストレーナ構造図」による。】

- ・原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備（残留熱除去系）の構造図 E12-F025A, B, C

【第 4-3-1-3-1 図】

- ・原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備（残留熱除去系）の構造図 E12-F088A, B

【第 4-3-1-3-2-1 図】

- ・原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備（残留熱除去系）の構造図 E12-F088C

【第 4-3-1-3-2-2 図】

- ・原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備（残留熱除去系）の構造図 E12-FF028

【第 4-3-1-3-3 図】

- ・原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備（残留熱除去系）の構造図 E12-F005

【第 4-3-1-3-4 図】

- ・残留熱除去系主要弁構造図

【「E12-F008」, 「E12-F009」, 「E12-F050B」, 「E12-F041A, B, C」及び「E12-F042A, B, C」は、昭和 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2-20 図「残留熱除去系主要弁構造図仕切弁」, 第 2-21 図「残留熱除去系主要弁構造図」, 第 2-23 図「残留熱除去系主要弁構造図玉形弁」, 第 2-25 図「残留熱除去系主要弁構造図テストバルブ」及び第 2-26 図「残留熱除去系主要弁構造図仕切弁」による。】

- ・原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備（残留熱除去系）の構造図 E12-F053A, B

【第 4-3-1-3-6 図】

- ・ 残留熱除去系主要弁構造図

【「E12-F050A」は、平成 11 年 3 月 3 日付け平成 11・02・24 資第 52 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2 図「残留熱除去系主要弁 E12-F050A 構造図」による。】

4.3.3 耐圧強化ベント系

- ・ 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（耐圧強化ベント系）の系統図（重大事故等対処設備）

【第 4-3-3-2 図】

4.4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

- ・ 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に係る機器の配置を明示した図面（1/3）

【第 4-4-1-1 図】

- ・ 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に係る機器の配置を明示した図面（2/3）

【第 4-4-1-2 図】

- ・ 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に係る機器の配置を明示した図面（3/3）

【第 4-4-1-3 図】

4.4.1 高圧炉心スプレイ系

- ・ 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に係る主配管の配置を明示した図面（高圧炉心スプレイ系）（1/2）

【第 4-4-1-1-1 図】

- ・ 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に係る主配管の配置を明示した図面（高圧炉心スプレイ系）（2/2）

【第 4-4-1-1-2 図】

- ・ 機器の配置を明示した図面

【「高圧炉心スプレイ系ストレーナ」は、平成 20 年 4 月 7 日付け平成 20・02・29 原第 41 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-3 図「高圧炉心スプレイ系ストレーナの配置を明示した図面」による。】

- ・ 主配管の配置を明示した図面

【「補給水系より高圧炉心スプレイポンプ入口まで」、「高圧炉心スプレイポンプ出口より格納容器外側隔離弁まで」、「上記隔離弁から原子炉圧力容器まで」、「サプレッションチェンバより高圧炉心スプレイポンプ吸込管まで」は、昭和 51 年 5 月 10 日付け建発 21 号にて届出した工事計画書の添付図面第 11 図「高圧炉心スプレイ系配管図（その 1）」及び第 12 図「高圧炉心スプレイ系配管図（その 2）」による。】

- ・主配管の配置を明示した図面

【「高圧炉心スプレイ系ストレーナからサブプレッションチェンバ」は、平成 20 年 4 月 7 日付け平成 20・02・29 原第 41 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-3 図「高圧炉心スプレイ系ストレーナの配置を明示した図面」による。】

- ・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（高圧炉心スプレイ系）の系統図（1/2）（設計基準対象施設）

【第 4-4-1-2-1 図】

- ・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（高圧炉心スプレイ系）の系統図（2/2）（重大事故等対処設備）

【第 4-4-1-2-2 図】

- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ構造図

【「高圧炉心スプレイ系ポンプ」は、昭和 51 年 5 月 10 日付け建建発第 21 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9 図「高圧炉心スプレイ系ポンプ組立外形図」及び第 10 図「高圧炉心スプレイ系ポンプ組立断面図」による。】

- ・高圧炉心スプレイ系ストレーナ構造図

【「高圧炉心スプレイ系ストレーナ」は、平成 20 年 4 月 7 日付け平成 20・02・29 原第 41 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-2 図「高圧炉心スプレイ系ストレーナ構造図」による。】

- ・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（高圧炉心スプレイ系）の構造図 E22-F014

【第 4-4-1-3-1 図】

- ・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（高圧炉心スプレイ系）の構造図 E22-F035

【第 4-4-1-3-2 図】

- ・高圧炉心スプレイ系主要弁構造図

【「E22-F004」は、昭和 51 年 5 月 10 日付け建建発 21 号にて届出した工事計画書の添付図面第 13 図「高圧炉心スプレイ系主要弁構造図仕切弁」及び第 14 図「高圧炉心スプレイ系主要弁構造図テストブルチェックバルブ」による。】

4.4.2 低圧炉心スプレイ系

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低圧炉心スプレイ系）（1/2）

【第 4-4-2-1-1 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低圧炉心スプレイ系）（2/2）

【第 4-4-2-1-2 図】

- ・機器の配置を明示した図面

【「低圧炉心スプレイ系ストレーナ」は、平成 20 年 4 月 7 日付け平成 20・02・29 原第 41

号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-3 図「低圧炉心スプレイ系ストレーナの配置を明示した図面」による。】

- ・主配管の配置を明示した図面

【「サブプレッションチェンバより低圧炉心スプレイポンプ入口まで」,「低圧炉心スプレイポンプ出口より格納容器外側隔離弁まで」,「上記隔離弁から原子炉圧力容器まで」は,昭和 51 年 5 月 10 日付け建建発 21 号にて届出した工事計画書の添付図面第 3 図「低圧炉心スプレイ系配管図(その 1)」及び第 4 図「低圧炉心スプレイ系配管図(その 2)」による。】

- ・主配管の配置を明示した図面

【「低圧炉心スプレイ系ストレーナからサブプレッションチェンバ」は,平成 20 年 4 月 7 日付け平成 20・02・29 原第 41 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-3 図「低圧炉心スプレイ系ストレーナの配置を明示した図面」による。】

- ・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(低圧炉心スプレイ系)の系統図(1/2)(設計基準対象施設)

【第 4-4-2-2-1 図】

- ・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(低圧炉心スプレイ系)の系統図(2/2)(重大事故等対処設備)

【第 4-4-2-2-2 図】

- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ構造図

【「低圧炉心スプレイ系ポンプ」は,昭和 49 年 11 月 5 日付け 49 資庁第 18033 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-3-2 図「低圧炉心スプレイ系ポンプ組立外形図」及び昭和 51 年 5 月 10 日付け建建発 21 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2 図「低圧炉心スプレイ系ポンプ組立断面図」による。】

- ・低圧炉心スプレイ系ストレーナ構造図

【「低圧炉心スプレイ系ストレーナ」は,平成 20 年 4 月 7 日付け平成 20・02・29 原第 41 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-2 図「低圧炉心スプレイ系ストレーナ構造図」による。】

- ・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(低圧炉心スプレイ系)の構造図 E21-F018

【第 4-4-2-3-1 図】

- ・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(低圧炉心スプレイ系)の構造図 E21-F031

【第 4-4-2-3-2 図】

- ・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(低圧炉心スプレイ系)の構造図 E21-F005

【第 4-4-2-3-3 図】

4.4.3 原子炉隔離時冷却系

- ・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(原子炉隔離時冷却系)

の構造図 E51-F017

【第 4-4-3-3 図】

4.4.6 高压代替注水系

- ・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（高压代替注水系）の系統図（1／2）（重大事故等対処設備）

【第 4-4-6-2-1 図】

- ・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（高压代替注水系）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 4-4-6-2-2 図】

4.4.7 低压代替注水系

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低压代替注水系）（1／11）

【第 4-4-7-1-1 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低压代替注水系）（2／11）

【第 4-4-7-1-2 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低压代替注水系）（3／11）

【第 4-4-7-1-3 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低压代替注水系）（4／11）

【第 4-4-7-1-4 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低压代替注水系）（5／11）

【第 4-4-7-1-5 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低压代替注水系）（6／11）

【第 4-4-7-1-6 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低压代替注水系）（7／11）

【第 4-4-7-1-7 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低压代替注水系）（8／11）

【第 4-4-7-1-8 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低压代替注水系）（9／11）

【第 4-4-7-1-9 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低圧代替注水系）（10／11）

【第 4-4-7-1-10 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（低圧代替注水系）（11／11）

【第 4-4-7-1-11 図】

- ・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）の系統図（1／2）（重大事故等対処設備）

【第 4-4-7-2-1 図】

- ・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）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 4-4-7-2-2 図】

- ・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（低圧代替注水系）の構造図 常設低圧代替注水系ポンプ

【第 4-4-7-3 図】

- ・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（低圧代替注水系）の構造図 可搬型代替注水大型ポンプ

【第 4-4-7-4 図】

- ・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（低圧代替注水系）の構造図 可搬型代替注水中型ポンプ

【第 4-4-7-5 図】

- ・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（低圧代替注水系）の構造図 代替淡水貯槽

【第 4-4-7-6 図】

4.4.8 代替循環冷却系

- ・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（代替循環冷却系）の系統図（1／4）（重大事故等対処設備）

