発 室 発 第 9 9 号
平 成 3 0 年 1 0 月 5 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（平成29年11月24日付け発室発第175号，平成30年2月13日付け発室発第229号及び平成30年9月20日付け発室発第94号にて一部補正）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，
営業秘密又は防護上の観点
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（平成29年11月24日付け発室発第175号，平成30年2月13日付け発室発第229号及び平成30年9月20日付け発室発第94号にて一部補正）のうち，「Ⅰ　氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名」，「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，「3．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（平成29年11月24日付け発室発第175号，平成30年2月13日付け発室発第229号及び平成30年9月20日付け発室発第94号にて一部補正）において，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，記載の適正化を行うことから「Ⅰ　氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名」，「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　氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

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。

別紙1

補正を行う書類

Ⅰ　氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
Ⅱ　工事計画
Ⅲ　工事工程表
Ⅳ　変更の理由
Ⅴ　添付書類

Ⅰ　氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

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

発電用原子炉施設

１　発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地

名　称　　東海第二発電所

所在地　　茨城県那珂郡東海村大字白方１番の１

２　発電用原子炉施設の出力及び周波数

出　力　　1,100,000 kW

周波数　　50 Hz

【申請範囲】（変更の工事に該当するものに限る）

1.　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並びに監視試験片

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)　原子炉圧力容器内部構造物

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（原子炉圧力容器内部）

e.　高圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）

f.　低圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）

g.　差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部）

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

(2)　適用基準及び適用規格

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

2.　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

d.　チャンネル着脱機

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（タイプⅠ）

b.　使用済燃料乾式貯蔵容器（タイプⅡ）

c.　使用済燃料乾式貯蔵容器（タイプⅢ）

(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（ＳＡ）

d.　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ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

(2)　ポンプ

・常設

a.　燃料プール冷却浄化系ポンプ

(3)　容器

・常設

a.　フィルタ脱塩器逆洗水受タンク

(5)　スキマサージ槽

a.　スキマサージタンク

(6)　ろ過装置

・常設

a.　フィルタ脱塩器

(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

(1)　熱交換器

・常設

a.　代替燃料プール冷却系熱交換器

(2)　ポンプ

・常設

a.　代替燃料プール冷却系ポンプ

(5)　スキマサージ槽

a.　スキマサージタンク

(8)　主配管

・常設

4.4　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

(2)　適用基準及び適用規格

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

3　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

(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

(7)　主要弁

(8)　主配管

4.2　復水給水系

(7)　主要弁

(8)　主配管

4.3　復水脱塩系

(4)　ろ過装置

a.　復水脱塩系脱塩器

b.　復水脱塩系陽イオン樹脂再生塔

c.　復水脱塩系陰イオン樹脂再生塔

d.　復水脱塩系樹脂貯槽

(8)　主配管

4.4　給水加熱器ドレン系

(8)　主配管

4.5　抽気系

(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

(3)　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

(7)　主要弁

・常設

(8)　主配管

・常設

・可搬型

5.3　耐圧強化ベント系

(8)　主配管

・常設

5.4　代替水源供給設備

(3)　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

(8)　主配管

・可搬型

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　高圧代替注水系

(1)　ポンプ

・常設

a.　常設高圧代替注水系ポンプ

(4)　ろ過装置

・常設

a.　高圧炉心スプレイ系ストレーナ

(7)　主配管

・常設

6.7　低圧代替注水系

(1)　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

(3)　貯蔵槽

a.　代替淡水貯槽

b.　西側淡水貯水設備

(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

(1)　ポンプ

・常設

a.　代替循環冷却系ポンプ

(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

6.9　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

7.2　補給水系

(1)　ポンプ

a.　復水移送ポンプ

(2)　容器

a.　復水貯蔵タンク

(5)　主配管

8　原子炉補機冷却設備

8.1　原子炉補機冷却系

(2)　熱交換器

・常設

a.　原子炉補機冷却系熱交換器

(3)　ポンプ

・常設

a.　原子炉補機冷却系ポンプ

(5)　容器

・常設

a.サージタンク

(9)　主配管

・常設

8.2　補機冷却系海水系

(3)　ポンプ

・常設

a.　補機冷却系海水系ポンプ

(6)　ろ過装置

・常設

a.　補機冷却系海水ストレーナ

(9)　主配管

・常設

8.3　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

(9)　主配管

・常設

8.4　緊急用海水系

(3)　ポンプ

・常設

a.　緊急用海水ポンプ

(6)　ろ過装置

・常設

a.　緊急用海水系ストレーナ

(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

(1)　熱交換器

a.　再生熱交換器

b.　非再生熱交換器

(3)　ろ過装置

a.　原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器

(5)　主要弁

(6)　主配管

10　原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置

a.　格納容器床ドレン流量計（手続き対象外）

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

(2)　適用基準及び適用規格

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

1　蒸気タービン本体

(2)　車室，円板，隔板，噴口，翼，車軸及び管

a.　蒸気タービンの管

(4)　復水器

イ　主復水器

2　蒸気タービンの附属設備

(2)　熱交換器

a.　湿分分離器

2.1　抽気系

(4)　管等

イ　主配管

2.2　給水加熱器ドレン系

(4)　管等

イ　主配管

2.3　復水系

(4)　管等

イ　主配管

2.4　復水器空気抽出系

(4)　管等

イ　主配管

ロ　蒸気だめ，ドレンタンク

a.　湿分分離器ドレンタンク

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

(2)　適用基準及び適用規格

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

4　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

c.　スクラム水排出容器

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

・常設

a.　主蒸気流量

b.　原子炉圧力容器温度

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（常設ライン用）

e.　低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）

f.　低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）

g.　低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）

h.　代替循環冷却系原子炉注水流量

i.　代替循環冷却系ポンプ入口温度

j.　残留熱除去系熱交換器入口温度

k.　残留熱除去系熱交換器出口温度

l.　原子炉隔離時冷却系系統流量

m.　高圧炉心スプレイ系系統流量

n.　低圧炉心スプレイ系系統流量

o.　残留熱除去系系統流量

(3)　原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

・常設

a.　原子炉圧力

b.　原子炉圧力（ＳＡ）

c.　原子炉水位

d.　原子炉水位（広帯域）

e.　原子炉水位（燃料域）

f.　原子炉水位（ＳＡ広帯域）

g.　原子炉水位（ＳＡ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

a.　ドライウェル圧力

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（ＳＡ）

h.　格納容器内酸素濃度

i.　格納容器内酸素濃度（ＳＡ）

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

b.　西側淡水貯水設備水位

(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（常設ライン用）

b.　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）

c.　低圧代替注水系格納容器下部注水流量

d.　代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

(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

6　原子炉非常停止信号

・常設

a.　原子炉圧力高

b.　原子炉水位低

c.　ドライウェル圧力高

d.　中性子束高（手続き対象外）

e.　スクラム水排出容器水位高（手続き対象外）

f.　原子炉出力ペリオド短（手続き対象外）

g.　中性子束計装動作不能（手続き対象外）

h.　中性子束低（手続き対象外）

i.　主蒸気管放射能高

j.　主蒸気隔離弁閉（手続き対象外）

k.　主蒸気止め弁閉（手続き対象外）

l.　蒸気加減弁急速閉（手続き対象外）

m.　原子炉モード・スイッチ「停止」

n.　手動

o.　地震加速度大

7　工学的安全施設等の起動信号

7.1　主蒸気隔離弁

・常設

a.　原子炉水位異常低下（レベル２）

b.　主蒸気管圧力低

c.　主蒸気管放射能高

d.　主蒸気管トンネル温度高

e.　主蒸気管流量大

f.　復水器真空度低

7.2　その他の原子炉格納容器隔離弁

・常設

(1)

a.　ドライウェル圧力高

b.　原子炉水位低

(2)

a.　原子炉水位低

(3)

a.　原子炉水位異常低下（レベル２）

7.3　原子炉建屋ガス処理系

・常設

a.　原子炉建屋放射能高

b.　ドライウェル圧力高

c.　原子炉水位低

7.4　高圧炉心スプレイ系

・常設

a.　ドライウェル圧力高

b.　原子炉水位異常低下（レベル２）

7.5　低圧炉心スプレイ系

・常設

a.　ドライウェル圧力高

b.　原子炉水位異常低下（レベル１）

7.6　残留熱除去系

・常設

低圧注水系

a.　ドライウェル圧力高

b.　原子炉水位異常低下（レベル１）

格納容器スプレイ冷却系

a.　手動

7.7　自動減圧系

・常設

a.　原子炉水位異常低下（レベル１）とドライウェル圧力高の同時信号

7.8　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

・常設

a.　原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）

b.　原子炉水位異常低下（レベル２）

c.　手動スイッチ

7.9　ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

・常設

a.　原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）

b.　原子炉水位異常低下（レベル２）

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

7.10　過渡時自動減圧機能

・常設

a.　原子炉水位異常低下（レベル１）

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.　非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ

(5)　主配管

・常設

8.3　非常用逃がし安全弁駆動系

(2)　容器

・可搬型

a.　非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ

(5)　主配管

・常設

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

(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

(2)　適用基準及び適用規格

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

(1) 中央制御室機能

(2) 中央制御室外原子炉停止機能

5　放射性廃棄物の廃棄施設

1　気体，液体又は固体廃棄物貯蔵設備

1.3　固体廃棄物貯蔵系

(2)　容器

a.　使用済樹脂貯蔵タンク

b.　クラッドスラリタンク

c.　使用済粉末樹脂貯蔵タンク

2　気体，液体又は固体廃棄物処理設備

2.1　気体廃棄物処理系

(1)　熱交換器

a.　排ガス復水器

b.　排ガス前置除湿器

c.　再生ガス加熱器

(4)　容器

a.　排ガス再結合器

(8)　ろ過装置

a.　排ガス気水分離器

b.　排ガス前置フィルタ

c.　気水分離器

d.　排ガス後置除湿器

e.　排ガスメッシュフィルタ

f.　排ガス活性炭ベッド

g.　再生ガスメッシュフィルタ

h.　再生ガス気水分離器

i.　再生ガス油分離器

j.　排ガスフィルタ

(10)　主配管

a.　管

(a)　排ガス空気抽出器

(b)　排ガス消音器

(c)　再生ガス消音器

(d)　主配管

2.2　液体廃棄物処理系

2.2.1　機器ドレン処理系

(2)　ポンプ

a.　廃棄物処理棟機器ドレンサンプポンプ

b.　廃液フィルタ保持ポンプ（申請対象外）

c.　プリコートポンプ（申請対象外）

(4)　容器

a.　廃液収集タンク

b.　サージタンク

c.　凝集装置供給タンク

d.　凝縮水サンプルタンク

e.　廃棄物処理建屋機器ドレンサンプタンク

f.　電磁ろ過器供給タンク

g.　機器ドレン処理水タンク

h.　プリコートタンク

i.　格納容器機器ドレンサンプ

(8)　ろ過装置

a.　電磁ろ過器

b.　超ろ過器

c.　廃液フィルタ

(9)　主要弁

(10)　主配管

2.2.2　床ドレン処理系

(2)　ポンプ

a.　廃棄物処理棟床ドレンサンプポンプ

b.　床ドレンフィルタ保持ポンプ（申請対象外）

(4)　容器

a.　床ドレン収集タンク

b.　床ドレンサンプルタンク

(7)　貯蔵槽

a.　格納容器床ドレンサンプ

(8)　ろ過装置

a.　床ドレンフィルタ

(9)　主要弁

(10)　主配管

2.2.3　再生廃液処理系

(1)　熱交換器

a.　廃液濃縮器加熱器

(4)　容器

a.　廃液中和タンク

b.　廃棄物処理建屋高電導度ドレンサンプタンク

(8)　ろ過装置

a.　廃液濃縮器

(10)　主配管

2.3　固体廃棄物処理系

2.3.1　固体廃棄物処理系

(1)　熱交換器

a.　蒸気加熱器

b.　タンクベント冷却器

(2)　ポンプ

a.　廃液中和スラッジ受ポンプ（申請対象外）

b.　ミキサー洗浄ポンプ（申請対象外）

(4)　容器

a.　廃液フィルタ逆洗水受タンク

b.　床ドレンフィルタ逆洗水受タンク

c.　原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器逆洗水受タンク

d.　廃液スラッジ貯蔵タンク

e.　床ドレンスラッジ貯蔵タンク

f.　濃縮廃液貯蔵タンク

g.　使用済樹脂貯蔵タンク

h.　廃液中和スラッジ受タンク

i.　濃縮廃液計量タンク

j.　ミキサー洗浄タンクB

k.　バッチタンク

l.　スラッジ計量ホッパー

m.　チャージホッパー

n.　苛性溶液タンク

o.　セメントサイロ

p.　セメント計量ホッパー

(10)　主配管

(14)　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

a.　減容機

b.　遠心分離機

c.　スラッジコンベヤー

d.　アウトドラムミキサー

e.　セメントコンベヤー

f.　ドラムコンベヤー

g.　ミキサー洗浄タンクA

2.3.2　使用済樹脂移送系

(10)　主配管

2.3.3　濃縮廃液減容固化系

(10)　主配管

(14)　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

a.　減容固化系乾燥機

b.　減容固化系ミストセパレータ

2.3.4　雑固体廃棄物焼却設備

(4)　容器

a.　廃油タンク（東海，東海第二発電所共用）

(10)　主配管

2.3.5　雑固体減容処理設備

(10)　主配管

2.3.6　サイトバンカプール水浄化系

(8)　ろ過装置

a.　プール水脱塩器

(10)　主配管

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

3　堰その他の設備

(2)　原子炉格納容器本体外に設置される流体状の放射性廃棄物を内包する容器からの流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止するために施設する堰

a.　キャスク搬出入用出入口

b.　サイトバンカトラックエリア出入口

c.　廃棄物処理建屋機器搬出入用出入口

d.　雑固体ドラム搬出入用出入口

e.　ドラム搬入室出入口

f.　廃棄物処理建屋出入口

g.　焼却設備機器搬出入用出入口

h.　連絡配管路出入口（中廊下（二階））

i.　サイトバンカ非常用出入口

j.　連絡配管路出入口（廃棄物処理棟ハッチ室（二階））

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

(2)　適用基準及び適用規格

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

6　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.　排ガス放射線モニタ

b.　排ガス線形放射線モニタ

c.　主排気筒放射線モニタ

d.　原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ

e.　非常用ガス処理系排気筒放射線モニタ

f.　フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）

g.　フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）

h.　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，東海第二発電所共用）

(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，東海第二発電所共用）（手続き対象外）

2　換気設備

2.1　中央制御室換気系

(3)　主配管

・常設

(4)　送風機

・常設

a.　中央制御室換気系空気調和機ファン

(5)　排風機

・常設

a.　中央制御室換気系フィルタ系ファン

(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ボンベ

(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（東海，東海第二発電所共用）

(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（東海，東海第二発電所共用）

(6)　フィルター

・常設

a.　緊急時対策所非常用フィルタ装置（東海，東海第二発電所共用）

2.4　第二弁操作室

(1)　容器

・可搬型

a.　第二弁操作室空気ボンベ

(3)　主配管

・常設

3　生体遮蔽装置

a.　原子炉遮蔽

b.　二次遮蔽

c.　中央制御室遮蔽

d.　中央制御室遮蔽（待避室）

e.　緊急時対策所遮蔽

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

(2)　適用基準及び適用規格

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

7　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

(2)　ダイヤフラムフロア

a.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

ヌ　主配管

・常設

(6.4)　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

(6.5)　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

(6.6)　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

(6.7)　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

(6.8)　ペデスタル排水系

ヘ　貯蔵槽

a.　格納容器床ドレンサンプ

ヌ　主配管

・常設

(6.9)　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

(6.10)　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

(6.11)　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

ヨ　排風機

・常設

a.　非常用ガス処理系排風機

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)　主蒸気隔離弁漏えい抑制系

ヘ　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

(7.4)　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

(7.5) 窒素ガス代替注入系

ニ　圧縮機

・可搬型

a.　窒素供給装置

ル　主配管

・常設

・可搬型

(8)　原子炉格納容器調気設備

(8.1)　不活性ガス系

ニ　主要弁

・常設

ホ　主配管

(9)　圧力逃がし装置

(9.1)　格納容器圧力逃がし装置

イ　容器

・常設

a.フィルタ装置

ロ　主要弁

・常設

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

(2)　適用基準及び適用規格

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

8　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換方法

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

1.6　窒素供給装置用電源車

a.　窒素供給装置用電源車

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　機関並びに過給機

・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　燃料デイタ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タンク