【第 4-4-8-2-1 図】

- ・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（代替循環冷却系）の系統図（2／4）（重大事故等対処設備）

【第 4-4-8-2-2 図】

- ・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（代替循環冷却系）の系統図（3／4）（重大事故等対処設備）

【第 4-4-8-2-3 図】

- ・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（代替循環冷却系）の系統図（4／4）（重大事故等対処設備）

【第 4-4-8-2-4 図】

4.4.9 代替水源供給設備

- ・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（代替水源供給設備）の系統図（1／2）（設計基準対象施設）

【第 4-4-9-2-1 図】

- ・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（代替水源供給設備）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 4-4-9-2-2 図】

4.5 原子炉冷却材補給設備

- ・原子炉冷却系統施設 原子炉冷却材補給設備に係る機器の配置を明示した図面

【第 4-5-1 図】

4.5.1 原子炉隔離時冷却系

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系）（1／3）

【第 4-5-1-1-1 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系）（2／3）

【第 4-5-1-1-2 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉隔離時冷却系）（3／3）

【第 4-5-1-1-3 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）の系統図（1／2）（設計基準対象施設）

【第 4-5-1-2-1 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材補給設備（原子炉隔離時冷却系）の系統図（2／2）（設計基準対象施設）

【第 4-5-1-2-2 図】

- ・主配管の配置を明示した図面

【「主蒸気系より格納容器内側隔離弁まで」，「格納容器内側隔離弁より外側隔離弁まで」及び「格納容器外側隔離弁より原子炉圧力容器頂部まで」は，昭和 54 年 11 月 2 日付け 54 資庁第 11618 号にて認可された工事計画書の添付図面 1-2 図「原子炉隔離時冷却系配管図」による。】

- ・主配管の配置を明示した図面

【「格納容器外側隔離弁よりタービンまで」，「タービンよりサプレッションチェンバまで（タービン排気管）」，「補給水系よりポンプまで（ポンプ吸込管）」，「サプレッションチェンバよりポンプ吸込管まで」，「ポンプより格納容器外側隔離弁まで」は，昭和 51 年 11 月

27 日付け建建発第 112 号にて認可された工事計画書の添付図面第 1-3 図「原子炉隔離時冷却系配管図（その 1）」及び第 1-4 図「原子炉隔離時冷却系配管図（その 2）」による。】

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ構造図

【「原子炉隔離時冷却系ポンプ」は、昭和 49 年 11 月 5 日付け 49 資庁第 18033 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-1-2 図「原子炉隔離時冷却系ポンプ組立外形図」及び第 2-1-3 図「原子炉隔離時冷却系ポンプ組立断面図」による。】

4.6 原子炉補機冷却設備

- ・原子炉冷却系統施設 原子炉補機冷却設備に係る機器の配置を明示した図面
【第 4-6-1 図】

4.6.1 原子炉補機冷却系

- ・原子炉冷却系統施設 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却系）の構造図 7-9V19A
【第 4-6-1-2-1 図】
- ・原子炉冷却系統施設 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却系）の構造図 7-9V19B
【第 4-6-1-2-2 図】

4.6.2 残留熱除去系海水系

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系海水系）（1/5）
【第 4-6-2-1-1 図】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系海水系）（2/5）
【第 4-6-2-1-2 図】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系海水系）（3/5）
【第 4-6-2-1-3 図】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系海水系）（4/5）
【第 4-6-2-1-4 図】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系海水系）（5/5）
【第 4-6-2-1-5 図】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（残留熱除去系海水系）の系統図（1/4）（設計基準対象施設）
【第 4-6-2-2-1 図】
- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（残留熱除去系海水系）の系統図（2/4）（設計基準対象施設）

【第 4-6-2-2-2 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（残留熱除去系海水系）の系統図（3/4）（設計基準対象施設）

【第 4-6-2-2-3 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（残留熱除去系海水系）の系統図（4/4）（設計基準対象施設）

【第 4-6-2-2-4 図】

- ・原子炉冷却系統施設 原子炉補機冷却設備（残留熱除去系海水系）の構造図 残留熱除去系海水ポンプ

【第 4-6-2-3 図】

- ・残留熱除去系海水系ストレーナ構造図

【「残留熱除去海水系ストレーナ」は、昭和 50 年 6 月 5 日付け 50 資庁第 4488 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-19 図「残留熱除去系海水系ストレーナ構造図」による。】

4.6.3 緊急用海水系

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（1／13）

【第 4-6-3-1-1 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（2／13）

【第 4-6-3-1-2 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（3／13）

【第 4-6-3-1-3 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（4／13）

【第 4-6-3-1-4 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（5／13）

【第 4-6-3-1-5 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（6／13）

【第 4-6-3-1-6 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（7／13）

【第 4-6-3-1-7 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（8／13）

【第 4-6-3-1-8 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（9／13）

【第 4-6-3-1-9 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（10／13）

【第 4-6-3-1-10 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（11／13）

【第 4-6-3-1-11 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（12／13）

【第 4-6-3-1-12 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急用海水系）（13／13）

【第 4-6-3-1-13 図】

- ・原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（緊急用海水系）の系統図（重大事故等対処設備）

【第 4-6-3-2 図】

- ・原子炉冷却系統施設 原子炉補機冷却設備（緊急用海水系）の構造図 緊急用海水ポンプ

【第 4-6-3-3-1 図】

5 計測制御系統施設

5.1 制御材駆動装置

5.1.1 制御棒駆動水压設備

- ・計測制御系統施設 制御棒駆動装置制御棒駆動水压設備（制御棒駆動水压系）に係る機器の配置を明示した図面

【第 5-1-1-1 図】

5.1.1.1 制御棒駆動水压系

- ・主配管の配置を明示した図面

【「補給水系より駆動水ポンプ吸込弁まで」,「駆動水ポンプ吸込弁より駆動水ポンプまで」,「駆動水ポンプより駆動水フィルターまで」,「駆動水フィルターよりポンプテストバイパスラインの分岐点まで」,「マスターコントロール内配管からマニホールド（駆動水配管）」,「マスターコントロール内配管からマニホールド（冷却水配管）」,「マニホールドから弁 C12-F105」,「弁 C12-F105 からマスターコントロール内配管」,「マスターコントロール内配管から弁 C12-F115」,「マニホールドから制御ユニット内挿入配管合流点」,「マニホールドから制御ユニット内引抜配管合流点」,「弁 C12-F115 から制御ユニット

内アキュムレータ充填水配管合流点」,「アキュムレータから制御ユニット内アキュムレータ充填水配管合流点」,「制御ユニット内アキュムレータ充填水配管合流点から制御ユニット内挿入配管合流点」,「制御ユニット内挿入配管合流点から挿入配管制御ユニット出口」,「挿入配管制御ユニット出口から制御棒駆動機構ハウジング」,「制御棒駆動機構ハウジングから引抜配管制御ユニット入口」,「引抜配管制御ユニット入口から制御ユニット内引抜配管合流点」,「制御ユニット内引抜配管合流点から弁 C12-F127」,「弁 C12-F127 から排水配管制御ユニット出口」及び「排水配管制御ユニット出口からスクラム排水容器」は,昭和 50 年 11 月 7 日付け資庁第 11107 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-12 図「制御棒駆動水圧系配管図 (ソノ二)」,第 3-13 図「制御棒駆動水圧系配管図 (ソノ三)」及び第 3-14 図「制御棒駆動水圧系配管図 (ソノ四)」並びに昭和 52 年 9 月 22 日付け資庁第 10471 号にて認可された工事計画書の添付図面第 1-3 図「制御棒駆動水圧系配管図 (ソノ一)」】

- ・計測制御系統施設のうち制御材駆動装置制御棒駆動水圧設備 (制御棒駆動水圧系) の系統図 (1/2) (設計基準対象施設)

【第 5-1-1-1-1-1 図】

- ・計測制御系統施設のうち制御材駆動装置制御棒駆動水圧設備 (制御棒駆動水圧系) の系統図 (2/2) (重大事故等対処設備)

【第 5-1-1-1-1-2 図】

- ・制御棒構造図

【「制御棒」は,平成 14 年 7 月 1 日付け平成 14・05・16 原第 6 号にて認可された工事計画書の添付図面第 4 図「制御棒の構造図 (ボロンカーバイド型)」による。】

- ・制御棒駆動機構構造図

【「制御棒駆動機構」は,昭和 60 年 12 月 5 日付け発管業発第 219 号にて届出した工事計画書の添付図面第 1 図「制御棒駆動水圧系制御棒駆動機構構造図」による。】

- ・水圧制御ユニットアキュムレータ構造図

【「水圧制御ユニットアキュムレータ」は,昭和 59 年 12 月 5 日付け 59 資庁第 13358 号にて認可された工事計画書の添付図面第 1 図「制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットアキュムレータ構造図」による。】

- ・水圧制御ユニット室素容器構造図

【「水圧制御ユニット室素容器」は,昭和 50 年 11 月 7 日付け 50 資庁第 11107 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-10 図「制御棒駆動水圧系室素容器構造図」による。】

5.2 ほう酸水注入設備

- ・計測制御系統施設 ほう酸水注入設備に係る機器の配置を明示した図面

【第 5-2-1 図】

5.2.1 ほう酸水注入系

- ・計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備に係る主配管の配置を明示した図面 (ほう酸水

注入系) (1/3)

【第 5-2-1-1-1 図】

- ・計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備に係る主配管の配置を明示した図面 (ほう酸水注入系) (2/3)

【第 5-2-1-1-2 図】

- ・計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備に係る主配管の配置を明示した図面 (ほう酸水注入系) (3/3)

【第 5-2-1-1-3 図】

- ・計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備 (ほう酸水注入系) の系統図 (1/2) (設計基準対象施設)

【第 5-2-1-2-1 図】

- ・計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備 (ほう酸水注入系) の系統図 (2/2) (重大事故等対処設備)

【第 5-2-1-2-2 図】

- ・ほう酸水注入ポンプ構造図

【「ほう酸水注入ポンプ」は、昭和 50 年 11 月 7 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-18 図「ほう酸水注入系ポンプ組立外形図」及び第 3-19 図「ほう酸水注入系ポンプ組立断面図」による。】

- ・ほう酸水貯蔵タンク構造図

【「ほう酸水貯蔵タンク」は、昭和 50 年 11 月 7 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-20 図「ほう酸水注入系ほう酸水貯蔵タンク構造図」による。】

- ・計測制御系統施設ほう酸水注入設備 (ほう酸水注入系) の構造図 C41-F029A, B

【第 5-2-1-3 図】

5.3 計測装置

- ・計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面

【「起動領域計装」及び「出力領域計装」は、平成 4 年 6 月 3 日付け発管業発第 58 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2 図「核計装検出器炉心内配置図」による。】

5.4 工学的安全施設等の起動信号

- ・工学的安全施設等の起動 (作動) 信号の起動 (作動) 回路の説明図 (1/3)

【第 5-4-1-1 図】

- ・工学的安全施設等の起動 (作動) 信号の起動 (作動) 回路の説明図 (2/3)

【第 5-4-1-2 図】

- ・工学的安全施設等の起動 (作動) 信号の起動 (作動) 回路の説明図 (3/3)

【第 5-4-1-3 図】

5.5 制御用空気設備

5.5.1 窒素供給系

- ・計測制御系統施設のうち制御用空気設備に係る主配管の配置を明示した図面（窒素供給系）
（1／6）

【第 5-5-1-1-1 図】

- ・計測制御系統施設のうち制御用空気設備に係る主配管の配置を明示した図面（窒素供給系）
（2／6）

【第 5-5-1-1-2 図】

- ・計測制御系統施設のうち制御用空気設備に係る主配管の配置を明示した図面（窒素供給系）
（3／6）

【第 5-5-1-1-3 図】

- ・計測制御系統施設のうち制御用空気設備に係る主配管の配置を明示した図面（窒素供給系）
（4／6）

【第 5-5-1-1-4 図】

- ・計測制御系統施設のうち制御用空気設備に係る主配管の配置を明示した図面（窒素供給系）
（5／6）

【第 5-5-1-1-5 図】

- ・計測制御系統施設のうち制御用空気設備に係る主配管の配置を明示した図面（窒素供給系）
（6／6）

【第 5-5-1-1-6 図】

5.5.2 非常用窒素供給系

- ・計測制御系統施設のうち制御用空気設備に係る主配管の配置を明示した図面（非常用窒素供給系）（1／2）

【第 5-5-2-1-1 図】

- ・計測制御系統施設のうち制御用空気設備に係る主配管の配置を明示した図面（非常用窒素供給系）（2／2）

【第 5-5-2-1-2 図】

- ・計測制御系統施設 制御用空気設備（非常用窒素供給系）の構造図 高圧窒素ポンベ（ポンベラック含む。）

【第 5-5-2-3-1 図】

- ・計測制御系統施設 制御用空気設備（非常用窒素供給系）の構造図 3-16V18A, B

【第 5-5-2-3-2 図】

6 放射性廃棄物の廃棄施設

6.1 気体、液体又は固体廃棄物処理設備

- ・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に係る排気筒の設置場所を明

示した図面

【第 6-1-1 図】

- ・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の構造図主排気筒，非常用ガス処理系排気筒

【第 6-1-2 図】

- ・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に係る基礎の状況を明示した図面（自立型のものに限る。）主排気筒

【第 6-1-3 図】

7 放射線管理施設

7.1 放射線管理用計測装置

- ・放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置の系統図

【第 7-1-1 図】

- ・放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（放射線管理用計測装置）（1／6）

【第 7-1-2-1 図】

- ・放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（放射線管理用計測装置）（2／6）

【第 7-1-2-2 図】

- ・放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（放射線管理用計測装置）（3／6）

【第 7-1-2-3 図】

- ・放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（放射線管理用計測装置）（4／6）

【第 7-1-2-4 図】

- ・放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（放射線管理用計測装置）（5／6）

【第 7-1-2-5 図】

- ・放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（放射線管理用計測装置）（6／6）

【第 7-1-2-6 図】

7.2 換気設備

- ・放射線管理施設 換気設備に係る機器の配置を明示した図面（1/4）

【第 7-2-1-1 図】

- ・放射線管理施設 換気設備に係る機器の配置を明示した図面（2/4）

【第 7-2-1-2 図】

- ・放射線管理施設 換気設備に係る機器の配置を明示した図面 (3/4)
【第 7-2-1-3 図】
- ・放射線管理施設 換気設備に係る機器の配置を明示した図面 (4/4)
【第 7-2-1-4 図】

7.2.1 中央制御室換気系

- ・放射線管理施設のうち換気設備に係る主配管の配置を明示した図面 (中央制御室換気系)
【第 7-2-1-1-1 図】
- ・放射線管理施設のうち換気設備 (中央制御室換気系) の系統図 (1/2) (設計基準対象施設)
【第 7-2-1-2-1 図】
- ・放射線管理施設のうち換気設備 (中央制御室換気系) の系統図 (2/2) (重大事故等対処設備)
【第 7-2-1-2-2 図】

7.2.2 中央制御室待避室

- ・放射線管理施設のうち換気設備に係る主配管の配置を明示した図面 (中央制御室待避室)
(1/3)
【第 7-2-2-1-1 図】
- ・放射線管理施設のうち換気設備に係る主配管の配置を明示した図面 (中央制御室待避室)
(2/3)
【第 7-2-2-1-2 図】
- ・放射線管理施設のうち換気設備に係る主配管の配置を明示した図面 (中央制御室待避室)
(3/3)
【第 7-2-2-1-3 図】
- ・放射線管理施設のうち換気設備 (中央制御室待避室) の系統図 (重大事故等対処設備)
【第 7-2-2-2 図】
- ・放射線管理施設 換気設備 (中央制御室待避室) の構造図 空気ポンペ
【第 7-2-2-3 図】

7.2.3 緊急時対策所換気系

- ・放射線管理施設のうち換気設備に係る主配管の配置を明示した図面 (緊急時対策所換気系)
(1/5)
【第 7-2-3-1-1 図】
- ・放射線管理施設のうち換気設備に係る主配管の配置を明示した図面 (緊急時対策所換気系)
(2/5)
【第 7-2-3-1-2 図】
- ・放射線管理施設のうち換気設備に係る主配管の配置を明示した図面 (緊急時対策所換気系)
(3/5)

【第 7-2-3-1-3 図】

- ・放射線管理施設のうち換気設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急時対策所換気系）（4／5）