(4)　燃料設備

イ　ポンプ

・常設

a.　非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ

ロ　容器

・常設

a.　軽油貯蔵タンク

ニ　主配管

・常設

(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

（直結）

(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　機関並びに過給機

・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　燃料デイタ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タンク

(4)　燃料設備

イ　ポンプ

・常設

a.　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ

ロ　容器

・常設

a.　軽油貯蔵タンク

ニ　主配管

・常設

(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

（直結）

(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

2.3　常設代替高圧電源装置

(2)　内燃機関

イ　機関並びに過給機

・常設

a.　常設代替高圧電源装置内燃機関

ロ　調速装置及び非常調速装置

a.　常設代替高圧電源装置調速装置

b.　常設代替高圧電源装置非常調速装置

ハ　内燃機関に附属する冷却水設備

・常設

a.　常設代替高圧電源装置冷却水ポンプ

ホ　燃料デイタンク又はサービスタンク

・常設

a.　常設代替高圧電源装置燃料油サービスタンク

(4)　燃料設備

イ　ポンプ

・常設

a.　常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ

ロ　容器

・常設

a.　軽油貯蔵タンク

ニ　主配管

・常設

(5)　発電機

イ　発電機

・常設

a.　常設代替高圧電源装置

ロ　励磁装置

・常設

a.　常設代替高圧電源装置励磁装置

ハ　保護継電装置

a.　常設代替高圧電源装置保護継電装置

ニ　原動機との連結方法

（直結）

2.4　緊急時対策所用発電機

(2)　内燃機関

イ　機関並びに過給機

・常設

a.　緊急時対策所用発電機内燃機関（東海，東海第二発電所共用）

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（東海，東海第二発電所共用）

b.　緊急時対策所用発電機非常調速装置（東海，東海第二発電所共用）

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（東海，東海第二発電所共用）

ホ　燃料デイタンク又はサービスタンク

・常設

a.　緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク（東海，東海第二発電所共用）

(4)　燃料設備

イ　ポンプ

・常設

a.　緊急時対策所用発電機給油ポンプ（東海，東海第二発電所共用）

ロ　容器

・常設

a.　緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（東海，東海第二発電所共用）

ニ　主配管

・常設

(5)　発電機

イ　発電機

・常設

a.　緊急時対策所用発電機（東海，東海第二発電所共用）

ロ　励磁装置

・常設

a.　緊急時対策所用発電機励磁装置（東海，東海第二発電所共用）

ハ　保護継電装置

a.　緊急時対策所用発電機保護継電装置（東海，東海第二発電所共用）

ニ　原動機との連結方法

（直結）

2.5　可搬型代替低圧電源車

(2)　内燃機関

イ　機関並びに過給機

・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　燃料デイタ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

a.　タンクローリ

ニ　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

ニ　原動機との連結方法

（直結）

2.6　窒素供給装置用電源車

(2)　内燃機関

イ　機関並びに過給機

・可搬型

a.　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.　窒素供給装置用電源車調速装置

b.　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.　窒素供給装置用電源車冷却水ポンプ

ホ　燃料デイタンク又はサービスタンク

・可搬型

a.　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

ニ　主配管

・可搬型

(5)　発電機

イ　発電機

・可搬型

a.　窒素供給装置用電源車

ロ　励磁装置

・可搬型

a.　窒素供給装置用電源車励磁装置

ハ　保護継電装置

a.　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

（直結）

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（東海，東海第二発電所共用）

・可搬型

a.　逃がし安全弁用可搬型蓄電池

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

(2)　適用基準及び適用規格

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.　主励磁機

b.　副励磁機

(3)　保護継電装置

a.　発電機（保護継電装置）

(4)　原動機との連結方法

（直結）

2　変圧器

(1)　変圧器

a.　主要変圧器

(2)　保護継電装置

a.　主要変圧器（保護継電装置）

3　遮断器

(1)　遮断器

a.　線路用275kV遮断器

(2)　保護継電装置

a.　線路用275kV遮断器（保護継電装置）

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

(2)　適用基準及び適用規格

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

(2)　適用基準及び適用規格

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.　原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟

b.　タービン建屋

c.　海水ポンプエリア

d.　廃棄物処理建屋

e.　固体廃棄物作業建屋

f.　固体廃棄物貯蔵庫

g.　使用済燃料乾式貯蔵建屋

h.　給水加熱器保管庫

i.　復水貯蔵タンクエリア

j.　排気筒モニタ室

k.　常設代替高圧電源装置置場

l.　軽油貯蔵タンクエリア

m.　緊急時対策所建屋

n.　常設低圧代替注水系ポンプ室，格納容器圧力逃がし装置格納槽，緊急用海水ポンプピット

o.　可搬型設備用軽油タンク

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（東海，東海第二発電所共用）

b.　構内消火用ポンプ（東海，東海第二発電所共用）

c.　ディーゼル駆動消火ポンプ（東海，東海第二発電所共用）

b.　ディーゼル駆動構内消火ポンプ（東海，東海第二発電所共用）

(2)　容器

・常設

a.　ろ過水貯蔵タンク（東海，東海第二発電所共用）

b.　多目的タンク（東海，東海第二発電所共用）

c.　原水タンク（東海，東海第二発電所共用）

d.　ハロンボンベ

e.　二酸化炭素ボンベ

(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

(2)　適用基準及び適用規格

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ド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
ae.　貯留堰

2　内郭浸水防護設備

(1)　防水区画構造物

a.　残留熱除去系A系ポンプ室水密扉
b.　原子炉隔離時冷却系室北側水密扉
c.　原子炉隔離時冷却系室南側水密扉
d.　高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉
e.　海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋1，2，3
f.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰B1-1
g.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰B1-2
h.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰B1-3
i.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰B1-4
j.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰1-1
k.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰1-2
l.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰1-3
m.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰2-1
n.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰2-2
o.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰3-1
p.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰3-2
q.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰4-1
r.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰5-1
s.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰5-2
t.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰6-1
u.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰6-2
v.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰6-3
w.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰6-4
x.　原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰6-5

y.　原子炉建屋付属棟溢水拡大防止堰
z.　原子炉建屋廃棄物処理棟管理区域外伝播防止堰1-1
aa.　原子炉建屋廃棄物処理棟管理区域外伝播防止堰1-2
ab.　タービン建屋管理区域外伝播防止堰1-1
ac.　タービン建屋管理区域外伝播防止堰1-2
ad.　タービン建屋管理区域外伝播防止堰1-3
ae.　タービン建屋管理区域外伝播防止堰1-4
af.　原子炉建屋原子炉棟止水板B2-1
ag.　原子炉建屋原子炉棟止水板B2-2
ah.　原子炉建屋原子炉棟止水板B2-3
ai.　原子炉建屋原子炉棟止水板B1-1
aj.　原子炉建屋原子炉棟止水板B1-2
ak.　原子炉建屋原子炉棟止水板B1-3
al.　原子炉建屋原子炉棟止水板2-1
am.　原子炉建屋原子炉棟止水板3-1
an.　原子炉建屋原子炉棟止水板3-2
ao.　原子炉建屋原子炉棟止水板3-3
ap.　原子炉建屋原子炉棟止水板3-4
aq.　原子炉建屋原子炉棟止水板3-5
ar.　原子炉建屋原子炉棟止水板3-6
as.　原子炉建屋原子炉棟止水板3-7
at.　原子炉建屋原子炉棟止水板4-1
au.　原子炉建屋原子炉棟止水板4-2
av.　原子炉建屋原子炉棟止水板4-3
aw.　原子炉建屋原子炉棟止水板4-4
ax.　原子炉建屋原子炉棟止水板4-5
ay.　原子炉建屋原子炉棟止水板5-1
az.　緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋
ba.　緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋
bb.　格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチA
bc.　格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチB
bd.　常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ
be.　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
bf.　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
bg.　原子炉建屋原子炉棟水密扉
bh.　原子炉建屋付属棟東側水密扉

bi.　原子炉建屋付属棟西側水密扉
bj.　原子炉建屋付属棟南側水密扉
bk.　原子炉建屋付属棟北側水密扉1
bl.　原子炉建屋付属棟北側水密扉2
bm.　キャスク搬出入用出入口
bn.　サイトバンカトラックエリア出入口
bo.　廃棄物処理建屋機器搬出入用出入口
bp.　雑固体ドラム搬出入用出入口
bq.　ドラム搬入室出入口
br.　廃棄物処理建屋出入口
bs.　焼却設備機器搬出入用出入口

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
(2)　適用基準及び適用規格

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
b.　ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク（東海，東海第二発電所共用）
・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
・常設

・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

(2)　適用基準及び適用規格

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

a.　貯留堰

b.　取水構造物

c.　ＳＡ用海水ピット取水塔

d.　海水引込み管

e.　ＳＡ用海水ピット

f.　緊急用海水取水管

g.　緊急用海水ポンプピット

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

(2)　適用基準及び適用規格

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　緊急対策所の主要設備リスト

（2）　適用基準及び適用規格

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型及び9×9型燃料集合体形状， チャンネルボックス （断面内寸法[redacted] mm×[redacted] mm， 板厚[redacted] mm， ジルカロイ－4製）*2付き）	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	[redacted]	
炉心等価直径	mm	[redacted]	

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。

NT2 補① Ⅱ R1

(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

<table>
<tr><th colspan="3"></th><th colspan="2">変　更　前</th><th>変　更　後</th></tr>
<tr><td colspan="2">種　　類</td><td>－</td><td colspan="2">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</td><td rowspan="9">変更なし</td></tr>
<tr><td rowspan="3">燃料集合体平均濃縮度又は富化度*1</td><td rowspan="3">取替燃料</td><td rowspan="3">wt%</td><td>取替燃料集合体
タイプ1
（高燃焼度8×8燃料）</td><td>約3.4</td></tr>
<tr><td>取替燃料集合体
タイプ2
（9×9燃料（A型））</td><td>約3.7</td></tr>
<tr><td>取替燃料集合体
タイプ3
（9×9燃料（B型））</td><td>約3.7</td></tr>
<tr><td rowspan="3">燃料集合体最高燃焼度*2</td><td rowspan="3">取替燃料</td><td rowspan="3">MWd/t</td><td>取替燃料集合体
タイプ1
（高燃焼度8×8燃料）</td><td>50000</td></tr>
<tr><td>取替燃料集合体
タイプ2
（9×9燃料（A型））</td><td>55000</td></tr>
<tr><td>取替燃料集合体
タイプ3
（9×9燃料（B型））</td><td>55000</td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="3">核燃料物質の最大装荷量*3</td><td rowspan="3">MTU*4</td><td>高燃焼度8×8燃料炉心</td><td>約131</td></tr>
<tr><td>9×9燃料（A型）炉心</td><td>約132</td></tr>
<tr><td>9×9燃料（B型）炉心</td><td>約131</td></tr>
</table>

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	炉心シュラウド*8
種　類		―	円筒形*2	変更なし
最高使用圧力	上部胴	MPa	[redacted] (差圧) *2	
	中間胴	MPa	[redacted] (差圧) *2	
	下部胴	MPa	[redacted] (差圧) *2	
最高使用温度		℃	302	
主要寸法	胴高さ*3	mm	[redacted]	
	中間胴高さ（中間部リングを含む）	mm	[redacted]	
	下部胴高さ（下部リングを含む）	mm	[redacted]	
	上部胴内径	mm	[redacted]	
	中間胴内径	mm	[redacted]	
	下部胴内径	mm	[redacted]	
	上部胴板厚さ*6	mm	[redacted]	
	中間胴板厚さ*6	mm	[redacted]	
	下部胴板厚さ*6	mm	[redacted]	
	上部リング厚さ	mm	[redacted]	
	中間部リング厚さ	mm	[redacted]	
	下部リング厚さ	mm	[redacted]	
	上部リング高さ	mm	[redacted]	
	中間部リング高さ	mm	[redacted]	
	下部リング高さ	mm	[redacted]	
材料	上部胴*1	―	SUS304L 相当 [redacted]	
	中間胴*1	―	SUS304L 相当 [redacted]	
	下部胴*1	―	SUS304L 相当 [redacted]	
	上部リング	―	SUS304L 相当 [redacted]	
	中間部リング	―	SUS304L 相当 [redacted]	
	下部リング	―	SUS304L 相当 [redacted]	
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図面「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。

＊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。

＊8：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，低圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，低圧注水系，ほう酸水注入系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，代替循環冷却系），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）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（ほう酸水注入系，代替循環冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用する。

			変　更　前	変更後
名　　称			シュラウドサポート	シュラウドサポート*12
種　　類		－	脚支持円筒形*1	変更なし
最高使用圧力		MPa	[redacted](差圧) *2, *3	
最高使用温度		℃	302*3	
主要寸法	シリンダ外径	mm	[redacted]	
	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 [redacted]	
	シュラウドサポートレグ*10	－	NCF600 相当*9 [redacted]	
	シュラウドサポートプレート*11	－	NCF600 相当*9 [redacted]	
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：ＳＩ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号にて届け出し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「3340.1」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図面「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。記載内容は，平成4年9月8日付け発管業発第145号にて届け出し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。

＊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。

＊12：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，低圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時

冷却系，低圧注水系，ほう酸水注入系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，代替循環冷却系），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）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（ほう酸水注入系，代替循環冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用する。

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	上部格子板*6
種　類		－	格子形*1	変更なし
最高使用圧力		MPa	[redacted]（差圧）*1	
最高使用温度		℃	302*2	
主要寸法	外径	mm	[redacted]	
	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*5	－	SUS304 相当 [redacted]	
	グリッドプレート*5	－	SUS304 相当 [redacted]	
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。

＊5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「材料」と記載。

＊6：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，低圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，低圧注水系，ほう酸水注入系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，代替循環冷却系），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）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（ほう酸水注入系，代替循環冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用する。

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	炉心支持板*8
種　類		－	円板形*1	変更なし
最高使用圧力		MPa	[redacted]（差圧）*1	
最高使用温度		℃	302*2	
主要寸法	外径	mm	[redacted]	
	高さ	mm		
	リム胴板厚さ	mm		
	支持板厚さ*6	mm		
材料	リム胴板*7	－	SUS304 相当 [redacted]	
	支持板*7	－	SUS304 相当 [redacted]	
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図面「第2-7図　炉心支持板構造図」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図面「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。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「材料」と記載。

＊8：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，低圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，低圧注水系，ほう酸水注入系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，代替循環冷却系），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）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（ほう酸水注入系，代替循環冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用する。

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	中央燃料支持金具*6
種　　類		－	4 体支持形*2	変更なし
最高使用圧力		MPa	[redacted]（差圧）*3	
最高使用温度		℃	302*4	
主要寸法	外　　径	mm	[redacted]	
	高　　さ	mm		
	厚　　さ	mm		
材　　料		－	SCS13 相当 [redacted]	
個　　数		－	185	

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：既工事計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。

＊5：公称値を示す。

＊6：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，低圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，低圧注水系，ほう酸水注入系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，代替循環冷却系），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）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（ほう酸水注入系，代替循環冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用する。

			変　更　前	変　更　後
名　　称			周辺燃料支持金具*1	周辺燃料支持金具*7
種　　類		－	1体支持形*2	変更なし
最高使用圧力		MPa	[redacted](差圧) *3	
最高使用温度		℃	302*4	
主要寸法	外　　径	mm	[redacted]	
	高　　さ	mm		
	厚　　さ	mm		
材　　料		－	SUS304TP 相当 [redacted] *6	
個　　数		－	24	

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：既工事計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。

＊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，中央燃料支持金具の「SCS13相当[redacted]と記載。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，低圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，低圧注水系，ほう酸水注入系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，代替循環冷却系），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）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（ほう酸水注入系，代替循環冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用する。

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	制御棒案内管*5
種　類		―	円筒形*1	変更なし
最高使用圧力		MPa	[redacted](差圧) *1	
最高使用温度		℃	302*2	
主要寸法	外径	mm	[redacted]	
	長さ	mm		
	厚さ	mm		
材料	ボディ	―	SUS304TP 相当 [redacted]	
	ベース	―	SCS13A 相当*1 [redacted]	
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：既工事計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-2-7　制御棒案内管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，[redacted] と記載。

＊5：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，低圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，低圧注水系，ほう酸水注入系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，代替循環冷却系），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）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（ほう酸水注入系，代替循環冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用する。