【第 7-2-3-1-4 図】

- ・放射線管理施設のうち換気設備に係る主配管の配置を明示した図面（緊急時対策所換気系）（5／5）

【第 7-2-3-1-5 図】

- ・放射線管理施設のうち換気設備（緊急時対策所換気系）の系統図（1／4）（設計基準対象施設）

【第 7-2-3-2-1 図】

- ・放射線管理施設のうち換気設備（緊急時対策所換気系）の系統図（2／4）（重大事故等対処設備）

【第 7-2-3-2-2 図】

- ・放射線管理施設のうち換気設備（緊急時対策所換気系）の系統図（3／4）（設計基準対象施設）

【第 7-2-3-2-3 図】

- ・放射線管理施設のうち換気設備（緊急時対策所換気系）の系統図（4／4）（重大事故等対処設備）

【第 7-2-3-2-4 図】

- ・放射線管理施設 換気設備（緊急時対策所換気系）の構造図 緊急時対策所非常用送風機

【第 7-2-3-3-2 図】

- ・放射線管理施設 換気設備（緊急時対策所換気系）の構造図 緊急時対策所非常用フィルタ装置

【第 7-2-3-3-3 図】

7.2.4 第二弁操作室

- ・放射線管理施設のうち換気設備に係る主配管の配置を明示した図面（第二弁操作室）（1／3）

【第 7-2-4-1-1 図】

- ・放射線管理施設のうち換気設備に係る主配管の配置を明示した図面（第二弁操作室）（2／3）

【第 7-2-4-1-2 図】

- ・放射線管理施設のうち換気設備に係る主配管の配置を明示した図面（第二弁操作室）（3／3）

【第 7-2-4-1-3 図】

- ・放射線管理施設のうち換気設備（第二弁操作室）の系統図（重大事故等対処設備）

【第 7-2-4-2 図】

- ・放射線管理施設 換気設備（第二弁操作室）の構造図 空気ボンベ

【第 7-2-4-3 図】

8 原子炉格納施設

8.1 原子炉格納容器

- ・原子炉格納施設原子炉格納容器に係る機器の配置を明示した図面（格納容器本体）（1／2）
【第 8-1-1-1 図】
- ・原子炉格納施設原子炉格納容器に係る機器の配置を明示した図面（格納容器本体）（2／2）
【第 8-1-1-2 図】
- ・原子炉格納容器本体構造図
【「原子炉格納容器本体」は、昭和 51 年 5 月 12 日付け建建発第 30 号にて届出した工事計画書の添付図面第 1 図「原子炉格納容器全体図」による。】
- ・機器搬入用ハッチ構造図
【「イクイPMENTハッチ」は、昭和 49 年 8 月 8 日付け建建発第 63 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2-7 図「イクイPMENTハッチ構造図」による。】
- ・所員用エアロック構造図
【「パーソネルエアロック」は、昭和 47 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-6 図「パーソネルロック構造図」による。】
- ・サプレッション・チェンバアクセスハッチ構造図
【「サプレッションチェンバアクセスハッチ」は、昭和 51 年 5 月 12 日付け建建発第 30 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2 図「サプレッションチェンバアクセスハッチ構造図」による。】
- ・配管貫通部及び電気配線貫通部配置図
【「配管貫通部及び電気配線貫通部配置図」は、昭和 52 年 8 月 25 日付け建建発第 106 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-1 図「ドライウエルオヨビサプレッションチェンバ貫通部配置図」による】
- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図
【「X-52A,B」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-5 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図」による。】
- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図
【「X-2」,「X-6」及び「X-8」は、昭和 50 年 3 月 13 日付け 49 資庁第 20564 号にて認可された工事計画書の添付図面第 5-2 図「配管貫通部構造図（その 2）」及び昭和 52 年 9 月 22 日付け 49 資庁第 20564 号にて認可された工事計画書の添付図面第 9-5 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図」による。】
- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図
【「X-14」は、昭和 52 年 9 月 22 日付け 49 資庁第 20564 号にて認可された工事計画書の添付図面第 9-5 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図」及び昭和 62 年 2 月 26 日付け 62 資庁第 666 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2 図「原子炉格納容器貫通部 X-14 構造

図」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-17A,B」は、昭和49年6月17日付け建建発第28号にて届出した工事計画書の添付図面第2-25図「ドライウエル貫通部詳細図(10)」及び昭和50年3月13日付け49資庁第20564号にて認可された工事計画書の添付図面第5-2図「配管貫通部構造図(その2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-18A,B,C,D」は、昭和49年6月17日付け建建発第28号にて届出した工事計画書の添付図面第2-25図「ドライウエル貫通部詳細図(10)」及び昭和50年3月13日付け49資庁第20564号にて認可された工事計画書の添付図面第5-1図「配管貫通部構造図(その1)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-19A,B」,「X-20」及び「X-21」は、昭和50年3月13日付け49資庁第20564号にて認可された工事計画書の添付図面第5-2図「配管貫通部構造図(その2)」及び昭和52年9月22日付け49資庁第20564号にて認可された工事計画書の添付図面第2-2図「ドライウエル貫通部詳細図(1)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-22」は、昭和49年6月17日付け建建発第28号にて届出した工事計画書の添付図面第2-25図「ドライウエル貫通部詳細図(10)」及び昭和50年3月13日付け49資庁第20564号にて認可された工事計画書の添付図面第5-2図「配管貫通部構造図(その2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-12A」は、昭和50年3月13日付け49資庁第20564号にて認可された工事計画書の添付図面第5-2図「配管貫通部構造図(その2)」及び昭和52年9月22日付け49資庁第20564号にて認可された工事計画書の添付図面第2-2図「ドライウエル貫通部詳細図(1)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-12B,C」は、昭和49年6月17日付け建建発第28号にて届出した工事計画書の添付図面第2-25図「ドライウエル貫通部詳細図(10)」及び昭和50年3月13日付け49資庁第20564号にて認可された工事計画書の添付図面第5-2図「配管貫通部構造図(その2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-3」は、昭和52年9月22日付け49資庁第20564号にて認可された工事計画書の添付図面第2-2図「ドライウエル貫通部詳細図(1)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-4」は、昭和51年11月27日付け建建発第112号にて届出した工事計画書の添付図面第9-5図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-5」は、昭和48年4月9日付け47第12076号にて認可された工事計画書の添付図面第2-20図「ドライウエル貫通部詳細図(7/9)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-7」及び「X-11A,B」は、昭和52年9月22日付け49資庁第20564号にて認可された工

事計画書の添付図面第 2-2 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-43」及び「X-13」は、昭和 52 年 9 月 22 日付け 49 資庁第 20564 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-2 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」及び第 2-3 図「配管貫通部構造図 (その 3)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-23」及び「X-24」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-6 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図 (2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-25A,B」,「X-26」,「X-31」,「X-32」,「X-33」,「X-34」,「X-35」及び「X-36」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-5 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-46」は、昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 第 12076 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-20 図「ドライウエル貫通部詳細図 (7/9)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-47」,「X-48」及び「X-49」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-5 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-53」及び「X-55」は、昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-2 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」による。】

- ・原子炉格納施設 原子炉格納容器 (配管貫通部及び電気配線貫通部) の構造図 X-56

【第 8-1-2-1 図】

- ・原子炉格納施設 原子炉格納容器 (配管貫通部及び電気配線貫通部) の構造図 X-57

【第 8-1-2-2 図】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-58」は、昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-2 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」及び第 5-2 図「配管貫通部構造図 (その 3)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-59」,「X-60」,「X-62」及び「X-63」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-5 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-76」は、昭和 52 年 9 月 22 日付け 52 資庁第 10471 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-2 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」及び第 5-2 図「配管貫通部構造図 (その 3)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-77」及び「X-78」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画

書の添付図面第 9-6 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図 (2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-79」及び「X-80」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-5 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-81」は、昭和 49 年 7 月 22 日付け 49 資庁第 14001 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-5 図「ドライウエル貫通部詳細図 (3)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-9A, B, C, D」及び「X-10A, B, C, D」は、昭和 49 年 6 月 17 日付け建建発第 28 号にて届出した工事計画書の添付図面第 8 図「ドライウエル貫通部詳細図 (8)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-27A, B, C, D, E, F」は、昭和 49 年 7 月 22 日付け 49 資庁第 14001 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-5 図「ドライウエル貫通部詳細図 (3)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-29A, B」は、昭和 49 年 6 月 17 日付け建建発第 28 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2-16 図「ドライウエル貫通部詳細図 (3)」による。】

- ・原子炉格納施設 原子炉格納容器（配管貫通部及び電気配線貫通部）の構造図 X-29C

【第 8-1-2-3 図】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-29D」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-3 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」及び昭和 62 年 2 月 26 日付け 62 資庁第 666 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3 図「原子炉格納容器貫通部 X-29D 構造図」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-30」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-3 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」による。】

- ・原子炉格納施設 原子炉格納容器（配管貫通部及び電気配線貫通部）の構造図 X-37A

【第 8-1-2-4 図】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-37B」は、昭和 52 年 9 月 22 日付け 49 資庁第 20564 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-2 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-38」及び「X-39」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-3 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-40」は、昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-20 図「ドライウエル貫通部詳細図 (7/9)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-41A, B」は、昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画書の添付

図面第 2-16 図「ドライウエル貫通部詳細図 (3)」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-42」は、昭和 48 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-20 図「ドライウエル貫通部詳細図 (7/9)」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-44A, C, D」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-3 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-44B」及び「X-54A, B」は、昭和 49 年 6 月 17 日付け建建第 28 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2-26 図「ドライウエル貫通部詳細図 (11)」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-54C, D」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-3 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-64A, B, C, D」及び「X-65」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-6 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図 (2)」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-66A」は、昭和 49 年 6 月 17 日付け建建第 28 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2-26 図「ドライウエル貫通部詳細図 (11)」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-66B」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-3 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-67」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-5 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-68」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-6 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図 (2)」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-69A, B」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-3 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-70」及び「X-71A, B」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-6 図「サプレッションチェンバ貫通部詳細図 (2)」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-73」, 「X-74」及び「X-75」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-3 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」による。】

・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-100A,D」は、昭和49年6月17日付け建建発第28号にて届出した工事計画書の添付図面第2-19図「ドライウエル貫通部詳細図(6)」及び昭和51年1月28日付け50資庁第13182号にて認可された工事計画書の添付図面第3-2図「格納容器貫通部構造図(電線ケーブル用その2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-100B,C」は、昭和49年6月17日付け建建発第28号にて届出した工事計画書の添付図面第2-18図「ドライウエル貫通部詳細図(5)」及び昭和51年1月28日付け50資庁第13182号にて認可された工事計画書の添付図面第3-2図「格納容器貫通部構造図(電線ケーブル用その2)」による。】

- ・原子炉格納施設 原子炉格納容器(配管貫通部及び電気配線貫通部)の構造図 X-101A, B, C, D
【第8-1-2-5図】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-102A」は、昭和51年1月28日付け50資庁第13182号にて認可された工事計画書の添付図面第3-2図「格納容器貫通部構造図(電線ケーブル用その2)」及び昭和51年11月27日付け建建発第112号にて届出した工事計画書の添付図面第9-3図「ドライウエル貫通部詳細図(1)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-102B」は、昭和49年6月17日付け建建発第28号にて届出した工事計画書の添付図面第2-18図「ドライウエル貫通部詳細図(5)」及び昭和51年1月28日付け50資庁第13182号にて認可された工事計画書の添付図面第3-2図「格納容器貫通部構造図(電線ケーブル用その2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-103」は、昭和49年6月17日付け建建発第28号にて届出した工事計画書の添付図面第2-16図「ドライウエル貫通部詳細図(3)」及び昭和51年1月28日付け50資庁第13182号にて認可された工事計画書の添付図面第3-2図「格納容器貫通部構造図(電線ケーブル用その2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-104A」は、昭和49年6月17日付け建建発第28号にて届出した工事計画書の添付図面第2-19図「ドライウエル貫通部詳細図(6)」及び昭和51年1月28日付け50資庁第13182号にて認可された工事計画書の添付図面第3-2図「格納容器貫通部構造図(電線ケーブル用その2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-104B」及び「X-104C」は、昭和49年6月17日付け建建発第28号にて届出した工事計画書の添付図面第2-18図「ドライウエル貫通部詳細図(5)」及び昭和51年1月28日付け50資庁第13182号にて認可された工事計画書の添付図面第3-2図「格納容器貫通部構造図(電線ケーブル用その2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-104D」は、昭和49年6月17日付け建建発第28号にて届出した工事計画書の添付図面

第 2-16 図「ドライウエル貫通部詳細図 (3)」及び昭和 51 年 1 月 28 日付け 50 資庁第 13182 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-2 図「格納容器貫通部構造図 (電線ケーブル用 その 2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-105A」は、昭和 49 年 6 月 17 日付け建建発第 28 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2-16 図「ドライウエル貫通部詳細図 (3)」及び昭和 51 年 1 月 28 日付け 50 資庁第 13182 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-2 図「格納容器貫通部構造図 (電線ケーブル用 その 2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-105B」は、昭和 51 年 1 月 28 日付け 50 資庁第 13182 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-2 図「格納容器貫通部構造図 (電線ケーブル用 その 2)」及び昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-4 図「ドライウエル貫通部詳細図 (2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-105C」は、昭和 49 年 6 月 17 日付け建建発第 28 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2-16 図「ドライウエル貫通部詳細図 (3)」及び昭和 51 年 1 月 28 日付け 50 資庁第 13182 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-2 図「格納容器貫通部構造図 (電線ケーブル用 その 2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-105D」は、昭和 51 年 1 月 28 日付け 50 資庁第 13182 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-2 図「格納容器貫通部構造図 (電線ケーブル用 その 2)」及び昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-3 図「ドライウエル貫通部詳細図 (1)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-106A」は、昭和 51 年 1 月 28 日付け 50 資庁第 13182 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-2 図「格納容器貫通部構造図 (電線ケーブル用 その 2)」及び昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-4 図「ドライウエル貫通部詳細図 (2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-106B」は、昭和 49 年 6 月 17 日付け建建発第 28 号にて届出した工事計画書の添付図面第 2-19 図「ドライウエル貫通部詳細図 (6)」及び昭和 51 年 1 月 28 日付け 50 資庁第 13182 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-2 図「格納容器貫通部構造図 (電線ケーブル用 その 2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-107A」は、昭和 51 年 1 月 28 日付け 50 資庁第 13182 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-2 図「格納容器貫通部構造図 (電線ケーブル用 その 2)」及び昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-4 図「ドライウエル貫通部詳細図 (2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-107B」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-4 図「ドライウェル貫通部詳細図 (2)」及び昭和 61 年 3 月 5 日付け 61 資庁第 11 号にて認可された工事計画書の添付図面第 6 図「原子炉格納容器配管貫通部 X-107B 構造図」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-230」は、昭和 51 年 1 月 28 日付け 50 資庁第 13182 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-2 図「格納容器貫通部構造図 (電線ケーブル用 その 2)」及び昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-5 図「サブプレッションチェンバ貫通部詳細図」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-82」及び「X-83」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-6 図「サブプレッションチェンバ貫通部詳細図 (2)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-84A, B, C, D」, 「X-85A, B」及び「X-86A, B, C, D」は、昭和 49 年 7 月 22 日付け 49 資庁第 14001 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-5 図「ドライウェル構造図 (3)」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-87」, 「X-89」及び「X-90」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建第 112 号にて軽微変更届出した工事計画書の添付図面第 9-3 図「ドライウェル貫通部詳細図 (1)」による。】

- ・原子炉格納施設原子炉格納容器 (配管貫通部及び電気配線貫通部) の構造図 X-88

【第 8-1-2-6 図】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-200A, B」, 「X-201A, B」及び「X-202A, B」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-5 図「サブプレッションチェンバ貫通部詳細図」による。】

- ・配管貫通部及び電気配線貫通部構造図

【「X-203」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 9-4 図「ドライウェル貫通部詳細図 (2)」による。】

8.2 圧力低減設備その他の安全設備

8.2.1 真空破壊装置

- ・真空破壊弁構造図

【「真空破壊弁」は、昭和 48 年 10 月 22 日付け 48 公第 8316 号にて認可された工事計画書の添付図面第 3-5 図「真空破壊装置構造図」による。】

8.2.2 原子炉格納容器安全設備

8.2.2.1 格納容器スプレイヘッド

- ・主配管の配置を明示した図面

【「格納容器スプレイヘッド」は、昭和 47 年 4 月 9 日付け 47 公第 12076 号にて認可された工事計画書の添付図面第 2-8 図「格納容器スプレイヘッド構造図」による。】

8.2.2.2 格納容器スプレイ冷却系

- ・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（格納容器スプレイ冷却系）の系統図（1／2）（重大事故等対処設備）
【第 8-2-2-2-2-1 図】
- ・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（格納容器スプレイ冷却系）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）
【第 8-2-2-2-2-2 図】

8.2.2.4 代替格納容器スプレイ冷却系

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（代替格納容器スプレイ冷却系）（1／2）
【第 8-2-2-4-1-1 図】
- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（代替格納容器スプレイ冷却系）（2／2）
【第 8-2-2-4-1-2 図】
- ・原子炉格納施設のうち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（代替格納容器スプレイ冷却系）の系統図（1／4）（重大事故等対処設備）
【第 8-2-2-4-2-1 図】
- ・原子炉格納施設のうち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（代替格納容器スプレイ冷却系）の系統図（2／4）（重大事故等対処設備）
【第 8-2-2-4-2-2 図】
- ・原子炉格納施設のうち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（代替格納容器スプレイ冷却系）の系統図（3／4）（重大事故等対処設備）
【第 8-2-2-4-2-3 図】
- ・原子炉格納施設のうち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（代替格納容器スプレイ冷却系）の系統図（4／4）（重大事故等対処設備）
【第 8-2-2-4-2-4 図】

8.2.2.6 格納容器下部注水系

- ・原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備原子炉格納容器安全設備に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器下部注水系）（1／6）
【第 8-2-2-6-1-1-1 図】
- ・原子炉格納施設のうち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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器下部注水系）（2／6）
【第 8-2-2-6-1-1-2 図】
- ・原子炉格納施設のうち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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器下部注水系）（3／6）
【第 8-2-2-6-1-1-3 図】

- ・原子炉格納施設のうち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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器下部注水系）（4／6）
【第 8-2-2-6-1-1-4 図】
- ・原子炉格納施設のうち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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器下部注水系）（5／6）
【第 8-2-2-6-1-1-5 図】
- ・原子炉格納施設のうち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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器下部注水系）（6／6）
【第 8-2-2-6-1-1-6 図】
- ・原子炉格納施設のうち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（格納容器下部注水系）の系統図（1／2）（重大事故等対処設備）
【第 8-2-2-6-2-1 図】
- ・原子炉格納施設のうち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（格納容器下部注水系）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）
【第 8-2-2-6-2-2 図】

8. 2. 2. 11 原子炉建屋放水設備

- ・原子炉格納施設のうち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に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉建屋放水設備）
【第 8-2-2-11-1 図】
- ・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（原子炉建屋放水設備）の系統図（1／2）（設計基準対象施設）
【第 8-2-2-11-2-1 図】
- ・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（原子炉建屋放水設備）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）
【第 8-2-2-11-2-2 図】

8. 2. 2. 12 代替水源供給設備

- ・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（代替水源供給設備）の系統図（1／2）（設計基準対象施設）
【第 8-2-2-12-2-1 図】
- ・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（代替水源供給設備）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）
【第 8-2-2-12-2-2 図】

8. 2. 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. 2. 3. 1 原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス再循環系

- ・原子炉格納施設のうち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に係る機器の配置を明示した図面（1/2）