4　原子炉圧力容器に係る次の事項

(1)　原子炉圧力容器本体の名称，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					原子炉圧力容器	原子炉圧力容器*44
種類				－	上下半球・たて置円筒形	変更なし
最高使用圧力				MPa	8.62	
最高使用温度				℃	302	
主要寸法	胴内径			mm	[redacted] (母材内径)	
	高さ			mm	[redacted]	
	上部鏡板内半径			mm	[redacted]	
	下部鏡板内半径			mm	[redacted](母材内径)	
	厚さ*5	胴板*6		mm	[redacted]	
		上部鏡板		mm	[redacted]	
		下部鏡板		mm	貫通孔のない部分： [redacted] 貫通孔のある部分： [redacted]	
	管台・セーフエンド	再循環水出口ノズル（Ｎ１）*8	管台内径	mm	[redacted]	
			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（Ｎ２）*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（Ｎ３）*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（Ｎ４）*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		

（続き）

					変更前	変更後
主要寸法	管台・セーフエンド	炉心スプレイノズル（N5）*18	管台内径	mm		変更なし
			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		
		上鏡スプレイノズル（N6）*20	管台内径*10	mm		
			管台厚さ*11	mm		
		ベントノズル（N7）*21	管台内径*10	mm		
			管台厚さ*11	mm		
		ジェットポンプ計測管貫通部ノズル（N8）*22	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		
		制御棒駆動水戻りノズル（N9）*24	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		
			閉止キャップ内径	mm		
			閉止キャップ厚さ	mm		
		差圧検出・ほう酸水注入管ノズル（N10）*26	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		
		計装ノズル（N11，N16）*27	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		
		計装ノズル（N12）*29	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		

（続き）

					変　更　前	変更後
主要寸法	管台・セーフエンド	ドレンノズル（N15）*31	管台内径	mm	[redacted]	変更なし
			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		
			呼び径　埋込み側	mm		
			本数	－		
	内張り厚さ		円筒部*36	mm		
			下部鏡板部*37	mm		
材料	胴板			－	SQV2A 相当*7 [redacted]	
	上部鏡板			－	SQV2A 相当*7 [redacted]	
	下部鏡板			－	SQV2A 相当*7 [redacted]	
	鏡板フランジ			－	SFVQ2A 相当*7 [redacted]	
	胴板フランジ			－	SFVQ2A 相当*7 [redacted]	
	管台*38			－	SFVQ2A 相当*7 [redacted] NCF600 相当*7 [redacted] SFVC2B 相当*7 [redacted]	
	セーフエンド*39			－	SFVC2B 相当*7 [redacted] SUSF304 相当*7 [redacted]	

（続き）

				変　更　前	変更後
材料	スタッドボルト，ナット		－	SNB24-3 相当*7 [redacted] SNB24-4 相当*7 [redacted]	変更なし
	内張り材	円筒部	－	ステンレス鋼*40	
		下部鏡板部	－	高ニッケル合金*45	
個数			－	1	
監視試験片		種類	－	[redacted]	
		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圧力容器内のりの値である[redacted]と記載。記載内容は，設計図書による。

＊3：原子炉圧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圧力容器内のりの値である[redacted]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 号にて届け出し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ンク部の寸法である「146」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：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。

＊38：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ノズル」と記載。

＊39：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。

＊40：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SFA5.9 ER309，SFA5.9 ER308L」と記載。

＊41：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。

＊42：記載の適正化を行う。既工事計画書には「引張試験片 [redacted]，衝撃試験片 [redacted]」と記載。

＊43：記載の適正化を行う。既工事計画書には [redacted] と記載。

＊44：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，低圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，低圧注水系，ほう酸水注入系，高圧代替注水系，低圧代替注水系，代替循環冷却系），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）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（ほう酸水注入系，代替循環冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用する。

＊45：記載の適正化を行う。既工事計画書には [redacted] と記載。

(2)　原子炉圧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			原子炉圧力容器スカート	変更なし
種類		－	円筒形*1	
最高使用温度		℃	302	
主要寸法	内径	mm	[redacted]	
	厚さ*4	mm		
	高さ*5	mm		
材料		－	SQV2A 相当*7 [redacted]	
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図面「第 2-3 図　原子炉圧力容器部分図（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「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圧力容器スカートの取付部を含む値である [redacted] 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			原子炉圧力容器の 基礎ボルト	変更なし
種　　類		－	埋込型*1	
最　高　使　用　温　度		℃	171*1	
主要寸法	呼　び　径	－	[redacted]	
	全　　長	mm		
材　　料		－	SNCM8	
個　　数		－	[redacted]	

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)　原子炉圧力容器付属構造物に係る次の事項

イ　原子炉圧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（原子炉圧力容器～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	－	[redacted]	
	ブラケット厚さ	mm		
	ブラケット高さ	mm		
材料	ヨーク	－	SM41A，SF45	
	ロッド*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[redacted]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。

＊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。

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	
主要寸法	管外径	mm	355.6*1	
	管厚さ*2	mm	[redacted]	
	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	－	STKS1B	
	ガセットプレート	－	SM41B*4	
	内側メイルシアラグ	－	SGV480 相当 [redacted]	
個　数		－	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「肉厚」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，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，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		変更なし
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	[redacted]	[redacted]	
	外径（貫通部）	mm			
	厚さ	mm			
材料		－	SUS304TB 相当 [redacted] SUS304 相当 [redacted]	SUS316TP SUSF316	
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 [redacted] 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	[redacted]	
	外径（貫通部）	mm		
	厚さ*6	mm		
材料		－	SUS304TP 相当 [redacted] SUS304 相当 [redacted]	
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：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「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 [redacted] 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	
主要寸法	サポートビーム幅	mm	[redacted]	
	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*5	－	SM41B	
	吊り棒	－	S30CH	
	グリッドプレート	－	[redacted]	
	サポートバー	－	SM50B*2，STS49*4	
	レストレントビーム*5	－	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：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「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	[redacted]	
	外径	mm	[redacted]	
	厚さ	mm	[redacted](8.35*5，*6)	
材料		－	SUS304L 相当[redacted]	
個数		－	2*8	

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：ＳＩ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，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図面「第2-5図　ジェットポンプ計測配管貫通部シール構造図」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。

＊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図面「第3-1図　原子炉圧力容器全体図」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	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）*7
種　　類		－	管形*2	変更なし
最高使用圧力		MPa	8.62*3，*4	
最高使用温度		℃	302*3	
主要寸法	外　　径*5	mm	[redacted]	
	厚　　さ	mm		
材　　料		－	SUS304LTP 相当 [redacted]（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 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：ＳＩ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「管外径」と記載。

＊6：公称値を示す。

＊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（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。

(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*4	変更なし
種　　類		－	平行波板形*1	
主 要 寸 法	高　　さ	mm	[redacted]	
材　　料		－	SUS304 相当 [redacted]	
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 [redacted] mm，巾×長さ [redacted] mm× [redacted] mm（最大エレメント）」と記載。

＊4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「蒸気乾燥器」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	[redacted]	
	高　　さ	mm		
	サポートリング厚さ	mm		
材　　料		－	SUS304 相当 [redacted] 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図面「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	[redacted]	
	厚　さ	mm		
材　料		－	SUS304TP 相当 [redacted]	
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図面「第2-13図　気水分離器構造図」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。

			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	[redacted]	
	厚　　さ	mm		
材　　料		－	SUS304TP 相当 [redacted]	
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	[redacted]	
	高さ	mm		
	鏡板内半径*4	mm		
	鏡板厚さ*5	mm		
	フランジ厚さ*7	mm		
材　　料		－	SUS304 相当 [redacted]	
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号にて届け出した工事計画の添付図面「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	ジェットポンプ*4
種　類		－	流体噴射駆動式	変更なし
主要寸法	ノズル内径	mm	[redacted]	
	混合室内径	mm		
	混合室全長	mm		
	ディフューザ全長	mm		
	ライザ外径	mm		
	ライザ厚さ	mm		
	ディフューザ外径	mm		
	ディフューザ厚さ	mm		
材　料		－	SCS13 相当 [redacted] SUS304 相当 [redacted] SUS304TP 相当 [redacted]	
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：既工事計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。

＊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）と兼用する。

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	[redacted]	
	ヘッダ厚さ*5	mm		
	ティー外径	mm		
	ティー厚さ	mm		
材料	ヘッダ	―	SUS304TP 相当 [redacted]	
	ティー	―	SUSF304 相当 [redacted]	
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	高圧炉心スプレイスパージャ*8	低圧炉心スプレイスパージャ*9
種　　類		－	ヘッダ形*2		変更なし	
主要寸法	ヘッダ外径*3	mm	[redacted]			
	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 [redacted]			
	パイプ	－	SUS304LTP 相当 [redacted]			
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及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，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。

＊8：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）と兼用する。

＊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（低圧炉心スプレイ系，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の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）と兼用する。

			変　更　前	変　更　後
名　　称			残留熱除去系配管 （原子炉圧力容器内部）*1	残留熱除去系配管 （原子炉圧力容器内部）*5
種　　類		－	管形（伸縮継手）*2	変更なし
主要寸法	スリーブ外径	mm	[redacted]	
	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 [redacted]	
	ベローズ	－	SUS304	
	フランジネック	－	SUSF304 相当 [redacted]	
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（圧力容器内部）」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。

＊5：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，低圧代替注水系，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の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系，低圧代替注水系）と兼用する。

			変　更　前		変更後	
名　　称			高圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）*1	低圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）*1	高圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）*8	低圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）*9
種　　類		－	管形*2		変更なし	
主要寸法	配管外径*3	mm	[redacted]			
	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 [redacted]			
	ヘ　ッ　ダ	－	SUS304LTP 相当 [redacted]			
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圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）及び低圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）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。

＊8：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）と兼用する。

＊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（低圧炉心スプレイ系，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の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）と兼用する。

			変　更　前	変　更　後
名　　称			差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部）*1	差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部）*8
種　　類		－	管形*2	変更なし
主要寸法	ほう酸水注入管上部*3 外　　径*4	mm	[redacted]	
	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 [redacted]	
	差　圧　検　出　管	－	SUS304TP 相当 [redacted]	
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。

＊8：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），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。

ヘ　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	[redacted]	[redacted]	
	外　　径	mm	[redacted]		
	厚　　さ	mm	[redacted]		
材　　料		－	SUS304TP 相当 [redacted]		
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図面「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，5.7　内燃機関，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，5.7　内燃機関，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，減速材及び反射材並びに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，核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇，熱応力等の荷重に耐える設計とする。また，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。 炉心部は燃料体，制御棒及び支持構造物からなり，上下端が半球状の円筒形鋼製圧力容器に収容される。原子炉圧力容器の外側には，遮蔽壁を設置する。 燃料体（燃料要素を除く。），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。 なお，熱遮蔽材は設けない設計とする。	第２章　個別項目 1.　炉心等 変更なし
2.　原子炉圧力容器 2.1　原子炉圧力容器本体 原子炉圧力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　3.　原子炉冷却材の循環設備　3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ」に	2.　原子炉圧力容器 変更なし

変　更　前	変　更　後
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，主蒸気ノズル，給水ノズル等を取り付ける設計とする。 原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の流路は，再循環系ポンプにより，再循環水入口ノズルから原子炉圧力容器内に導かれ，ジェットポンプによりチャンネル・ボックスが形成した原子炉冷却材の流路を炉心の下方から上方向に流れ，主蒸気ノズルから出る設計とする。 原子炉圧力容器の支持方法は，原子炉圧力容器スカートで下端を固定し，原子炉圧力容器スタビライザによって水平方向に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 ℃以下に設定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靭性の確認試験方法」（ＪＥＡＣ４２０６）に基づき，適切な破壊じん性を有する設計とする。 チャンネル・ボックスは，制御棒をガイドし，燃料集合体を保護する設計とする。 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じん性の変化を確認できる個数の監視試験片を原子炉圧力容器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」（ＪＥＡＣ４２０１）により，取り出し及び監視試験を実施する。	
3.　流体振動等による損傷の防止 燃料体，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器は，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。	3.　流体振動等による損傷の防止 変更なし
4.　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。	4.　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）

設備区分	系統名	機器区分		変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 * 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 * 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 * 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 * 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 * 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 * 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 * 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 * 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，燃料集合体数，炉心有効高さ及び炉心等価直径	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	S	－	－		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			－	－
				シュラウドサポート	S	炉心支持構造物	－		変更なし			－	－
			上部格子板	上部格子板	S	炉心支持構造物	－		変更なし			－	－
			炉心支持板	炉心支持板	S	炉心支持構造物	－		変更なし			－	－
			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			－	－
				周辺燃料支持金具	S	炉心支持構造物	－		変更なし			－	－
			制御棒案内管	制御棒案内管	S	炉心支持構造物	－		変更なし			－	－
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			－	－
		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）

設備区分	系統名	機器区分		変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 * 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 * 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 * 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 * 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 * 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 * 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 * 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 * 重大事故等機器クラス
原子炉圧力容器	－	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	－	－		変更なし			－	－
			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	－	－		変更なし			－	－
			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	－		変更なし			－	－
			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	－		変更なし			－	－
			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	－	－		変更なし			－	－
			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	－	－		変更なし			－	－
			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	－		変更なし			－	－
		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	－	－		変更なし			－	－
				蒸気乾燥器ハウジング	S	－	－		変更なし			－	－
			気水分離器及びスタンドパイプ	気水分離器	S	－	－		変更なし			－	－
				スタンドパイプ	S	－	－		変更なし			－	－
			シュラウドヘッド	シュラウドヘッド	S	－	－		変更なし			－	－
			ジェットポンプ	ジェットポンプ	S	－	－		変更なし			－	－
			スパージャ及び内部配管	給水スパージャ	S	－	－		変更なし			－	－
				高圧炉心スプレイスパージャ	S	－	－		変更なし			－	－
				低圧炉心スプレイスパージャ	S	－	－		変更なし			－	－
				残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）	S	－	－		変更なし			－	－
				高圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）	S	－	－		変更なし			－	－

表1　原子炉本体の主要設備リスト（3／3）

設備区分	系統名	機器区分		変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 * 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 * 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 * 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 * 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 * 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 * 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 * 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 * 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　＊：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，Ｂ－２及びＢ－３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
		Ｂ－３	Ｂクラスの設備のうち，基準地震動による地震力に対して使用済燃料プールの冷却，給水機能を保持できる設計とするもの
		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項第一号に規定する「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項第一号に規定する「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一項第三号に規定する「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	ＳＡ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
		ＳＡ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＞ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005／2007」（日本機械学会2007年）における「クラスＭＣ」である。

(2)　適用基準及び適用規格

変　更　前	変　更　後
第１章　共通項目 原子炉本体に適用する共通項目の基準及び規格については，原子炉冷却系統施設，火災防護設備，浸水防護施設の「(2)　適用基準及び適用規格　第１章　共通項目」に示す。	第１章　共通項目 原子炉本体に適用する共通項目の基準及び規格については，原子炉冷却系統施設，火災防護設備，浸水防護施設の「(2)　適用基準及び適用規格　第１章　共通項目」に示す。
第２章　個別項目 原子炉本体に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。 ・発電用原子力設備に関する技術規準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号） ・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） ・原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（ＪＥＡＣ４２０６－2007） ・原子炉構造材の監視試験方法（ＪＥＡＣ４２０１－2007） ・原子炉構造材の監視試験方法（ＪＥＡＣ４２０１－2007（2010 年追補版））	第２章　個別項目 原子炉本体に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。 ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年６月 19 日原規技発第１３０６１９４号） ・発電用原子力設備に関する技術規準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号） ・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） ・原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（ＪＥＡＣ４２０６－2007） ・原子炉構造材の監視試験方法（ＪＥＡＣ４２０１－2007） ・原子炉構造材の監視試験方法（ＪＥＡＣ４２０１－2007（2010 年追補版）） ・原子炉構造材の監視試験方法（ＪＥＡＣ４２０１－2007（2013 年追補版））

変　更　前	変　更　後
・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005　発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005/2007　発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＥ１－2003　発電用原子力設備規格　コンクリート製原子炉格納容器規格 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規定（ＪＥＡＣ４６０２－2004）	・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005　発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005/2007　発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＥ１－2003　発電用原子力設備規格　コンクリート製原子炉格納容器規格 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規定（ＪＥＡＣ４６０２－2004） ・ASME CODE SEC Ⅱ Part D Materials (2013 Edition)

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。

NT2 補① Ⅱ R0

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	変更なし
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	[redacted]	
	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	－	[redacted] 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	変更なし
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	[redacted]	
	クレーン本体ガーダ距離	mm		
	高　　さ	mm		
	クレーン本体ガーダ幅	mm		
	クレーン本体ガーダ高さ	mm		
材料	ガ　ー　ダ	－	SM50A*5	
個　　数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	－	
	設　置　床	－	[redacted] 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	－		