【第 8-2-3-1 図】

- ・原子炉格納施設のうち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に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス再循環系）（1/2）

【第 8-2-3-1-1-1 図】

- ・原子炉格納施設のうち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に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス再循環系）（2/2）

【第 8-2-3-1-1-2 図】

- ・原子炉格納施設のうち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（原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス再循環系）の系統図（1/2）

【第 8-2-3-1-2-1 図】

- ・原子炉格納施設のうち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（原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス再循環系）の系統図（2/2）（重大事故等対処設備）

【第 8-2-3-1-2-2 図】

- ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン構造図

【「非常用ガス再循環系フィルタトレイン」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 7-4 図「非常用ガス再循環系フィルタトレイン外形図」による。】

8.2.3.2 原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス処理系

- ・原子炉格納施設のうち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に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス処理系）（1/2）

【第 8-2-3-2-1-1 図】

- ・原子炉格納施設のうち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に係る主配管の配置を明示した図面（原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス処理系）（2/2）

【第 8-2-3-2-1-2 図】

- ・原子炉格納施設のうち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（原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス処理系）の系統図（1/2）

【第 8-2-3-2-2-1 図】

- ・原子炉格納施設のうち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（原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス処理系）の系統図（2/2）

【第 8-2-3-2-2-2 図】

- ・非常用ガス処理系フィルタトレイン構造図

【「非常用ガス処理系フィルタトレイン」は、昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 7-6 図「非常用ガス処理系フィルタトレイン外形図」による。】

8.2.3.3 原子炉格納容器調気設備

- ・原子炉格納施設 圧力低減設備その他の安全設備 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に係る機器の配置を明示した図面（水素濃度制御系）

【第 8-2-3-3-1 図】

- ・原子炉格納施設 圧力低減設備その他の安全設備 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（水素濃度制御系）の構造図 静的触媒式水素再結合器構造図

【第 8-2-3-3-2 図】

8.2.4 原子炉格納容器調気設備

8.2.4.1 不活性ガス系

- ・原子炉格納施設 圧力低減設備その他の安全設備 原子炉格納容器調気設備に係る機器の配置を明示した図面

【第 8-2-4-1 図】

- ・原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備原子炉格納容器調気設備（不活性ガス系）の系統図（1／2）（設計基準対象施設）

【第 8-2-4-1-2-1 図】

- ・原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備原子炉格納容器調気設備（不活性ガス系）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 8-2-4-1-2-2 図】

- ・主要弁構造図

【「2-26V-9」は、昭和 50 年 11 月 7 日付け 50 資庁第 11107 号にて認可された工事計画書の添付図面第 4-12 図「不活性ガス系隔離弁構造図（その 4）（格納容器出口側玉形弁）」による。】

8.2.5 圧力逃がし装置

8.2.5.1 格納容器圧力逃がし装置

- ・原子炉格納施設 圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置に係る機器の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）

【第 8-2-5-1 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（1／15）

【第 8-2-5-1-1 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（2／15）

【第 8-2-5-1-2 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（3／15）

【第 8-2-5-1-3 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（4／15）

【第 8-2-5-1-4 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（5／15）

【第 8-2-5-1-5 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（6／15）

【第 8-2-5-1-6 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（7／15）

【第 8-2-5-1-7 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（8／15）

【第 8-2-5-1-8 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（9／15）

【第 8-2-5-1-9 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（10／15）

【第 8-2-5-1-10 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（11／15）

【第 8-2-5-1-11 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（12／15）

【第 8-2-5-1-12 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（13／15）

【第 8-2-5-1-13 図】

- ・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に係る主配管の

配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（14／15）

【第 8-2-5-1-14 図】

- ・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に係る主配管の配置を明示した図面（格納容器圧力逃がし装置）（15／15）

【第 8-2-5-1-15 図】

- ・原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備圧力逃がし装置（不活性ガス系）の系統図（重大事故等対処設備）

【第 8-2-5-1-2-1 図】

- ・原子炉格納施設圧力低減設備 その他の安全設備圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）の構造図 格納容器圧力逃がし装置圧力開放板

【第 8-2-5-1-3-1 図】

- ・原子炉格納施設圧力低減設備 その他安全設備圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）の構造図 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置

【第 8-2-5-1-3-2 図】

8.2.5.2 代替水源供給設備

- ・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（代替水源供給設備）の系統図（1／2）（設計基準対象施設）

【第 8-2-5-2-2-1 図】

- ・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（代替水源供給設備）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 8-2-5-2-2-2 図】

9 その他発電用原子炉の附属施設

9.1 非常用電源設備

9.1.1 非常用発電装置

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（非常用発電装置）（1／8）

【第 9-1-1-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（非常用発電装置）（2／8）

【第 9-1-1-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（非常用発電装置）（3／8）

【第 9-1-1-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（非常用発電装置）（4／8）

【第 9-1-1-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（非常用発電装置）（5／8）

【第 9-1-1-5 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（非常用発電装置）（6／8）

【第 9-1-1-6 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（非常用発電装置）（7／8）

【第 9-1-1-7 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（非常用発電装置）（8／8）

【第 9-1-1-8 図】

9. 1. 1. 1 非常用ディーゼル発電装置

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）（1／9）

【第 9-1-1-1-1-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）（2／9）

【第 9-1-1-1-1-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）（3／9）

【第 9-1-1-1-1-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）（4／9）

【第 9-1-1-1-1-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）（5／9）

【第 9-1-1-1-1-5 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）（6／9）

【第 9-1-1-1-1-6 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）（7／9）

【第 9-1-1-1-1-7 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）（8／9）

【第 9-1-1-1-1-8 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）（9／9）

【第 9-1-1-1-1-9 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（燃料油系）（1／9）

【第 9-1-1-1-2-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（燃料油系）（2／9）

【第 9-1-1-1-2-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（燃料油系）（3／9）

【第 9-1-1-1-2-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（非常用ディーゼル発電装置）（燃料油系）（4／9）

【第 9-1-1-1-2-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の系統図（1／4）（設計基準対象施設）

【第 9-1-1-1-2-1-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の系統図（2／4）（重大事故等対処設備）

【第 9-1-1-1-2-1-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の系統図（3／4）（設計基準対象施設）

【第 9-1-1-1-2-1-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の系統図（4／4）（重大事故等対処設備）

【第 9-1-1-1-2-1-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）（燃料油系）の系統図（1／4）（設計基準対象施設）

【第 9-1-1-1-2-2-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）（燃料油系）の系統図（2／4）（重大事故等対処設備）

【第 9-1-1-1-2-2-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）（燃料油系）の系統図（3／4）（設計基準対象施設）

【第 9-1-1-1-2-2-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼ

ル発電装置）（燃料油系）の系統図（4／4）（重大事故等対処設備）

【第 9-1-1-1-2-2-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）の系統図（1／4）（設計基準対象施設）

【第 9-1-1-1-2-3-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）の系統図（2／4）（重大事故等対処設備）

【第 9-1-1-1-2-3-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）の系統図（3／4）（設計基準対象施設）

【第 9-1-1-1-2-3-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）（海水系）の系統図（4／4）（重大事故等対処設備）

【第 9-1-1-1-2-3-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の構造図 非常用ディーゼル発電機内燃機関

【第 9-1-1-1-3-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の構造図 非常用ディーゼル発電機調速装置

【第 9-1-1-1-3-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の構造図 非常用ディーゼル発電機非常調速装置

【第 9-1-1-1-3-3 図】

- ・非常用ディーゼル発電機 空気だめ構造図

【「非常用ディーゼル発電機 空気だめ」は、昭和 50 年 3 月 28 日付け 50 資庁第 1524 号にて認可された工事計画書の添付図面第 5-1-4 図「空気だめ本体図（2/2）（非常用ディーゼル発電装置用）」及び昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 10-3 図「空気だめ本体図（1/2）（非常用ディーゼル発電装置用）」による。】

- ・非常用ディーゼル発電機 空気だめの安全弁構造図

【「非常用ディーゼル発電機 空気だめの安全弁」は、昭和 50 年 3 月 28 日付け 50 資庁第 1524 号にて認可された工事計画書の添付図面第 5-1-5 図「空気だめの安全弁の構造図（非常用ディーゼル発電装置用）」による。】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の構造図 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク

【第 9-1-1-1-3-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の構造図 軽油貯蔵タンク

【第 9-1-1-1-3-6 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の構造図 非常用ディーゼル発電機

【第 9-1-1-1-3-7 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の構造図 非常用ディーゼル発電機励磁装置

【第 9-1-1-1-3-8 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の構造図 非常用ディーゼル発電機保護継電装置

【第 9-1-1-1-3-9 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（非常用ディーゼル発電装置）の構造図 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ

【第 9-1-1-1-3-10 図】

- ・非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ構造図

【「非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ」は、昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8313 号にて認可された工事計画書の添付図面第 4-2 図「非常用予備発電装置内燃機関冷却系ストレーナ構造図（その 1）（非常用ディーゼル発電機用）」による。】