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[redacted]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号にて届け出し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	主　　巻	t	130	
	補　　巻	t	10	
主要寸法	走行レール間距離	mm	[redacted]	
	クレーン本体ガーダ距離	mm		
	高　　さ	mm		
	クレーン本体ガーダ幅	mm		
	クレーン本体ガーダ高さ	mm		
材料	ガ　ー　ダ	－	SS400*4	
個　　数		－	1*3	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	－	
	設　置　床	－	[redacted] EL. 17.90 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：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。

＊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，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書類「Ⅳ-2-4　天井クレーンの耐震性についての計算書」による。

			変　更　前*1	変更後
名称			チャンネル着脱機	変更なし
種類		－	箱形昇降式	
容量		体/個	1	
主要寸法	全長	mm	[redacted]	
	機器高さ	mm		
	壁面からの距離	mm		
	機器内のり	mm		
	ガイドレール幅（横）	mm		
	ガイドレール幅（たて）	mm		
材料	カート	－	[redacted]	
	ガイドレール	－		
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	－	
	設置床	－	[redacted] 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：既工事計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　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	使用済燃料プール*13
種類		－	ステンレス鋼内張りプール形 （ラック貯蔵方式）	変更なし
容量	燃料集合体	体	2250	
	制御棒	本	186	134
主要寸法	たて	mm	10363*2，*3，*4	変更なし
	横	mm	12192*2，*3，*5	
	深さ	mm	11913*2，*6	
	ライニング材厚さ*7	mm	[redacted](6*2，*9)， [redacted](12*2，*9，*12)	
	壁厚さ　東	mm	2154*2，*9，*10	
	壁厚さ　西	mm	2154*2，*9，*10	
	壁厚さ　南	mm	1570*2，*9，*10	
	壁厚さ　北	mm	2000*2，*9，*10	
	壁厚さ　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*8	
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：既工事計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。

＊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：ゲート部の厚さを示す。

＊13：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系，代替燃料プール冷却系）と

兼用する。

(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又は使用済燃料乾式貯蔵容器）	
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	[redacted](6*2)，[redacted](25*2, *5)	
	壁厚さ	東	mm	2154*2, *4	
		西	mm	400*2, *4	
		南	mm	776*2, *4	
		北	mm	500*2, *4	
		底	mm	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。

＊5：床部の厚さを示す。

(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		使用済燃料貯蔵ラック＊5
種　　類		－	たて置ラック式		変更なし
容　　量		体	70	110	
主要寸法	高　　さ	mm	[redacted]		
	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「4493」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。

＊4：別紙[redacted]規格表」参照。

＊5：使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系，代替燃料プール冷却系）と兼用する。

別紙

[redacted]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　＊：ＳＩ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		本	8*2	2*2，*6	
主要寸法	高さ	mm	[redacted]		
	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図面「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「3102」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図面「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：制御棒案内管用を兼ねる。

(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		本	3*2	2
主要寸法	た　て	mm	62*3	変更なし
	全　長	mm	701*3	
	高　さ	mm	50*3	
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「156」と記載。

＊3：公称値を示す。

NT2 補① Ⅱ R1

(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（タイプⅠ）*1，*6，*9	変更なし
種類			－	密封監視機能付 たて置円筒形*2，*5	
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	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		
		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			－	17*8	

（続き）

	変　更　前						変 更 後
	種　　類	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Ⅰ）*6（密封監視機能付たて置円筒形*5）	円筒部	内　胴*7	[redacted]	自然冷却	[redacted]	変更なし
			中間胴*7				
			バスケット*7				
			ガンマ線遮蔽体				
			中性子遮蔽体				
			外　　筒				
		底部	底　板*7		自然冷却		
			中性子遮蔽体				
			中性子遮蔽体カバー				
		蓋部	一次蓋*7		自然冷却		
			中性子遮蔽体				
			中性子遮蔽体カバー				
			二次蓋				
			二次蓋カバー				

NT2 補① Ⅱ R1

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：[redacted] mm [redacted] mm），材料：[redacted]）を含む。

＊3：公称値を示す。

＊4：別紙「[redacted]規格表」参照。

＊5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「密封監視機能付縦置円筒型」と記載。

＊6：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。

＊7：構造強度部材であり，遮蔽機能も有する部材である。

＊8：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），「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）及び「2」（平成 23 年 9 月 12 日付け平成 23・08・16 原第 7 号にて認可された工事計画書）と記載。

＊9：本設備は平成 11 年 9 月 2 日付け平成 11・06・25 資第 1 号，平成 14 年 9 月 27 日付け平成 14・09・19 原第 12 号及び平成 23 年 9 月 12 日付け平成 23・08・16 原第 7 号にて認可された工事計画書において各々認可された機器をまとめたものである。なお，これらのうち平成 23・08・16 原第 7 号にて認可された 2 個については，認可された工事計画に対して基本設計方針の変更を行うことにより申請するものである。

別紙

[redacted]規格表

材　料　名	機械的性質			化　学　成　分（wt%）							
	引張強さ (MPa)	降伏点 (耐力) (MPa)	伸び (%)	Ｓｉ	Ｆｅ	Ｃｕ	Ｍｎ	Ｍｇ	Ｃｒ	Ｚｎ	Ｔｉ
[redacted]											

注記　＊：[redacted]

				変　更　前	変更後
名　　称				使用済燃料乾式貯蔵容器 （タイプⅡ）*1	変更なし
種　　類			－	密封監視機能付たて置円筒形*2，*15	
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	[redacted]	
	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			－	2	

（続き）

	変　更　前						変 更 後
	種　　類	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）（密封監視機能付たて置円筒形*15）	円筒部	胴*8		自然冷却		変更なし
			バスケット*9				
			中性子遮蔽体*10				
			外筒				
		底部	底板*7，*8		自然冷却		
			底部仕切板				
			中性子遮蔽体*10				
			中性子遮蔽体カバー*13				
		蓋部	一次蓋*14		自然冷却		
			中性子遮蔽体*10				
			中性子遮蔽体カバー*14				
			二次蓋				

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：[redacted]mm，材料：[redacted]）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 [redacted] 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図面「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。

＊8：構造強度部材であり，遮蔽機能も有する部材である。

＊9：サポートシリンダを示す。

＊10：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。

＊11：トラニオン周辺部の最小厚さは[redacted]mmとなる。

＊12：別紙「[redacted]規格表」参照。

＊13：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。

＊14：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。

＊15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「密封監視機能付縦置円筒型」と記載。

別紙

[redacted]規格表

材　料　名	機械的性質			化学成分（wt%）							
	引張強さ (MPa)	降伏点 (耐力) (MPa)	伸び (%)	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	B
[redacted]											

				変　更　前	変更後
名　　称				使用済燃料乾式貯蔵容器 （タイプⅢ）*1，*8，*15	変更なし
種　　類			－	密封監視機能付たて置円筒形*2，*9	
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		℃	230	
主要寸法	全　　長*2		mm	[redacted]	
	外　　径		mm		
	キャスク容器	胴内径	mm		
		胴厚さ	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*11	mm		
材料	胴		－		
	一次蓋		－		
	底板		－		
	バスケット		－		
個　　数			－	4	

（続き）

	変　更　前						変 更 後
	種　　類	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Ⅲ）（密封監視機能付たて置円筒形*9）	円筒部	胴*5		自然冷却		変更なし
			バスケット*5				
			中性子遮蔽体*13				
			外筒				
		底部	底板*5		自然冷却		
			底部仕切板				
			中性子遮蔽体*13				
			中性子遮蔽体カバー*14				
		蓋部	一次蓋*5		自然冷却		
			中性子遮蔽体*13				
			中性子遮蔽体カバー*14				
			二次蓋				

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：[redacted]mm，材料：[redacted]）を含む。

＊3：公称値を示す。

＊4：別紙「[redacted]規格表」参照。

＊5：構造強度部材であり，遮蔽機能も有する部材である。

＊6：枠板を示す。

＊7：拘束リングを示す。

＊8：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。

＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「密封監視機能付縦置円筒型」と記載。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「[redacted]」と記載。記載内容は，平成21年4月3日付け平成21・03・02原第40号にて認可された工事計画の添付図面「第1-2図　使用済燃料乾式貯蔵容器構造図（全体）」による。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「枠板厚さ」と記載。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「[redacted]」と記載。

＊13：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。

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

＊15：記載内容は，既工事計画書（平成21年4月3日付け平成21・03・02原第40号にて認可）による。なお，本工事計画書は，認可された工事計画に対して，基本設計方針の変更を行うことに伴い申請するものである。

別紙

[redacted]規格表

材　料　名	機械的性質			化　学　成　分（wt%）							
	引張強さ (MPa)	降伏点 (耐力) (MPa)	伸び (%)	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	B
[redacted]											

(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*	変更なし
種類		－	熱電対	
計測範囲		℃	0～100	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	使用済燃料プール温度	
	設置床	－	[redacted] 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	－		
個数		－	1	

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			使用済燃料プール水位*		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	EL.46053 EL.46231		
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	使用済燃料プール水位		
	設置床	－	[redacted]	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	－			
個数		－	1	1	

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			－	使用済燃料プール温度（ＳＡ）*1
種類		－		熱電対
計測範囲		℃		0～120
取付箇所	系統名（ラインン名）	－		使用済燃料プール温度（ＳＡ）
	設置床	－		[redacted] 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	－		
個数		－		1*2

注記　＊1：本設備は既存の設備である。

＊2：温度検出点８箇所。

		変更前	変更後	
名称		—	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ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*1	0～120 ℃
取付箇所	系統名（ラインン名） —		使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	
	設置床 —		[redacted]	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 —			
個数	—		1*2	

注記　＊1：基準点は，使用済燃料貯蔵ラック上端（EL.39377 mm）とする。

＊2：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

(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。）

・常設

				変　更　前	変　更　後
名　称				燃料プール冷却浄化系 ポンプ*1	変更なし
ポンプ	種類		－	うず巻形*2	
	容量		m^3/h/個	124.9 以上*3 (124.9*4)	
	揚程*5		m	91.4 以上*3 (91.4*4)	
	最高使用圧力		MPa	1.37*3	
	最高使用温度		℃	65.6*3	
	主要寸法	吸込内径	mm	150*4，*6	
		吐出内径	mm	80*4，*6	
		ケーシング厚さ	mm	[redacted]*3 (14.0*3，*4)	
		たて	mm	185*4，*6	
		横	mm	968*3，*4	
		高さ	mm	704*4，*6	
	材料	ケーシング*7	－	SC46	
	個数		－	2	
	取付箇所	系統名 （ライン名）	－	燃料プール冷却浄化系 ポンプ 燃料プール冷却浄化系*3	
		設置床	－	[redacted] EL.29.00 m*3	
		溢水防護上の区画番号	－	－	RB-4-19
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.29.20 m 以上

（続き）

			変　更　前	変　更　後
原動機	種　　類	－	誘導電動機*8	変更なし
	出　　力	kW/個	55	
	個　　数	－	2	
	取　付　箇　所	－	ポンプと同じ*2	

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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「横軸単段うず巻型」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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全揚程」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 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画書の添付図面「第 6-5 図　燃料プール冷却浄化系ポンプ外形図」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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「三相誘導電動機」と記載。

(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，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			フィルタ脱塩器逆洗水受タンク	変更なし
種類		－	たて置円筒形*1	
容量		m^3/個	[redacted] (23*2)	
最高使用圧力		MPa	静水頭*3	
最高使用温度		℃	94	
主要寸法	胴内径*4	mm	2896*2	
	胴板厚さ*5	mm	[redacted] (9*2)	
	鏡板厚さ*7	mm	[redacted] (9*2)	
	鏡板の形状に係る寸法	mm	2896.0*2, *6 (鏡板中央部内半径)	
			289.6*2, *6 (鏡板隅の丸み半径)	
	平板厚さ	mm	9*2, *8	
	ドレン出口管台外径	mm	80*2, *8	
	ドレン出口管台厚さ	mm	[redacted] (9.5*2, *6)	
	高さ	mm	3815*2, *9	
材料	胴板	－	SUS304L	
	鏡板	－	SUS304L	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	フィルタ脱塩器逆洗水受タンク 燃料プール冷却浄化系*10	
	設置床	－	[redacted] EL.29.00 m*8	
	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「円筒たて型」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「大気圧」と記載。

＊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51年8月30日付け建建発第98号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-5-3　フィルタ脱塩

器逆洗水受タンクの規格計算書」による。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板厚」と記載。

＊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：記載の適正化を行う。既工事計画書には，支持脚から上蓋上端部までの高さである「4400」と記載。記載内容は，設計図書による。

＊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の添付図面「第3-2図　燃料プール冷却浄化系系統図（その２）」による。

(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			m³/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	[redacted](6.0*3)	
	底　板　厚　さ		mm	[redacted](6.0*3)	
	管台口径（タンク出口）		mm	267.4*3	
	壁厚さ	使用済燃料プール側	mm	776*3，*4	
		原子炉ウェル側	mm	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）と兼用する。

＊3：公称値を示す。

＊4：ライニング材を含む厚さ。

(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			フィルタ脱塩器	変更なし
種類		－	たて置円筒形*1	
容量		m^3/h/個	[redacted] (125*2)	
最高使用圧力		MPa	1.38*3	
最高使用温度		℃	94	
主要寸法	胴内径	mm	1100*2	
	胴板厚さ*4	mm	上部胴体*6：[redacted] (13*2，*5) 下部胴体*6：[redacted] (13*2，*5)	
	鏡板厚さ*7	mm	[redacted] (13*2)	
	鏡板の形状に係る寸法	mm	1100*2，*6 (鏡板中央部内半径)	
		mm	110*2，*6 (鏡板隅の丸み半径)	
	入口管台外径	mm	165.2*2，*6	
	入口管台厚さ	mm	[redacted] (7.1*2，*6)	
	出口管台外径	mm	165.2*2，*6	
	出口管台厚さ	mm	[redacted] (7.1*2，*6)	
	本体フランジ厚さ	mm	[redacted] (70*2，*6)	
	平板厚さ*17	mm	[redacted] (110*2，*18)	
	高さ*8	mm	2538*2，*9	
材料	胴板*10	－	上部胴板*6：SB42*11 下部胴板*6：SUS304*12	
	鏡板	－	SUS304	
	平板*13	－	SF45*14	
	本体フランジ	－	SF45*6	
個数		－	2	

（続き）

			変　更　前		変更後
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	フィルタ脱塩器A 燃料プール冷却浄化系*15	フィルタ脱塩器B 燃料プール冷却浄化系*15	変更なし
	設置床	－	[redacted] EL.38.80 m*16	[redacted] EL.38.80 m*16	
	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「円筒竪形（四脚支持）」と記載。

＊2：公称値を示す。

＊3：ＳＩ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「胴板厚」と記載。

＊5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴板厚　13mm [redacted] 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30日付け建建発第98号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-5　燃料プール冷却浄化系機器・配管の規格計算書」のうち，「Ⅲ-1-5-2　フィルタ脱塩器（Ⅲ-1-4-2)」による。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板厚」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，脚からベントフランジ中心までの高さである「4035」と記載。記載内容は，設計図書による。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴　SB42 [redacted]」と記載。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴　SUS304」と記載。

＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「上蓋板」と記載。

＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SF45 [redacted]」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51年8月30日付け建建発第98号にて届け出した工事計画の添付図面「第6-2図　燃料プール冷却浄化系系統図（その２)」による。

＊16：既工事計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。

＊17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「上蓋板厚」と記載。

＊18：記載の適正化を行う。既工事計画書には「上蓋板厚　110mm [redacted] [redacted]」と記載。

(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*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
燃料プール冷却浄化系	スキマサージタンク ～ 代替燃料プール冷却系配管分岐点 *2	1.38*3	66	267.4	9.3*1	STPT42	燃料プール冷却浄化系	スキマサージタンク ～ 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*5	80*5	267.4*7 /267.4*7 /267.4*7	9.3*1, *7 /9.3*1, *7 /9.3*1, *7	STPT42*7
											267.4 /— /216.3	9.3*1 /— /8.2*1	STPT410
	代替燃料プール冷却系配管分岐点 ～ 弁 G41-F004 及び弁 G41-F016 *2	1.38*3	66	267.4	9.3*1	STPT410*8		変更なし					
						STPT42							
				216.3	8.2*1	STPT42							
	弁 G41-F004 ～ 燃料プール冷却浄化系ポンプ *2	1.38*3	66	216.3	8.2*1	STPT42		変更なし					
				267.4	9.3*1	STPT42							
				165.2	7.1*1	STPT42							
	燃料プール冷却浄化系ポンプ ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器	1.38*3	66	89.1	5.5*1	STPT42		変更なし					
				165.2	7.1*1	STPT42							
	燃料プール冷却浄化系熱交換器 ～ 弁 G41-20A，B *9	1.38*3	66	165.2	7.1*1	STPT42		変更なし					
				216.3	8.2*1	STPT42							
	弁 G41-20A，B ～ フィルタ脱塩器 *10	1.38*3	94	165.2	7.1*1	STPT42		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*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
燃料プール冷却浄化系	*11 フィルタ脱塩器 ～ 弁G41-102A，B	1.38*3	94	165.2	7.1*1	SUS304TP	燃料プール冷却浄化系	変更なし					
				139.8	6.6*1	SUS304TP							
	*12 弁G41-102A，B ～ 弁G41-F011	1.38*3	66	165.2	7.1*1	SUS304TP		変更なし					
				165.2	3.4*1	SUS304TP							
				216.3	4.0*1	SUS304TP							
	*12 フィルタ脱塩器出口原子炉ウェル向配管分岐点 ～ 原子炉ウェル	1.38*3	66	216.3	4.0*1	SUS304TP		—*13					
				114.3	3.0*1	SUS304TP							
	*12 弁G41-F011 ～ 代替燃料プール冷却系配管合流点	1.38*3	66	216.3	4.0*1	SUS304TP		変更なし	変更なし				
									変更なし	変更なし	216.3	8.2*1	SUS304TP
	*12 代替燃料プール冷却系配管合流点 ～ 残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点	—						*4 代替燃料プール冷却系配管合流点 ～ 残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点	1.38*5	80*5	216.3 /— /165.2	8.2*1 /— /7.1*1	SUS304TP
		1.38*3	66	216.3	4.0*1	SUS304TP			変更なし	変更なし 80*5	変更なし		
	*12 弁G41-F036 ～ 残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点	1.38*3	66	267.4	9.3*1	SUS304TP		変更なし					
				267.4	4.0*1	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*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
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～使用済燃料プール*12	－					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～使用済燃料プール*4	1.38*5	80*5	267.4*7 /－ /216.3*7	9.3*1, *7 /－ /8.2*1, *7	SUS304TP*7
		1.38*3	66	267.4	4.0*1	SUS304TP			変更なし	変更なし 80*5	変更なし		
		－							1.38*5	80*5	267.4*7, *14	9.3*1, *7, *14	SUS304TP*7,*14
											267.4*7 /267.4*7 /165.2*7	9.3*1, 7 /9.3*1, 7 /7.1*1, 7	SUS304TP*7
											267.4*7 /165.2*7	[redacted] 4.0*1) *7 (3.4*1) *7	SUS304*7
		1.38*3	66	165.2	3.4*1	SUS304TP			変更なし	変更なし 80*5	変更なし		
		－							1.38*5	80*5	165.2*7, *14	7.1*1, *7, *14	SUS304TP*7,*14
											165.2*7	[redacted] (3.4*1) *7	SUS304*7

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「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。

＊3：ＳＩ単位に換算したもの。

＊4：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「熱交換器出口よりフィルタ脱塩装置まで」と記載。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「フィルタ脱塩器入口管　燃料プール熱交換器よりフィルタ脱塩器まで」と記載。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「フィルタ脱塩器戻り管　フィルタ脱塩器より燃料プールへ」と記載。

＊12：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。

＊13：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。

＊14：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の原子炉注水設備（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(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～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*1/6.0*1	STPT410
											114.3	6.0*1, *3	STPT410
											114.3/114.3/89.1	6.0*1/6.0*1/5.5*1	STPT410
											89.1	5.5*1, *3	STPT410
									1.0*2	66*2	89.1	5.5*1, *3	STPT410
											89.1/89.1/89.1	5.5*1/5.5*1/5.5*1	STPT410
								代替燃料プール注水系スプレイヘッダ分岐点～スプレイヘッダ	1.0*2	66*2	89.1	5.5*1, *3	STPT410
								スプレイヘッダ	1.0*2	66*2	89.1	5.5*1	SUS304TP
											139.8/89.1	6.6*1/5.5*1	SUS304TP
											139.8	6.6*1, *3	SUS304TP
											139.8	6.6*1	SUS304
								*4, *5 低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点～代替格納容器スプレイ冷却系配管A系分岐点	1.40*2	66*2	216.3	8.2*1, *3	STPT410
											216.3/216.3/216.3	8.2*1/8.2*1/8.2*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
代替燃料プール注水系	—						代替燃料プール注水系	*5 代替格納容器スプレイ冷却系配管A系分岐点 ～ 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	1.40*2	66*2	216.3	8.2*1	STPT410
											216.3 /216.3 /—	8.2*1 /8.2*1 /—	STPT410
											216.3 /216.3 /216.3	8.2*1 /8.2*1 /8.2*1	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 ～ 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	8.2*1, *3	STPT410
											216.3 /114.3	8.2*1 /6.0*1	STPT410
											114.3	6.0*1, *3	STPT410
											114.3 /89.1	6.0*1 /5.5*1	STPT410
											89.1	5.5*1, *3	STPT410
											89.1 /89.1 /89.1	5.5*1 /5.5*1 /5.5*1	STPT410
									1.0*2	66*2	89.1	5.5*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）と兼用する。

＊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，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

代替淡水貯槽～常設低圧代替注水系ポンプ

常設低圧代替注水系ポンプ～低圧代替注水系配管合流点

低圧代替注水系配管合流点～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～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～代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点

原子炉建屋西側接続口～高所接続口配管合流点

高所接続口配管合流点～低圧代替注水系配管合流点

原子炉建屋東側接続口～低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点

高所西側接続口及び高所東側接続口～高所接続口配管合流点

・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	ー*3	ポリエステル，ポリウレタン	63 *4 (予備2)	保管場所： [redacted] EL.8.20 m及び EL.38.80 m [redacted] EL.8.20 m 上記の保管場所のうち，[redacted] EL.8.20 mの西側及びEL.38.80 mの西側に28本，[redacted] EL.38.80 mの東側及び[redacted] EL.8.20 mに37本の合計65本を分散して保管する。 取付箇所： [redacted] EL.8.20 m又は 屋外　EL.約8 m 送水用ホース接続金具～ [redacted] EL.46.50 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	40*1	65 A*2	ー*3	AC4CH	6 *6 (予備1)	保管場所： [redacted] EL.38.80 m 上記保管場所の東西に分散して保管する。 取付箇所： [redacted] EL.46.50 m (3台*7)

注記　＊1：重大事故等時における使用時の値を示す。
＊2：メーカにて規定する呼び径を示す。
＊3：メーカ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：西側ルートの必要本数 27 本及び予備 1 本並びに東側ルートの必要本数 36 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）～可搬型スプレイノズル」に敷設した場合の本数を示す。
＊6：東側ルートの必要個数 3 台及び西側ルートの必要個数 3 台に予備 1 台を合計した個数を示す。
＊7：使用済燃料プール周囲に 3 台設置する。

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，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

(1)　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			－	代替燃料プール冷却系熱交換器
種類		－		プレート式
容量（設計熱交換量）		MW/個		2.31 以上（2.31*1）
一次側	最高使用圧力*2	MPa		0.98
	最高使用温度*2	℃		80
二次側	最高使用圧力*2	MPa		0.98
	最高使用温度*2	℃		66
伝熱面積		m^2/個		[redacted]
主要寸法	伝熱板幅	mm		358*1
	伝熱板高さ	mm		932*1
	伝熱板厚さ	mm		0.7*1
	側板間長さ	mm		778*1
	側板厚さ	mm		[redacted]（70.0*1）
	全長	mm		1671*1
材料	側板	－		SGV410
	伝熱板	－		SUS836L 相当（[redacted]）
個数		－		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	－		代替燃料プール冷却系熱交換器 代替燃料プール冷却系
	設置床	－		[redacted] 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：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。

(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。）

・常設

				変更前	変　更　後
名称				—	代替燃料プール冷却系ポンプ
ポンプ	種類		—		ターボ形
	容量*2		m^3/h/個		124 以上（124*1）
	揚程*2		m		40 以上（40*1）
	最高使用圧力*2		MPa		0.98
	最高使用温度*2		℃		80
	主要寸法	吸込口径	mm		125.0*1
		吐出口径	mm		125.0*1
		ケーシング厚さ	mm		[redacted]（19.0*1）
		たて	mm		500*1
		横	mm		1080*1
		高さ	mm		850*1
	材料	ケーシング	—		SFVC2B
		ケーシングカバー	—		SFVC2B
	個数		—		1
	取付箇所	系統名（ライン名）	—		代替燃料プール冷却系ポンプ 代替燃料プール冷却系
		設置床	—		[redacted] EL.29.00 m
		溢水防護上の区画番号	—		RB-4-22
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL.29.50 m 以上
原動機	種類		—		誘導電動機
	出力		kW/個		30
	個数		—		1
	取付箇所		—		ポンプと同じ

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。

(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

(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 (mm)	材料
代替燃料プール冷却系			—					代替燃料プール冷却系	代替燃料プール冷却系配管分岐点 ～ 代替燃料プール冷却系ポンプ	1.38*2	80*2	216.3	8.2*1, *3	STPT410
										0.98*2	80*2	216.3	8.2*1, *3	STPT410
												216.3 /139.8	8.2*1 /6.6*1	STPT410
												139.8	6.6*1	STPT410
									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	0.98*2	80*2	165.2 /139.8	7.1*1 /6.6*1	STPT410
												165.2	7.1*1, *3	STPT410
												165.2 /114.3	7.1*1 /6.0*1	STPT410
												114.3	6.0*1	STPT410
									代替燃料プール冷却系熱交換器 ～ 代替燃料プール冷却系配管合流点	0.98*2	80*2	114.3	6.0*1	STPT410
												165.2 /114.3	7.1*1 /6.0*1	STPT410
												165.2	7.1*1, *3	STPT410
										1.38*2	80*2	165.2	7.1*1, *3	STPT410
												165.2	[redacted] (7.1*1)	SF440A
												165.2	7.1*1, *3	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：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，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。

・常設

スキマサージタンク～代替燃料プール冷却系配管分岐点

代替燃料プール冷却系配管合流点～残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点

残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点～使用済燃料プール

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安全設備（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，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（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（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（5.5　安全弁等，5.6　逆止め弁，5.7　内燃機関を除く。），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（5.5　安全弁等，5.6　逆止め弁，5.7　内燃機関を除く。），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は，燃料取替機，原子炉建屋クレーン，チャンネル着脱機及び使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンで構成し，燃料取替機，原子炉建屋クレーン及びチャンネル着脱機は，新燃料を原子炉建屋原子炉棟に搬入してから原子炉建屋原子炉棟外へ搬出するまで，燃料体等を安全に取り扱うことができる設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，使用済燃料乾式貯蔵建屋内において使用済燃料乾式貯蔵容器を安全に取り扱うことができる設計とする。 新燃料は，原子炉建屋原子炉棟内に設ける新燃料貯蔵庫から原子炉建屋クレーン及びチャンネル着脱機を介して使用済燃料プールに移し，燃料取替機により発電用原子炉に装荷できる設計とする。 また，燃料の取替えは，原子炉上部の原子炉ウェルに水を張り，水中で燃料取替機により行うことができる設計とする。 使用済燃料は，遮蔽に必要な水深を確保した状態で，燃料取替機により水中移送し，原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵できる設計とする。又は，使用済燃料プールに 7 年以上貯蔵した後，使用済燃料乾式貯蔵設備に貯蔵できる設計とする。 使用済燃料の発電所外への搬出には，使用済燃料輸送容器を使用する。また，使用済燃料乾式貯蔵容器に収納された使用済燃料を発電所外へ搬出する場合には，使用済燃料プールへ使用済燃料乾式貯蔵容器を運搬し，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発電所外へ搬出する。 燃料取替機及びチャンネル着脱機は，燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とすることにより，臨界を防止する設計とし，燃料体等の検査等を行う際に水面に近づいた状態であっても，燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。 原子炉建屋クレーンは，未臨界性を確保した容器に収納して吊り上げる場合を除き，燃料体等を取り扱う場合は，一体ずつ取り扱う構造とし，臨界を防止する設計とする。	第２章　個別項目 1.　燃料取扱設備 燃料体等の取扱設備は，燃料取替機，原子炉建屋クレーン，チャンネル着脱機及び使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンで構成し，燃料取替機，原子炉建屋クレーン及びチャンネル着脱機は，新燃料を原子炉建屋原子炉棟に搬入してから原子炉建屋原子炉棟外へ搬出するまで，燃料体等を安全に取り扱うことができる設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，使用済燃料乾式貯蔵建屋内において使用済燃料乾式貯蔵容器を安全に取り扱うことができる設計とする。 新燃料は，原子炉建屋原子炉棟内に設ける新燃料貯蔵庫から原子炉建屋クレーン及びチャンネル着脱機を介して使用済燃料プールに移し，燃料取替機により発電用原子炉に装荷できる設計とする。 また，燃料の取替えは，原子炉上部の原子炉ウェルに水を張り，水中で燃料取替機により行うことができる設計とする。 使用済燃料は，遮蔽に必要な水深を確保した状態で，燃料取替機により水中移送し，原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵できる設計とする。又は，使用済燃料プールに 7 年以上貯蔵した後，使用済燃料乾式貯蔵設備に貯蔵できる設計とする。 使用済燃料の発電所外への搬出には，使用済燃料輸送容器を使用する。また，使用済燃料乾式貯蔵容器に収納された使用済燃料を発電所外へ搬出する場合には，使用済燃料プールへ使用済燃料乾式貯蔵容器を運搬し，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発電所外へ搬出する。 燃料取替機及びチャンネル着脱機は，燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とすることにより，臨界を防止する設計とし，燃料体等の検査等を行う際に水面に近づいた状態であっても，燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。 原子炉建屋クレーンは，未臨界性を確保した容器に収納して吊り上げる場合を除き，燃料体等を取り扱う場合は，一体ずつ取り扱う構造とし，臨界を防止する設計とする。

変　更　前	変　更　後
使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，未臨界性を確保した使用済燃料乾式貯蔵容器を取り扱う設計とする。	使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，未臨界性を確保した使用済燃料乾式貯蔵容器を取り扱う設計とする。
燃料取替機は，燃料体等の発電用原子炉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発電用原子炉への移送操作，使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器への収納操作等をすべて水中で行うことで，崩壊熱により燃料体等が溶融せず，燃料体等からの放射線に対して，適切な遮蔽能力を有する設計とする。	燃料取替機は，燃料体等の発電用原子炉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発電用原子炉への移送操作，使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器への収納操作等をすべて水中で行うことで，崩壊熱により燃料体等が溶融せず，燃料体等からの放射線に対して，適切な遮蔽能力を有する設計とする。
チャンネル着脱機は，燃料体等の検査等のための昇降操作等をすべて水中で行うことで，崩壊熱により燃料体等が溶融せず，燃料体等からの放射線に対して，適切な遮蔽能力を有する設計とする。	チャンネル着脱機は，燃料体等の検査等のための昇降操作等をすべて水中で行うことで，崩壊熱により燃料体等が溶融せず，燃料体等からの放射線に対して，適切な遮蔽能力を有する設計とする。
原子炉建屋クレーンは，フック部の外れ止めを有し，使用済燃料輸送容器等を取り扱う主巻フックは，ストッパ方式のイコライザハンガを設けることにより，燃料体等の重量物取扱中に落下を防止できる設計とする。	原子炉建屋クレーンは，フック部の外れ止めを有し，使用済燃料輸送容器等を取り扱う主巻フックは，ストッパ方式のイコライザハンガを設けることにより，燃料体等の重量物取扱中に落下を防止できる設計とする。また，想定される使用済燃料プール内への落下物によって使用済燃料プール内の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。
なお，ワイヤロープ及びフックは，それぞれクレーン構造規格，クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。	なお，ワイヤロープ及びフックは，それぞれクレーン構造規格，クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。
燃料取替機の燃料把握機は，昇降を安全かつ確実に行うため，定格荷重を保持でき，必要な安全率を有するワイヤロープの二重化，フック部の外れ止めを有し，グラップルには機械的インターロックを設ける設計とする。	燃料取替機の燃料把握機は，昇降を安全かつ確実に行うため，定格荷重を保持でき，必要な安全率を有するワイヤロープの二重化，フック部の外れ止めを有し，グラップルには機械的インターロックを設ける設計とする。
チャンネル着脱機は，下限ストッパによる機械的インターロック及び燃料体等を上部で保持する固定具により燃料体等の使用済燃料プール床面への落下を防止できる設計とする。	チャンネル着脱機は，下限ストッパによる機械的インターロック及び燃料体等を上部で保持する固定具により燃料体等の使用済燃料プール床面への落下を防止できる設計とする。
使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，定格荷重を保持でき，必要な安全率を有するワイヤロープの二重化，フック部の外れ止めを有する設計とする。また，重量物を吊った状態において，使用済燃料乾式貯蔵建屋に設置された他のキャスクと接触しないよう，走行及び横行範囲のインターロックを設ける設計とする。	使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，定格荷重を保持でき，必要な安全率を有するワイヤロープの二重化，フック部の外れ止めを有する設計とする。また，重量物を吊った状態において，使用済燃料乾式貯蔵建屋に設置された他のキャスクと接触しないよう，走行及び横行範囲のインターロックを設ける設計とする。
燃料取替機は，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るとともに荷重監視を行うことにより，過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。	燃料取替機は，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るとともに荷重監視を行うことにより，過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。
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脱線防止装置を設ける。	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脱線防止装置を設ける。
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対して，クレーン本体等の浮上り量を考慮し，落下防止金具等を設けることで，クレーン本体等の車輪がレール上から落下しない設計とする。	原子炉建屋クレーンは，地震時にも転倒することがないように走行方向及び横行方向に対して，クレーン本体等の浮上り量を考慮し，落下防止金具等を設けることで，クレーン本体等の車輪がレール上から落下しない設計とする。
また，原子炉建屋クレーンは，使用済燃料輸送容器等の重量物を吊った状態では，使用済燃料貯蔵ラック上を走行できないようにインターロックを設ける設計とする。	また，原子炉建屋クレーンは，使用済燃料輸送容器等の重量物を吊った状態では，使用済燃料貯蔵ラック上を走行できないようにインターロックを設ける設計とする。
使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，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脱線防止装置を設ける。	使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，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脱線防止装置を設ける。
使用済燃料を収納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，容易かつ安全に取り扱うことができる設計とする。また，運搬中に予想される温度及び内圧の変化，振動等により，き裂，破損等が生じない設計とする。さらに，理論的若しくは適切な試験等により所定の機能を満足できる設計とする。	使用済燃料を収納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，容易かつ安全に取り扱うことができる設計とする。また，運搬中に予想される温度及び内圧の変化，振動等により，き裂，破損等が生じない設計とする。さらに，理論的若しくは適切な試験等により所定の機能を満足できる設計とする。