9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（海水系）（1／6）

【第 9-1-1-2-1-1-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（海水系）（2／6）

【第 9-1-1-2-1-1-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（海水系）（3／6）

【第 9-1-1-2-1-1-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（海水系）（4／6）

【第 9-1-1-2-1-1-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（海水系）（5／6）

【第 9-1-1-2-1-1-5 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（海水系）（6／6）

【第 9-1-1-2-1-1-6 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配

置を明示した図面（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（燃料油系）（1／7）

【第 9-1-1-2-1-2-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（燃料油系）（2／7）

【第 9-1-1-2-1-2-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置に係る主配管の配置を明示した図面（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（燃料油系）（7／7）

【第 9-1-1-2-1-2-7 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）の系統図（1／2）（設計基準対象施設）

【第 9-1-1-2-2-1-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 9-1-1-2-2-1-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（燃料油系）の系統図（1／2）（設計基準対象施設）

【第 9-1-1-2-2-2-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（燃料油系）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 9-1-1-2-2-2-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（海水系）の系統図（1／2）（設計基準対象施設）

【第 9-1-1-2-2-3-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）（海水系）の系統図（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 9-1-1-2-2-3-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）の構造図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機内燃機関

【第 9-1-1-2-3-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）の構造図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機調速装置

【第 9-1-1-2-3-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置）の構造図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機非常調速装置

【第 9-1-1-2-3-3 図】

- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 空気だめ構造図

【「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 空気だめ」は、昭和 50 年 3 月 28 日付け 50 資庁第 1524 号にて認可された工事計画書の添付図面第 5-2-4 図「空気だめ本体図（2

／2) (高圧炉心スプレイ系用ディーゼル発電装置用)」及び昭和 51 年 11 月 27 日付け建
建発第 112 号にて届出した工事計画書の添付図面第 10-6 図「空気だめ本体図 (1／2)
(高圧炉心スプレイ系用ディーゼル発電装置用)」による。】

- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 空気だめの安全弁構造図

【「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 空気だめの安全弁」は, 昭和 50 年 3 月 28 日
付け 50 資庁第 1524 号にて認可された工事計画書の添付図面第 5-2-5 図「空気だめの
安全弁の構造図 (高圧炉心スプレイ系用ディーゼル発電装置用)」による。】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置 (高圧炉心スプレイ系
ディーゼル発電装置) の構造図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトン
ク

【第 9-1-1-2-3-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置 (高圧炉心スプレイ系
ディーゼル発電装置) の構造図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

【第 9-1-1-2-3-6 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置 (高圧炉心スプレイ系
ディーゼル発電装置) の構造図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機励磁装置

【第 9-1-1-2-3-7 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置 (高圧炉心スプレイ系
ディーゼル発電装置) の構造図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機保護継電装置

【第 9-1-1-2-3-8 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置 (高圧炉心スプレイ系
ディーゼル発電装置) の構造図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ

【第 9-1-1-2-3-9 図】

- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレーナ構造図

【「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレーナ」は, 昭和 50 年 10 月 6 日
付け 50 資庁第 8313 号にて認可された工事計画書の添付図面第 4-3 図「非常用予備発電
装置内燃機関冷却系ストレーナ構造図 (その 2) (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
用)」による。】

9.1.1.4 緊急時対策所用代替電源設備

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置 (緊急時対策所用代替
電源設備) の構造図 緊急時対策所用発電機内燃機関

【第 9-1-1-4-3-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置 (緊急時対策所用代替
電源設備) の構造図 緊急時対策所用発電機

【第 9-1-1-4-3-5 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置 (緊急時対策所用代替
電源設備) の構造図 緊急時対策所用発電機励磁装置

【第 9-1-1-4-3-6 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設非常用電源設備 非常用発電装置（緊急時対策所用代替電源設備）の構造図 緊急時対策所用発電機保護継電装置

【第 9-1-1-4-3-7 図】

9.1.1.5 可搬型代替交流電源設備

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（可搬型代替交流電源設備）の系統図 可搬型代替低圧電源車燃料油系（1／2）（設計基準対象施設）

【第 9-1-1-5-1-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（可搬型代替交流電源設備）の系統図 可搬型代替低圧電源車燃料油系（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 9-1-1-5-1-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（可搬型代替交流電源設備）の構造図 可搬型代替低圧電源車内燃機関

【第 9-1-1-5-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（可搬型代替交流電源設備）の構造図 可搬型代替低圧電源車燃料タンク

【第 9-1-1-5-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（可搬型代替交流電源設備）の構造図 可搬型代替低圧電源車

【第 9-1-1-5-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（可搬型代替交流電源設備）の構造図 可搬型代替低圧電源車保護継電装置

【第 9-1-1-5-5 図】

9.1.1.6 可搬型窒素供給装置用電源設備

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（可搬型窒素供給装置用電源設備）の系統図 可搬型窒素供給装置用電源車燃料油系（1／2）（設計基準対象施設）

【第 9-1-1-6-1-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備非常用発電装置（可搬型窒素供給装置用電源設備）の系統図 可搬型窒素供給装置用電源車燃料油系（2／2）（重大事故等対処設備）

【第 9-1-1-6-1-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（可搬型窒素供給装置用電源設備）の構造図 可搬型窒素供給装置用電源車内燃機関

【第 9-1-1-6-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置（可搬型窒素供給装置

用電源設備)の構造図 可搬型窒素供給装置用電源車燃料タンク

【第 9-1-1-6-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置(可搬型窒素供給装置用電源設備)の構造図 可搬型窒素供給装置用電源車

【第 9-1-1-6-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備非常用発電装置(可搬型窒素供給装置用電源設備)の構造図 可搬型窒素供給装置用電源車保護継電装置

【第 9-1-1-6-5 図】

9.1.2 その他の電源装置

- ・その他発電用原子炉の附属施設非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(その他の電源装置)(1/5)

【第 9-1-2-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(その他の電源装置)(2/5)

【第 9-1-2-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(その他の電源装置)(3/5)

【第 9-1-2-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(その他の電源装置)(4/5)

【第 9-1-2-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(その他の電源装置)(5/5)

【第 9-1-2-5 図】

9.1.2.1 その他の電源装置

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備その他の電源装置の構造図 125V 系蓄電池 A 系/B 系

【第 9-1-2-1-1 図】

- ・125V 系蓄電池 HPCS 系

【125V 系蓄電池 HPCS 系】は、平成 21 年 9 月 7 日付け発室発第 259 号にて届出した工事計画書の添付図面第 4 図「直流 125VHPCS 系蓄電池構造図」による。】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備その他の電源装置の構造図 緊急用 125V 系蓄電池

【第 9-1-2-1-2 図】

- ・中性子モニタ用蓄電池 A 系/B 系構造図

【中性子モニタ用蓄電池 A 系】は、平成 21 年 11 月 6 日付け発室発第 345 号にて届出し

た工事計画書の添付図面第 2 図「中性子モニタ用蓄電池 A 系構造図」による。】

【中性子モニタ用蓄電池 B 系】は、平成 23 年 3 月 8 日付け発室発第 473 号にて届出した工事計画書の添付図面第 3 図「中性子モニタ用蓄電池 B 系構造図」による。】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備その他の電源装置の構造図 可搬型整流器

【第 9-1-2-1-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備その他の電源装置の構造図 非常用無停電電源装置

【第 9-1-2-1-5 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備その他電源装置の構造図 緊急用無停電電源装置

【第 9-1-2-1-6 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備その他の電源装置の構造図 緊急時対策所用 125V 系蓄電池

【第 9-1-2-1-7 図】

9.2 常用電源設備

- ・その他発電用原子炉の附属施設 常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 (1/2)

【第 9-2-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 (2/2)

【第 9-2-2 図】

9.3 火災防護設備

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (1/90)

【第 9-3-1-2-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (2/90)

【第 9-3-1-2-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (3/90)

【第 9-3-1-2-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (4/90)

【第 9-3-1-2-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (5/90)

【第 9-3-1-2-5 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (6／90)
【第 9-3-1-2-6 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (7／90)
【第 9-3-1-2-7 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (8／90)
【第 9-3-1-2-8 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (9／90)
【第 9-3-1-2-9 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (10／90)
【第 9-3-1-2-10 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (11／90)
【第 9-3-1-2-11 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (12／90)
【第 9-3-1-2-12 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (13／90)
【第 9-3-1-2-13 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (14／90)
【第 9-3-1-2-14 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (15／90)
【第 9-3-1-2-15 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (16／90)
【第 9-3-1-2-16 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (17／90)
【第 9-3-1-2-17 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面 (18／90)

【第 9-3-1-2-18 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（19／90）

【第 9-3-1-2-19 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（20／90）

【第 9-3-1-2-20 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（21／90）

【第 9-3-1-2-21 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（22／90）

【第 9-3-1-2-22 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（23／90）

【第 9-3-1-2-23 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（24／90）

【第 9-3-1-2-24 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（25／90）

【第 9-3-1-2-25 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（26／90）

【第 9-3-1-2-26 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（27／90）

【第 9-3-1-2-27 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（28／90）

【第 9-3-1-2-28 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（29／90）

【第 9-3-1-2-29 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（30／90）

【第 9-3-1-2-30 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（31

／90)