変　更　前	変　更　後
使用済燃料乾式貯蔵容器は，内部に使用済燃料が収納された場合に，放射線障害を防止するため，その容器表面の線量当量率が 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，収納される使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行うことができる設計とする。 燃料取替機の燃料把握機は，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，原子炉建屋クレーン，チャンネル着脱機及び使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，動力電源喪失時に電磁ブレーキによる保持機能により，燃料体等の落下を防止できる設計とする。	使用済燃料乾式貯蔵容器は，内部に使用済燃料が収納された場合に，放射線障害を防止するため，その容器表面の線量当量率が 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，収納される使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行うことができる設計とする。 燃料取替機の燃料把握機は，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，原子炉建屋クレーン，チャンネル着脱機及び使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，動力電源喪失時に電磁ブレーキによる保持機能により，燃料体等の落下を防止できる設計とする。
2.　燃料貯蔵設備 燃料体等を貯蔵する設備として，新燃料貯蔵庫，使用済燃料プール及び使用済燃料乾式貯蔵設備を設ける設計とする。 新燃料貯蔵庫は，通常時の燃料取替を考慮し，適切な貯蔵能力を有し，全炉心燃料の約 30 %を収納できる設計とする。 使用済燃料プールは，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確保した設計とする。なお，通常運転中，全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保できる設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵設備は，使用済燃料を全炉心燃料の約 190 %相当分貯蔵できる容量を有する設計とする。 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，フェンス等により立入を制限できる設計とする。 新燃料貯蔵庫は，原子炉建屋原子炉棟内の独立した区画に設け，新燃料を新燃料貯蔵ラックで貯蔵できる設計とする。 新燃料貯蔵庫は，鉄筋コンクリート構造とし，想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。新燃料は，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設計とする。 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 以下に保つ設計とする。 使用済燃料プールは，原子炉建屋原子炉棟内に設け，燃料体等を水中の使用済燃料貯蔵ラックに垂直に一体ずつ入れて貯蔵し，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できる設計とする。 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で構成し，使用済燃料乾式貯蔵容器内のバスケットは，中性子吸収材であるほう素を添加した材料を適切に配置するとともに，適切な燃料間距離を保持することにより，燃料集合体を全容量収納し，	2.　燃料貯蔵設備 燃料体等を貯蔵する設備として，新燃料貯蔵庫，使用済燃料プール及び使用済燃料乾式貯蔵設備を設ける設計とする。 新燃料貯蔵庫は，通常時の燃料取替を考慮し，適切な貯蔵能力を有し，全炉心燃料の約 30 %を収納できる設計とする。 使用済燃料プールは，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確保した設計とする。なお，通常運転中，全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保できる設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵設備は，使用済燃料を全炉心燃料の約 190 %相当分貯蔵できる容量を有する設計とする。 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，フェンス等により立入を制限できる設計とする。 新燃料貯蔵庫は，原子炉建屋原子炉棟内の独立した区画に設け，新燃料を新燃料貯蔵ラックで貯蔵できる設計とする。 新燃料貯蔵庫は，鉄筋コンクリート構造とし，想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。新燃料は，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設計とする。 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 以下に保つ設計とする。 使用済燃料プールは，原子炉建屋原子炉棟内に設け，燃料体等を水中の使用済燃料貯蔵ラックに垂直に一体ずつ入れて貯蔵し，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できる設計とする。 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で構成し，使用済燃料乾式貯蔵容器内のバスケットは，中性子吸収材であるほう素を添加した材料を適切に配置するとともに，適切な燃料間距離を保持することにより，燃料集合体を全容量収納し，

変　更　前	変　更　後
容器内の燃料位置等について想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち，貯蔵燃料の臨界を防止できる設計とする。	容器内の燃料位置等について想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち，貯蔵燃料の臨界を防止できる設計とする。
使用済燃料プールは，鉄筋コンクリート造，ステンレス鋼内張りの水槽であり，使用済燃料プールからの放射性物質を含む水があふれ，又は漏れない構造とする。	使用済燃料プールは，鉄筋コンクリート造，ステンレス鋼内張りの水槽であり，使用済燃料プールからの放射性物質を含む水があふれ，又は漏れない構造とする。
使用済燃料プール内の壁面及び底部は，コンクリート壁による遮蔽を施すとともに，燃料体等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保することにより，燃料体等からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し，放射線業務従事者の被ばくを低減する設計とする。	使用済燃料プール内の壁面及び底部は，コンクリート壁による遮蔽を施すとともに，燃料体等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保することにより，燃料体等からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し，放射線業務従事者の被ばくを低減する設計とする。
万一，使用済燃料プールからの水の漏えいが発生し，かつ，使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には，残留熱除去系を用いてサプレッション・チェンバのプール水を補給できる設計とする。	万一，使用済燃料プールからの水の漏えいが発生し，かつ，使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には，残留熱除去系を用いてサプレッション・チェンバのプール水を補給できる設計とする。
使用済燃料プールは，内面をステンレス鋼内張りに施設することにより，燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下及び重量物の落下により機能を失うような損傷が生じない設計とする。	使用済燃料プールは，内面をステンレス鋼内張りに施設することにより，燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下及び重量物の落下により機能を失うような損傷が生じない設計とする。なお，チャンネル着脱機は，燃料体等を移動する際，使用済燃料プールライニングの下に設置されている漏えい検知溝上を通ることがないよう，より離れた場所に移設する。
燃料体等の落下に関しては，模擬燃料体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても使用済燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張りを施設する。	燃料体等の落下に関しては，模擬燃料体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても使用済燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張りを施設する。なお，使用済燃料乾式貯蔵容器等に使用済燃料を収納する場合などは，落下試験での落下高さを超えるため，水の浮力及び抗力を考慮することにより落下試験時の落下エネルギを下回ることを確認する。
	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，落下時のエネルギを評価し，落下試験時の燃料体等の落下エネルギ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。 ・原子炉建屋クレーンは，使用済燃料貯蔵ラック上を使用済燃料輸送容器等重量物を吊った状態で走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設ける設計とする。 ・原子炉建屋原子炉棟の屋根を支持する屋根トラスは，基準地震動S_sに対する発生応力が終局耐力を超えず，使用済燃料プール内に落下しない設計とする。また，屋根については鋼鈑（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S_sに対して使用済燃料プール内に落下しない設計とする。 ・燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは，基準地震動S_sによる地震荷重に対し，燃料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，想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し，地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。

変　更　前	変　更　後
	・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燃料取替機の脱線防止装置について，想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し，地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。 ・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となる設計とする。 ・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評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し，地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。 地震時における使用済燃料プールの健全性確保のため，使用済燃料プール壁面に設置されている制御棒貯蔵ハンガに制御棒を保管する場合は，3 本掛けのうち，先端部を除く 2 箇所を使用するとともに，その旨を保安規定に定めて管理する。
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。また，「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成４年８月２７日原子力安全委員会了承）」の要件を満足する設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵設備は，自然冷却によって使用済燃料からの崩壊熱を外部に放出できる構造とし，適切に熱を除去できる設計とする。 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がないよう，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，蓋部及び耐熱性，耐食性等を有し耐久性の高い金属ガスケットにより漏えいを防止し，設計貯蔵期間中貯蔵容器内部圧力を負圧に維持できる設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵容器は，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，ガンマ線遮蔽体及び中性子遮蔽体等で構成することにより，使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽機能を有する設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵容器は，不活性ガスのヘリウムガスを封入・保持できる構造とすることにより，燃料被覆管の著しい腐食又は変形を防止できる設計とする。 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，温度，放射線，荷重その他の条件に対し，適切な材料を選択するとともに必要な強度，性能を維持できる設計とする。	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。また，「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成４年８月２７日原子力安全委員会了承）」の要件を満足する設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵設備は，自然冷却によって使用済燃料からの崩壊熱を外部に放出できる構造とし，適切に熱を除去できる設計とする。 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がないよう，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，蓋部及び耐熱性，耐食性等を有し耐久性の高い金属ガスケットにより漏えいを防止し，設計貯蔵期間中貯蔵容器内部圧力を負圧に維持できる設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵容器は，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，ガンマ線遮蔽体及び中性子遮蔽体等で構成することにより，使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽機能を有する設計とする。 使用済燃料乾式貯蔵容器は，不活性ガスのヘリウムガスを封入・保持できる構造とすることにより，燃料被覆管の著しい腐食又は変形を防止できる設計とする。 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，温度，放射線，荷重その他の条件に対し，適切な材料を選択するとともに必要な強度，性能を維持できる設計とする。
3.　計測装置等 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温を計測する装置として使用済燃料プール温度を設け，計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，計測結果を記録できる設計とする。	3.　計測装置等 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温を計測する装置として使用済燃料プール温度を設け，計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，計測結果を記録し，及び保存できる設計とする。
使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水位を計測する装置として使用済燃料プール水位を設け，計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，記録はプロセス計算機から帳票として出力できる設計とする。	使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水位を計測する装置として使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を設け，計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，記録はプロセス計算機から帳票として出力し保存できる設計とする。

変　更　前	変　更　後
使用済燃料プールの水位の著しい低下を確実に検出して自動的に中央制御室に警報（使用済燃料プール水位低）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。	使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）は，外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源系からの電源供給により，使用済燃料プールの水温及び水位を計測することができる設計とする。 使用済燃料プールの水温の著しい上昇又は使用済燃料プールの水位の著しい低下の場合に，これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（使用済燃料プール水温高又は使用済燃料プール水位低）を発信する装置を設けるとともに，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。 重大事故等時に使用済燃料プールの監視設備として，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ）を設け，想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。また，計測結果は中央制御室に表示し，記録及び保存できる設計とする。 使用済燃料プール監視カメラ（個数 1）は，想定される重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料プールの状況が把握できる設計とする。 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）及び使用済燃料プール監視カメラは，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。 使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上のため，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置（個数 1，容量[redacted]L/min 以上）を設ける設計とする。 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又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。 重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして，使用済燃料プールの監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。 重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置する設計とする。 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし，計測する装置は「表 1　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」の「使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置」に示す重大事故等対処設備の他，使用済燃料プール監視カメラ（個数 1）とする。 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は，設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し，適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に，代替パラメータにより推定ができる設計とする。 また，重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）を明確にするとともに，パラメータの計測が困難となった場合の代替パラメータによる推定等，複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。

変　更　前	変　更　後
	炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は，非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において，代替電源設備として常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用できる設計とする。
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 使用済燃料プールは，燃料プール冷却浄化系ポンプ，燃料プール冷却浄化系熱交換器，フィルタ脱塩器等で構成する燃料プール冷却浄化系を設け，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに，使用済燃料プール水を浄化できる設計とする。また，補給水ラインを設け，使用済燃料プール水の補給が可能な設計とする。さらに，全炉心燃料を使用済燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却浄化系で使用済燃料プール水の冷却ができない場合は，残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。 燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去した熱は，原子炉補機冷却系を経て，最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。	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 使用済燃料プールは，燃料プール冷却浄化系ポンプ，燃料プール冷却浄化系熱交換器，フィルタ脱塩器等で構成する燃料プール冷却浄化系を設け，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに，使用済燃料プール水を浄化できる設計とする。また，補給水ラインを設け，使用済燃料プール水の補給が可能な設計とする。さらに，全炉心燃料を使用済燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却浄化系で使用済燃料プール水の冷却ができない場合は，残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。 燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去した熱は，原子炉補機冷却系を経て，最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。 4.2　代替燃料プール注水系 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備として代替燃料プール注水系を設ける設計とする。 また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備として代替燃料プール注水系を設ける設計とする。 使用済燃料プールに接続する配管の破損等により，使用済燃料プール水戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に，原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率が放射線被ばくを管理する上で定めた線量率を満足できるよう，漏えいの継続を防止し，燃料体等からの放射線の遮蔽に必要となる水位を維持するため，戻り配管上部に静的サイフォンブレーカを設ける設計とする。 静的サイフォンブレーカは，耐震性も含めて機器，弁類等の故障及び誤操作等によりその機能を喪失することのない設計とする。 4.2.1　使用済燃料プール注水 残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し，又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，

変　更　前	変　更　後
	及び臨界を防止するための重大事故等対処設備のうち使用済燃料プールへの注水設備として，注水ライン，常設スプレイヘッダ及び可搬型スプレイノズルを使用した代替燃料プール注水系を設ける設計とする。 4.2.1.1　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 (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（注水ライン） 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）は，常設低圧代替注水系ポンプにより，代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。 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）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 また，使用済燃料プールは，使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において，常設代替注水系ポンプを使用した代替燃料プール注水系（注水ライン）による冷却及び水位確保により使用済燃料プールの機能を維持し，実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。 (2)　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） 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）は，可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により西側淡水貯水設備の水を，可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。 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）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 また，使用済燃料プールは，使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において，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を使用した代替燃料プール注水系（注水ライン）による冷却及び水位確保により使用済燃料プールの機能を維持し，実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。 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より駆動できる設計とする。 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，想定される重大事故等時において，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。 4.2.1.2　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 (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（常設スプレイヘッダ）

変　更　前	変　更　後
	常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）は，常設低圧代替注水系ポンプにより，代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッダから使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。 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（常設スプレイヘッダ）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 また，使用済燃料プールは，使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において，常設代替注水系ポンプを使用した代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）による冷却及び水位確保により使用済燃料プールの機能を維持し，実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。 (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（常設スプレイヘッダ） 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（常設スプレイヘッダ）は，可搬型代替注水大型ポンプにより，代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッダから使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。 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（常設スプレイヘッダ）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 また，使用済燃料プールは，使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において，可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）による冷却及び水位確保により使用済燃料プールの機能を維持し，実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。 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より駆動できる設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプは，想定される重大事故等時において，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。 4.2.1.3　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）は，可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。 また，使用済燃料プールは，使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において，可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による冷却及び水位確保により使用済燃料プールの機能を維持し，実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。 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より駆動できる設計とする。