【第 9-3-1-2-31 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（32／90）

【第 9-3-1-2-32 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（33／90）

【第 9-3-1-2-33 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（34／90）

【第 9-3-1-2-34 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（35／90）

【第 9-3-1-2-35 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（36／90）

【第 9-3-1-2-36 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（37／90）

【第 9-3-1-2-37 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（38／90）

【第 9-3-1-2-38 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（39／90）

【第 9-3-1-2-39 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（40／90）

【第 9-3-1-2-40 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（41／90）

【第 9-3-1-2-41 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（42／90）

【第 9-3-1-2-42 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（43／90）

【第 9-3-1-2-43 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（44／90）
【第 9-3-1-2-44 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（45／90）
【第 9-3-1-2-45 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（46／90）
【第 9-3-1-2-46 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（47／90）
【第 9-3-1-2-47 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（48／90）
【第 9-3-1-2-48 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（49／90）
【第 9-3-1-2-49 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（50／90）
【第 9-3-1-2-50 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（51／90）
【第 9-3-1-2-51 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（52／90）
【第 9-3-1-2-52 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（53／90）
【第 9-3-1-2-53 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（54／90）
【第 9-3-1-2-54 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（55／90）
【第 9-3-1-2-55 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（56／90）

【第 9-3-1-2-56 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（57／90）

【第 9-3-1-2-57 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（58／90）

【第 9-3-1-2-58 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（59／90）

【第 9-3-1-2-59 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（60／90）

【第 9-3-1-2-60 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（61／90）

【第 9-3-1-2-61 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（62／90）

【第 9-3-1-2-62 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（63／90）

【第 9-3-1-2-63 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（64／90）

【第 9-3-1-2-64 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（65／90）

【第 9-3-1-2-65 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（66／90）

【第 9-3-1-2-66 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（67／90）

【第 9-3-1-2-67 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（68／90）

【第 9-3-1-2-68 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（69

／90)

【第 9-3-1-2-69 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（70／90）

【第 9-3-1-2-70 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（71／90）

【第 9-3-1-2-71 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（72／90）

【第 9-3-1-2-72 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（73／90）

【第 9-3-1-2-73 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（74／90）

【第 9-3-1-2-74 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（75／90）

【第 9-3-1-2-75 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（76／90）

【第 9-3-1-2-76 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（77／90）

【第 9-3-1-2-77 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（78／90）

【第 9-3-1-2-78 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（79／90）

【第 9-3-1-2-79 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（80／90）

【第 9-3-1-2-80 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（81／90）

【第 9-3-1-2-81 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（82／90）
【第 9-3-1-2-82 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（83／90）
【第 9-3-1-2-83 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（84／90）
【第 9-3-1-2-84 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（85／90）
【第 9-3-1-2-85 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（86／90）
【第 9-3-1-2-86 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（87／90）
【第 9-3-1-2-87 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（88／90）
【第 9-3-1-2-88 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（89／90）
【第 9-3-1-2-89 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る主配管の配置を明示した図面（90／90）
【第 9-3-1-2-90 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（1／19）（設計基準対象施設）
【第 9-3-2-1 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（2／19）（設計基準対象施設）
【第 9-3-2-2 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（3／19）（設計基準対象施設）
【第 9-3-2-3 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（4／19）（設計基準対象施設）
【第 9-3-2-4 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（5／19）（設計基準対象施設）
【第 9-3-2-5 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（6／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-6 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（7／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-7 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（8／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-8 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（9／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-9 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（10／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-10 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（11／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-11 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（12／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-12 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（13／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-13 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（14／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-14 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（15／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-15 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（16／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-16 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（17／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-17 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（18／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-18 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備の系統図（19／19）（設計基準対象施設）

【第 9-3-2-19 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 電動機駆動消火ポンプ

【第 9-3-3-1-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 ディーゼル駆動消火ポンプ

【第 9-3-3-1-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図（1／3）

【第 9-3-3-3-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図（2／3）

【第 9-3-3-3-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図（3／3）

【第 9-3-3-3-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 ろ過水貯蔵タンク

【第 9-3-3-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 多目的タンク

【第 9-3-3-5 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (1/10)

【第 9-3-3-6-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (2/10)

【第 9-3-3-6-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (3/10)

【第 9-3-3-6-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (4/10)

【第 9-3-3-6-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (5/10)

【第 9-3-3-6-5 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (6/10)

【第 9-3-3-6-6 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (7/10)

【第 9-3-3-6-7 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (8/10)

【第 9-3-3-6-8 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (9/10)

【第 9-3-3-6-9 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備の構造図 火災区域構造物及び火災区画構造物 (10/10)

【第 9-3-3-6-10 図】

9.4 浸水防護施設

- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備に係る機器の配置を明示した図面 (1/2)

【第 9-4-1-1-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備に係る機器の配置を明示した図面 (2/2)
【第 9-4-1-1-2 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面 (貯留堰)
【第 9-4-1-3 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 防潮堤 (鋼製防護壁)
【第 9-4-2-1 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 防潮堤 (鉄筋コンクリート防潮壁)
【第 9-4-2-2 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 防潮堤 (鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁)
【第 9-4-2-3 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 (1/2) 防潮扉 1
【第 9-4-2-4-1 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 (2/2) 防潮扉 2
【第 9-4-2-4-2 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 放水路ゲート 1, 2, 3
【第 9-4-2-5 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 (1/2) 構内排水路逆流防止設備 1, 2, 3, 4, 7, 8, 9
【第 9-4-2-6-1 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 (2/2) 構内排水路逆流防止設備 5, 6
【第 9-4-2-6-2 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 (1/2) 取水路点検用開口部浸水防止蓋 1, 10
【第 9-4-2-7-1 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 (2/2) 取水路点検用開口部浸水防止蓋 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9
【第 9-4-2-7-2 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 S A用海水ピット開口部浸水防止蓋
【第 9-4-2-8 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋
【第 9-4-2-9 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋
【第 9-4-2-10 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋
【第 9-4-2-11 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋 1, 2, 3
【第 9-4-2-12 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁
【第 9-4-2-13 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 取水ピット空気抜き配管逆止弁 1, 2, 3
【第 9-4-2-14 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 緊急用海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁
【第 9-4-2-15 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁
【第 9-4-2-16 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 原子炉建屋原子炉棟水密扉
【第 9-4-2-21 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 原子炉建屋付属棟東側水密扉
【第 9-4-2-22 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 原子炉建屋付属棟西側水密扉
【第 9-4-2-23 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 原子炉建屋付属棟南側水密扉
【第 9-4-2-24 図】
- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 原子炉建屋付属棟北側水密扉 1

【第 9-4-2-25 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備の構造図 原子炉建屋付属棟北側水密扉 2

【第 9-4-2-26 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備の構造図 原子炉建屋残留熱除去系 A 系ポンプ室水密扉

【第 9-4-3-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備の構造図 原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室北側水密扉

【第 9-4-3-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備の構造図 原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室南側水密扉

【第 9-4-3-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備の構造図 原子炉建屋高压炉心スプレイポンプ室水密扉

【第 9-4-3-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備の構造図 海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋 1, 2, 3

【第 9-4-3-5 図】

9.5 補機駆動用燃料設備

- ・その他発電用原子炉の附属施設 補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面

【第 9-5-1-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備の系統図 (1/2) (設計基準対象施設)

【第 9-5-2-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設のうち補機駆動用燃料設備の系統図 (2/2) (重大事故等対処設備)

【第 9-5-2-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 補機駆動用燃料設備の構造図 可搬型設備用軽油タンク

【第 9-5-3-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 補機駆動用燃料設備の構造図 タンクローリ

【第 9-5-3-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 補機駆動用燃料設備の構造図 可搬型代替注水大型ポンプ車載燃料タンク

【第 9-5-3-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 補機駆動用燃料設備の構造図 可搬型代替注水中型ポンプ車載燃料タンク

【第 9-5-3-5 図】

9.6 非常用取水設備

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用取水設備に係る機器の配置を明示した図面

【第 9-6-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用取水設備の構造図 S A用海水ピット取水塔，海水引込み管，S A用海水ピット

【第 9-6-2-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用取水設備の構造図 取水構造物，貯留堰

【第 9-6-2-2-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用取水設備の構造図 貯留堰

【第 9-6-2-2-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 非常用取水設備の構造図 緊急用海水取水管，緊急用海水ポンプピット

【第 9-6-2-3 図】

9.7 緊急時対策所

- ・その他発電用原子炉の附属施設 緊急時対策所の配置を明示した図面（緊急時対策所建屋）

【第 9-7-1-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 緊急時対策所に係る機器の配置を明示した図面（1／5）（緊急時対策所建屋）

【第 9-7-1-2-1 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 緊急時対策所に係る機器の配置を明示した図面（2／5）（緊急時対策所建屋）

【第 9-7-1-2-2 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 緊急時対策所に係る機器の配置を明示した図面（3／5）（緊急時対策所建屋）

【第 9-7-1-2-3 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 緊急時対策所に係る機器の配置を明示した図面（4／5）（緊急時対策所建屋）

【第 9-7-1-2-4 図】

- ・その他発電用原子炉の附属施設 緊急時対策所に係る機器の配置を明示した図面（5／5）（緊急時対策所建屋）

【第 9-7-1-2-5 図】