変　更　前	変　更　後
	可搬型代替注水大型ポンプは，想定される重大事故等時において，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。 4.2.2　使用済燃料プールスプレイ 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の燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備のうち使用済燃料プールスプレイ設備として，常設スプレイヘッダ及び可搬型スプレイノズルを使用した代替燃料プール注水系を設ける設計とする。 4.2.2.1　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（常設スプレイヘッダ） 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（常設スプレイヘッダ）は，常設低圧代替注水系ポンプにより，代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッダから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう，使用済燃料プールの全面に向けてスプレイし，使用済燃料プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸散量を上回る量をスプレイできる設計とする。 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（常設スプレイヘッダ）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 使用済燃料プール内へのスプレイ量は，試験により確認する。また，使用済燃料プールは，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（常設スプレイヘッダ）にて，使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し，臨界にならないように配慮したラック形状及び燃料配置において，いかなる一様な水密度であっても実効増倍率は不確定性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。 (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（常設スプレイヘッダ） 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（常設スプレイヘッダ）は，可搬型代替注水大型ポンプにより，代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッダから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう，使用済燃料プールの全面に向けてスプレイし，使用済燃料プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸散量を上回る量をスプレイできる設計とする。 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（常設スプレイヘッダ）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

変　更　前	変　更　後
	使用済燃料プール内へのスプレイ量は，試験により確認する。また，使用済燃料プールは，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（常設スプレイヘッダ）にて，使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し，臨界にならないように配慮したラック形状及び燃料配置において，いかなる一様な水密度であっても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。 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より駆動できる設計とする。 4.2.2.2　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スプレイ 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）は，可搬型代替注水大型ポンプにより，代替淡水貯槽の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう使用済燃料プールの全面に向けてスプレイし，使用済燃料プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸散量を上回る量をスプレイできる設計とする。 使用済燃料プール内へのスプレイ量は，試験により確認する。また，使用済燃料プールは，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（可搬型スプレイノズル）にて，使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し，臨界にならないように配慮したラック形状及び燃料配置において，いかなる一様な水密度であっても実効増倍率は不確定性を含めて 0.95 以下で臨界を防止できる設計とする。 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より駆動できる設計とする。 4.3　代替燃料プール冷却系 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として，代替燃料プール冷却系を設ける設計とする。 代替燃料プール冷却系は，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等を経由して循環させることで，使用済燃料プールを冷却できる設計とする。 代替燃料プール冷却系は，非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合でも，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備及び緊急用海水系を用いて，使用済燃料プールを除熱できる設計とする。 代替燃料プール冷却系は，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，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，緊急用海水ポンプにより代替燃料プール冷却系熱交換器に海水を送水することで，代替燃料プール冷却系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

変　更　前	変　更　後
	4.4　原子炉建屋放水設備 4.4.1　大気への拡散抑制 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位の異常な低下により，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として，原子炉建屋放水設備を設ける設計とする。 原子炉建屋放水設備は，可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水し，ホース等を経由して放水砲から原子炉建屋へ放水することにより，環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は，設置場所を任意に設定し，複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。 4.4.2　海洋への拡散抑制 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として，海洋拡散抑制設備を設ける設計とする。 海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として，海洋拡散抑制設備は，汚濁防止膜等で構成し，汚濁防止膜（可搬型）は，汚染水が発電所から海洋に流出する 12 箇所（雨水排水路集水桝 9 箇所及び放水路 3 箇所）に設置できる設計とする。 汚濁防止膜（可搬型）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（高さ約 3 m，幅約 3 m（12 本），高さ約 2 m，幅約 3 m（6 本））及び放水路 3 箇所の設置場所に計 6 本（高さ約 4 m，幅約 4 m（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。
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燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去して使用済燃料プール水を冷却するとともに，燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがないよう燃料プール冷却浄化系のフィルタ脱塩器で使用済燃料プール水をろ過脱塩して，使用済燃料プール，原子炉ウェル等の水の純度，透明度を維持できる設計とする。	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燃料プール冷却浄化系熱交換器で除去して使用済燃料プール水を冷却するとともに，燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがないよう燃料プール冷却浄化系のフィルタ脱塩器で使用済燃料プール水をろ過脱塩して，使用済燃料プール，原子炉ウェル等の水の純度，透明度を維持できる設計とする。
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接続された配管には真空破壊弁を設け，配管が破損しても，サイフォン効果により，使用済燃料プール水が継続的に流出しない設計とする。	4.6　使用済燃料プール接続配管 使用済燃料プール水の漏えいを防止するため，使用済燃料プールには排水口を設けない設計とし，使用済燃料プールに接続された配管には真空破壊弁を設け，配管が破損しても，サイフォン効果により，使用済燃料プール水が継続的に流出しない設計とする。

変　更　前	変　更　後
	4.7　水源，代替水源供給設備 4.7.1　重大事故等の収束に必要となる水源 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な水の量を供給するために必要な重大事故等対処設備として，代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を重大事故等の収束に必要となる水源として設ける設計とする。 また，これら重大事故等の収束に必要となる水源とは別に，代替淡水源として淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）を設ける設計とする。 代替淡水貯槽を水源として重大事故等の対応を実施する際には，西側淡水貯水設備を代替淡水源とし，西側淡水貯水設備を水源として重大事故等の対応を実施する際には，代替淡水貯槽を代替淡水源とする。また，淡水が枯渇した場合に，海を水源として利用できる設計とする。 代替淡水貯槽は，想定される重大事故等時において，使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替燃料プール注水系（注水ライン），代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の水源として使用できる設計とする。 西側淡水貯水設備は，想定される重大事故等時において，使用済燃料プールの注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替燃料プール注水系（注水ライン）の水源として使用できる設計とする。 代替淡水源である淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）は，想定される重大事故等時において，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源として使用できる設計とする。 海は，想定される重大事故等時において，淡水が枯渇した場合に，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源であるとともに，使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替燃料プール注水系（注水ライン），代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の水源として，また，原子炉建屋放水設備の水源として利用できる設計とする。 4.7.2　代替水源供給設備 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備及び海を利用するために必要な設備として，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設ける設計とする。 重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として，可搬型代替注水中型ポンプは，代替淡水源である西側淡水貯水設備，淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を，可搬型代替注水大型ポンプは，淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。

変　更　前	変　更　後
	また，淡水が枯渇した場合に，重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として，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は，海水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。 重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として，可搬型代替注水大型ポンプは，代替淡水源である代替淡水貯槽，淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。 また，淡水が枯渇した場合に，重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ海水を供給するための重大事故等対処設備として，可搬型代替注水大型ポンプは，海水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。 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，空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。 代替水源及び代替淡水源からの移送ルートを確保するとともに，可搬型のホース，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ついては，複数箇所に分散して保管する。
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（1／7）

設備区分	系統名	機器区分	変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 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			－	－
			チャンネル着脱機	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	ＳＡ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	クラス３	－		変更なし			－	－
		使用済燃料貯蔵ラック	使用済燃料貯蔵ラック	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－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（タイプⅠ）	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			－	－
			使用済燃料乾式貯蔵容器（タイプⅢ）	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（ＳＡ）	－	－	常設／防止 常設／緩和	－
								使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	Ｃ	－	常設／防止 常設／緩和	－
使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却浄化系	ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ	Ｂ	Non*3	－		変更なし			－	－
		容器	フィルタ脱塩器逆洗水受タンク	Ｂ－１	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（2／7）

			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
使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却浄化系	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			－	－
		ろ過装置	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 ～ 代替燃料プール冷却系配管分岐点	S	クラス３	－		変更なし			－	－
			代替燃料プール冷却系配管分岐点 ～ 弁 G41-F004 及び弁 G41-F016	S	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 G41-F004 ～ 燃料プール冷却浄化系ポンプ	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			燃料プール冷却浄化系ポンプ ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			燃料プール冷却浄化系熱交換器 ～ 弁 G41-20A，B	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 G41-20A，B ～ フィルタ脱塩器	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			フィルタ脱塩器 ～ 弁 G41-102A，B	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 G41-102A，B ～ 弁 G41-F011	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			フィルタ脱塩器出口原子炉ウェル向配管分岐点 ～ 原子炉ウェル	Ｂ－1	クラス３	－		－*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（3／7）

設備区分	系統名	機器区分	変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 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	主配管	弁 G41-F011 ～ 代替燃料プール冷却系配管合流点	S	クラス３	－		変更なし			－	－
			代替燃料プール冷却系配管合流点 ～ 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 ～ 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 ～ 使用済燃料プール	S	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	ＳＡクラス２
								可搬型代替注水大型ポンプ	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡクラス３
								可搬型代替注水中型ポンプ	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡクラス３
		貯蔵槽	－					代替淡水貯槽	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								西側淡水貯水設備	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
		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 ～ 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	ＳＡクラス２
								代替燃料プール注水系スプレイヘッダ分岐点 ～ スプレイヘッダ	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								スプレイヘッダ	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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（4／7）

			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
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	－					低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点 ～ 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	ＳＡクラス２
								代替格納容器スプレイ冷却系配管A系分岐点 ～ 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	ＳＡ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 ～ 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	ＳＡクラス２
								代替淡水貯槽 ～ 常設低圧代替注水系ポンプ	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								常設低圧代替注水系ポンプ ～ 低圧代替注水系配管合流点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								低圧代替注水系配管合流点 ～ 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	ＳＡクラス２
								代替格納容器スプレイ冷却系配管B系分岐点 ～ 格納容器下部注水系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								格納容器下部注水系配管分岐点 ～ 代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								原子炉建屋西側接続口 ～ 高所接続口配管合流点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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（5／7）

			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
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	－					高所接続口配管合流点 ～ 低圧代替注水系配管合流点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								原子炉建屋東側接続口 ～ 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	ＳＡクラス２
								高所西側接続口 及び高所東側接続口 ～ 高所接続口配管合流点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								可搬型スプレイノズル用20mホース	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡクラス３
								可搬型スプレイノズル	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡクラス３
								取水用5mホース	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡクラス３
								送水用5m，10m，50mホース	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡ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	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
		ポンプ	－					代替燃料プール冷却系ポンプ	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
		スキマサージ槽	－					スキマサージタンク	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（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
使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	代替燃料プール冷却系	主配管	－					代替燃料プール冷却系配管分岐点 ～ 代替燃料プール冷却系ポンプ	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								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	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								代替燃料プール冷却系熱交換器 ～ 代替燃料プール冷却系配管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								スキマサージタンク ～ 代替燃料プール冷却系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								代替燃料プール冷却系配管合流点 ～ 残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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 ～ 使用済燃料プール	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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	ＳＡクラス３
		主配管	－					取水用5mホース	－	－	可搬／緩和	ＳＡクラス３
								放水砲用5m，50mホース	－	－	可搬／緩和	ＳＡクラス３
								放水砲	－	－	可搬／緩和	ＳＡ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（7／7）

設備区分	系統名	機器区分	変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 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	ＳＡクラス３
								可搬型代替注水中型ポンプ	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡクラス３
		貯蔵槽	－					代替淡水貯槽	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								西側淡水貯水設備	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
		主配管	－					取水用5mホース	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡクラス３
								送水用5m，10m，50mホース	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡ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：「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。

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 *		重大事故等対処設備 *		名　　称	設計基準対象施設 *		重大事故等対処設備 *	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	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 使用済燃料貯蔵設備	－					使用済燃料プール	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
									使用済燃料貯蔵ラック	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
	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 使用済燃料貯蔵設備	－					使用済燃料プール	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
									使用済燃料貯蔵ラック	－	－	常設耐震／防止	－

注記　＊：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。

(2)　適用基準及び適用規格

変　更　前	変　更　後
第１章　共通項目 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に適用する共通項目の基準及び規格については，原子炉冷却系統施設，火災防護設備，浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格　第１章　共通項目」に示す。	第１章　共通項目 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に適用する共通項目の基準及び規格については，原子炉冷却系統施設，火災防護設備，浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格　第１章　共通項目」に示す。
第２章　個別項目 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。 ・発電用原子力設備に関する技術規準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号） ・実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規程に基づく線量限度を定める告示（平成 13 年経済産業省告示第１８７号） ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成２年８月 30 日原子力安全委員会決定） ・安全機能を有する計測制御装置の設計指針（ＪＥＡＧ４６１１－2009）	第２章　個別項目 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。 ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年６月 19 日原規技発第１３０６１９４号） ・発電用原子力設備に関する技術規準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号） ・実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規程に基づく線量限度を定める告示（平成 13 年経済産業省告示第１８７号） ・軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（平成４年６月 11 日原子力安全委員会一部改定） ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成２年８月 30 日原子力安全委員会決定） ・安全機能を有する計測制御装置の設計指針（ＪＥＡＧ４６１１－2009） ・クレーン構造規格（平成 15 年 12 月 19 日厚生労働省告示第３９９号） ・クレーン用フック規格（ＪＣＡＳ１６００－1968）

変　更　前	変　更　後
・原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成４年８月27日原子力安全委員会了承） ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＦＡ１－2007　使用済燃料貯蔵施設規格　金属キャスク構造規格 ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＥ１－2003　発電用原子力設備規格　コンクリート製原子炉格納容器規格 ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＢ１－2001　発電用原子力設備規格　溶接規格 ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2001　発電用原子力設備規格　設計・建設規格	・原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成４年８月27日原子力安全委員会了承） ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＦＡ１－2007　使用済燃料貯蔵施設規格　金属キャスク構造規格 ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＥ１－2003　発電用原子力設備規格　コンクリート製原子炉格納容器規格 ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＢ１－2001　発電用原子力設備規格　溶接規格 ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2001　発電用原子力設備規格　設計・建設規格

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*5	変更なし
ポンプ	種類		—	うず巻形*1	
	容量		m^3/h/個*2	8100 以上*6（8100*3）	
	揚程*4		m	245.4 以上*6（245.4*3）	
	慣性定数		s	4.7 以上*6（5*3，*6）	
	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	78.8*6（82.6*3，*6）	
		ケーシングカバー厚さ	mm	[redacted]	
		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	—	SCS14A 相当 [redacted]	
		ケーシングカバー	—	SCS14A 相当 [redacted]	
		スタッドボルト	—	SNB23-4 相当 [redacted]	
	個数		—	2	
原動機	種類		—	誘導電動機	
	出力		kW/個	6711*7	
	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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプ」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：ＳＩ単位に換算したもの。

(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

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	原子炉圧力容器*3 ～ 再循環系ポンプ吸込管分岐点	8.62*1	302	609.6	[redacted] (31.0*2)	SUS304 相当 [redacted]	原子炉冷却材再循環系	原子炉圧力容器*5 ～ 再循環系ポンプ吸込管分岐点	変更なし				
				609.6*6	[redacted] (39*2, *6)	SUS304 相当 [redacted]							
				609.6*6	[redacted] (31.8*2, *6)	SUS304 相当 [redacted]							
				508.0*6	[redacted] (33.4*2, *6)	SUS304 相当 [redacted]							
	再循環系ポンプ吸込管分岐点*3 ～ 弁 B35-F023A	8.62*1	302	609.6	[redacted] (31.0*2)	SUS304 相当 [redacted]		変更なし					
				609.6*6	[redacted] (39*2, *6)	SUS304 相当 [redacted]							
	原子炉圧力容器*3 ～ 弁 B35-F023B	8.62*1	302	609.6	[redacted] (31.0*2)	SUS304 相当 [redacted]		変更なし					
				609.6*6	[redacted] (39*2, *6)	SUS304 相当 [redacted]							
	弁 B35-F023A,B*7 ～ 再循環系ポンプ A,B	8.62*1	302	630.0	[redacted] (40.0*2)	SUS304 相当 [redacted]		変更なし					
				636.0*6	[redacted] (48.8*2, *6)	SUSF304 相当 [redacted]							
				119.4*6	[redacted] (14.5*2, *6)	SUSF304 相当 [redacted]							
				630.0*6	[redacted] (42*2, *6)	SUS304 相当 [redacted]							

（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	再循環系ポンプA,B*8 ～ 弁B35-F067A,B	11.38*1	302	630.0	[redacted] (40.0*2)	SUS304相当 [redacted]	原子炉冷却材再循環系	変更なし					
				636.0*6	[redacted] (48.8*2, *6)	SUSF304相当 [redacted]							
				630.0*6	[redacted] (42*2, *6)	SUS304相当 [redacted]							
	弁B35-F067A,B*9 ～ 再循環系ポンプA,B 吐出管合流点	10.69*1	302	609.6	[redacted] (39.0*2)	SUS304相当 [redacted]		変更なし					
	再循環系ポンプA,B*9 吐出管合流点 ～ マニホールド管	10.69*1	302	615.7*6	[redacted] (45.3*2, *6)	SUSF304相当 [redacted]		再循環系ポンプA,B*5 吐出管合流点 ～ マニホールド管	変更なし				
				323.9*6	[redacted] (28.5*2, *6)	SUSF304相当 [redacted]							
				609.6	[redacted] (39.0*2)	SUS304相当 [redacted]							
				609.6*6	[redacted] (39.7*2, *6)	SUS304相当 [redacted]							
				421.6*6	[redacted] (34.6*2, *6)	SUS304相当 [redacted]							
				609.6*6	[redacted] (41.3*2, *6)	SUS304相当 [redacted]							
				330.2*6	[redacted] (25.9*2, *6)	SUS304相当 [redacted]							

（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	マニホールド管	10.69*1	302	420.0	[redacted] (33.8*2)	SUS304TP 相当 [redacted]	原子炉冷却材再循環系	マニホールド管*5	変更なし				
				430.3*6	[redacted] (41.9*2,*6)	SUSF304 相当 [redacted]							
				323.9*6	[redacted] (23.2*2,*6)	SUSF304 相当 [redacted]							
				420.0*4	[redacted] (33.8*2,*4)	SUS304 相当 [redacted]							
	マニホールド管 ～ ジェットポンプへの供給管	10.69*1	302	323.9	[redacted] (21.4*2)	SUS304TP 相当 [redacted]		マニホールド管*5 ～ ジェットポンプへの供給管	変更なし				
				323.9*6	[redacted] (21.4*2,*6)	SUS304 相当 [redacted]							

注記　＊1：ＳＩ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 51 年 6 月 19 日付け 51 資庁第 6500 号にて変更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：残留熱除去設備(残留熱除去系)と兼用する。

＊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。

＊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：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	[redacted]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	[redacted](12.0*4)	
	鏡板厚さ*8	mm	[redacted](12.0*4)	
	鏡板の形状に係る寸法	mm	550*4，*7 （鏡板長径）	
			137.5*4，*7 （鏡板短径の2分の1）	
	管台外径（空気入口）	mm	80.0*4，*7	
	管台厚さ（空気入口）	mm	[redacted](9.45*4，*7)	
	高さ*9	mm	1270*4	
材料	胴板*10	－	SUS304	
	鏡板	－	SUS304	
個数		－	7	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	自動減圧機能用 アキュムレータ 主蒸気系*3	
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.23.0 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：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：ＳＩ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 52 年 8 月 26 日付け 52 資庁第 7633 号にて変更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）と兼用する。

			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		m³/個	[redacted]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	[redacted]（12.0*3）	
	鏡板厚さ*7	mm	[redacted]（12.0*3）	
	鏡板の形状に係る寸法	mm	400*3，*6 （鏡板長径）	
			100*3，*6 （鏡板短径の2分の1）	
	管台外径（空気入口）	mm	80.0*3，*6	
	管台厚さ（空気入口）	mm	[redacted]（9.45*3，*6）	
	高さ*8	mm	800*3	
材料	胴板*9	－	SUS304	
	鏡板	－	SUS304	
個　　数		－	18	
取付箇所	系統名 （ラインン名）	－	逃がし安全弁制御用 アキュムレータ 主蒸気系*2	
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.23.0 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「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：ＳＩ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52年8月26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。

(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*3, *4	
	管厚さ	mm	[redacted](33.6*3, *4)	
材料	管	－	STPT49	
個　数		－	4	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	流出制限器 主蒸気系*2	
	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：ＳＩ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：既工事計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図面「第 2-3 図　主蒸気流出制限器　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 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) 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 *7						
名称			B22-F013 D	B22-F013 G	B22-F013 H*5	B22-F013 P	B22-F013 M	B22-F013 F*5, S	B22-F013 B*5, K*5	B22-F013 D	B22-F013 G*6	B22-F013 H*5	B22-F013 P	B22-F013 M	B22-F013 F*5, S*6	B22-F013 B*5, K*5
種類		－	平衡型							変更なし						
吹出圧力（逃がし弁機能）		MPa	7.37*2	7.44*2	7.51*2	7.44*2	7.51*2	7.58*2	7.65*2							
吹出圧力（安全弁機能）		MPa	7.79*2	8.10*2	8.17*2	8.10*2	8.17*2	8.24*2	8.31*2							
吹出量（逃がし弁機能）		t/h/個														
吹出量（安全弁機能）		t/h/個														
主要寸法	呼び径	－	150A							変更なし						
	のど部の径	mm														
	弁座口の径	mm														
	リフト	mm														
材料	弁箱	－								変更なし						
駆動方法		－	窒素作動及びばね作動*3													
個数		－	18*8（予備 18*1）							18*8						
取付箇所	系統名（ライン名）	－	B22-F013D, G, H 主蒸気系 A*3			B22-F013P, M, F, S, B, K 主蒸気系 B*3				変更なし						
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.20.30 m*3			原子炉格納容器 EL.20.30 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	－														
吹出場所		－	サプレッション・チェンバ水面下*3													

（続き）

名称			変更前								変更後 *7							
			B22-F013 N	B22-F013 E	B22-F013 J	B22-F013 A	B22-F013 L*5, R*5	B22-F013 U	B22-F013 V	B22-F013 C*5	B22-F013 N	B22-F013 E	B22-F013 J	B22-F013 A*6	B22-F013 L*5, R*5	B22-F013 U	B22-F013 V*6	B22-F013 C*5
種類		－	平衡型								変更なし							
吹出圧力（逃がし弁機能）		MPa	7.37*2	7.44*2	7.51*2	7.58*2	7.65*2	7.44*2	7.51*2	7.58*2								
吹出圧力（安全弁機能）		MPa	7.79*2	8.10*2	8.17*2	8.24*2	8.31*2	8.10*2	8.17*2	8.24*2								
吹出量（逃がし弁機能）		t/h/個																
吹出量（安全弁機能）		t/h/個																
主要寸法	呼び径	－	150A								変更なし							
	のど部の径	mm																
	弁座口の径	mm																
	リフト	mm																
材料	弁箱	－									変更なし							
駆動方法		－	窒素作動及びばね作動*3															
個数		－	18*8（予備 18*1）								18*8							
取付箇所	系統名（ライン名）	－	B22-F013N, E, J, A, L, R 主蒸気系 C*3					B22-F013U, V, C 主蒸気系 D*3			変更なし							
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.20.30 m*3					原子炉格納容器 EL.20.30 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	－																
吹出場所		－	サプレッション・チェンバ水面下*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。予備品の個数を追加。

＊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 10 年 10 月 20 日付け発管発第 74 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅳ-3.主蒸気逃がし安全弁の吹出し量計算書」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，設計図書による。

＊4：公称値を示す。

＊5：自動減圧機能を有する弁を示す。

＊6：駆動系接続機能を有する弁を示す。

＊7：本設備は取替えを実施する。

＊8：18 個のうち自動減圧機能を有する弁 7 個（B22-F013B，C，F，H，K，L，R）を含む。

(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-F022A，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	[redacted]				
	弁ふた厚さ	mm					
材料	弁箱	－	[redacted]				
	弁ふた	－					
	弁体	－					
駆動方法		－	空気および窒素作動				
閉止時間		s	3～4.5				
漏えい率		%/d/個	10 以下 （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 A*	B22-F022B 主蒸気系 B*	B22-F022C 主蒸気系 C*	B22-F022D 主蒸気系 D*	
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.14.00 m*	原子炉格納容器 EL.14.00 m*	原子炉格納容器 EL.14.00 m*	原子炉格納容器 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-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	[redacted]							
	弁ふた厚さ	mm	[redacted]							
材料	弁箱	－	[redacted]							
	弁ふた	－	[redacted]							
	弁体	－	[redacted]							
駆動方法		－	空気作動							
閉止時間		s	3～4.5							
漏えい率		%/d/個	10 以下 （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 A*	B22-F022B 主蒸気系 B*	B22-F022C 主蒸気系 C*	B22-F022D 主蒸気系 D*				
	設置床	－	[redacted] EL. 14.00 m*	[redacted] EL. 14.00 m*	[redacted] EL. 14.00 m*	[redacted] 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. 14.67 m 以上	EL. 14.67 m 以上	EL. 14.67 m 以上	EL. 14.67 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	原子炉圧力容器*10 ～ A系統逃がし安全弁 分岐点	8.62*1	302	660.4	[redacted] (33.6*2)	STPT49	主蒸気系	変更なし					
				660.4*5	[redacted] (33.6*2, *5)	SB49*5							
				[redacted]	[redacted]	SF45A相当*6 [redacted]							
				[redacted]	[redacted]	SF45A相当*6 [redacted]							
	原子炉圧力容器*10 ～ 原子炉隔離時冷却系 主蒸気管分岐点	8.62*1	302	660.4	[redacted] (33.6*2)	STPT49		原子炉圧力容器*3 ～ 原子炉隔離時冷却系 主蒸気管分岐点	変更なし				
				660.4*5	[redacted] (33.6*2, *5)	SB49*5							
				[redacted]	[redacted]	SF45A相当*6 [redacted]							
				[redacted]	[redacted]	SF45A相当*6 [redacted]							
	原子炉隔離時冷却系 主蒸気管分岐点 ～ B系統逃がし安全弁 分岐点	8.62*1	302	660.4	[redacted] (33.6*2)	STPT49		変更なし					
				660.4*5	[redacted] (33.6*2, *5)	SB49*5							
				[redacted]	[redacted]	SGV49相当*6 [redacted]							
				[redacted]	[redacted]	SF45A相当*6 [redacted]							
				[redacted]	[redacted]	SF45A相当*6 [redacted]							
				660.4*5	[redacted] (33.6*2, *5)	SB49*5							

（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
主蒸気系	原子炉圧力容器*10 ～ C系統逃がし安全弁分岐点	8.62*1	302	660.4	[redacted]（33.6*2）	STPT49	主蒸気系	変更なし					
				660.4*5	[redacted]（33.6*2，*5）	SB49*5							
				[redacted]	[redacted]	SGV49相当*6 [redacted]							
				[redacted]	[redacted]	SF45A相当*6 [redacted]							
				[redacted]	[redacted]	SF45A相当*6 [redacted]							
				660.4*5	[redacted]（33.6*2，*5）	SB49*5							
	原子炉圧力容器*10 ～ D系統逃がし安全弁分岐点	8.62*1	302	660.4	[redacted]（33.6*2）	STPT49		変更なし					
				660.4*5	[redacted]（33.6*2，*5）	SB49*5							
				[redacted]	[redacted]	SF45A相当*6 [redacted]							
				[redacted]	[redacted]	SF45A相当*6 [redacted]							
	A，B，C，D系統逃がし安全弁分岐点*10，*17 ～ 弁B22-F028	8.62*1	302	660.4	[redacted]（33.6*2）	STPT49		変更なし					
				660.4*5	[redacted]（33.6*2，*5）	SB49*5							
				660.4	[redacted]（33.5*2）	STPL46		—*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*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	主蒸気管*11 ～ 弁B22-F013D，E，J，M，N，P，U	8.62*1	302	219.1	23.0*2	STPT49	主蒸気系	変更なし					
主蒸気系	主蒸気管*11 ～ 弁B22-F013B，C，F，H，K，L，R	8.62*1	302	219.1	23.0*2	STPT49	主蒸気系	変更なし					
主蒸気系	主蒸気管*11 ～ 弁B22-F013A，G，S，V	8.62*1	302	219.1	23.0*2	STPT49	主蒸気系	変更なし					
主蒸気系	弁B22-F013D，E，J，M，N，P，U*13 ～ クエンチャ	3.45*1	302	267.4*6	15.1*2，*6	STPT410*6	主蒸気系	変更なし	変更なし				
				267.4	15.1*2	STPT42			変更なし*8				
		—							3.45*14	302*14	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	STPT42			変更なし*8				
主蒸気系	弁B22-F013B，C，F，H，K，L，R*13 ～ クエンチャ	3.45*1	302	267.4*6	15.1*2，*6	STPT410*6	主蒸気系	変更なし	変更なし				
				267.4	15.1*2	STPT42			変更なし*8				
		—							3.45*14	302*14	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	STPT42			変更なし*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*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-F013A, G, S, V *13 ～ クエンチャ	3.45*1	302	267.4*6	15.1*2, *6	STPT410*6	主蒸気系	変更なし	変更なし				
				267.4	15.1*2	STPT42			変更なし*8				
		—							3.45*14	302*14	267.4*9 /267.4*9 / —	15.1*2, *9 /15.1*2, *9 / —	STPT42*9
									3.45*14	302*14	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	STPT42			変更なし*8				
	クエンチャ *13	3.45*1	302	[redacted]		SGV49 相当*6 [redacted]		変更なし					
						SGV49 相当*6 [redacted]							
						SGV49 相当 [redacted]							
						SGV49 相当*6 [redacted]							
						GFL2 相当*6 [redacted]							
						GFL2 相当*6 [redacted]							
						SUS304TP 相当 [redacted]							
						SUS304 相当*6 [redacted]							

（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
主蒸気系	*6 弁 B22-F036 及び 逃がし安全弁 制御用アキュムレータ ～ 弁 B22-F013D, E, J, M, N, P, U, B, C, F, H, K, L, R, A, G, S, V	1.45	171	21.7	2.8*2	SUS304TP	主蒸気系	変更なし					
				60.5	3.9*2	SUS304TP							
	*6 弁 B22-F040 ～ アキュムレータ窒素供給 配管分岐点	2.28	171	21.7	2.8*2	SUS304TP		*4 弁 B22-F040 ～ アキュムレータ窒素供給 配管分岐点	変更なし	変更なし	変更なし		
		—									22.2*9, *15	4.1*9, *16	SUS304*9
											61.1*9, *15 /22.2*9, *15	6.1*9, *16 /4.1*9, *16	SUS304*9
		2.28	171	60.5	3.9*2	SUS304TP					変更なし		
		—									61.1*9, *15	6.1*9, *16	SUS304*9
	*6 自動減圧機能用 アキュムレータ ～ アキュムレータ窒素供給 配管分岐点	2.28	171	60.5	3.9*2	SUS304TP		*4 自動減圧機能用 アキュムレータ ～ アキュムレータ窒素供給 配管分岐点	変更なし	変更なし	変更なし		
		—									61.1*9, *15	6.1*9, *16	SUS304*9
	*6 アキュムレータ窒素供給 配管分岐点 ～ 弁 B22-F013B, C, F, H, K, L, R	—						*4 アキュムレータ窒素供給 配管分岐点 ～ 弁 B22-F013B, C, F, H, K, L, R	変更なし	変更なし	61.1*9, *15 /61.1*9, *15 /61.1*9, *15	6.1*9, *16 /6.1*9, *16 /6.1*9, *16	SUS304*9
											61.1*9, *15	6.1*9, *16	SUS304*9
		2.28	171	60.5	3.9*2	SUS304TP					変更なし		
		—									60.5	□(6.7*2)	SUS304TP
											61.5	0.4*2×1*23	SUS304

（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
主蒸気系	弁 B22-F028 ～ 弁 B22-F098 *12	8.62*1	302	660.4	[redacted] (33.3*2)	STS49	主蒸気系	変更なし					
				91.0*6	[redacted] (15.0*2, *6)	S25C*6							
	弁 B22-F098 ～ 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							
	主蒸気ヘッダ ～ 高圧タービン主塞止弁 *19	8.62*1	302	762.0	[redacted] (56.4*2)	STPT49		変更なし					
				660.4	[redacted] (33.3*2)	STPT49							
	主蒸気ヘッダ ～ 蒸気式空気抽出器駆動蒸気分岐点 *20	8.62*1	302	660.4	[redacted] (33.3*2)	STPT49		変更なし					
	蒸気式空気抽出器駆動蒸気分岐点 ～ バイパスチェスト *20	8.62*1	302	660.4	[redacted] (33.3*2)	STPT49		変更なし					
				457.2	[redacted] (23.8*2)	STPT49							
	蒸気式空気抽出器駆動蒸気分岐点 ～ 弁 6-7V31A，B 及び 弁 6-7V32A，B *21，*22	8.62*1	302	195.2*18	[redacted] (26.0*2，*18)	SF50*18		変更なし					
				165.2*6	[redacted] (11.0*2，*6)	SF50*6							
				165.2*21	11.0*2，*21	STPT49*21							
				139.8*21	9.5*2，*21	STPT49*21							
				139.8*22	9.5*2，*22	STPA23*22							
				114.3*22	11.1*2，*22	STPT49*22		—*7					
				89.1*22	7.6*2，*22	STPT49*22							
	（次頁へ続く）			89.1*22	7.6*2，*22	STPA23*22							

（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
主蒸気系	（次頁からの続き）	2.45*1，*22	225*22	139.8*22	6.6*2，*22	STPA23*22	主蒸気系	変更なし					
				114.3*22	6.0*2，*22	STPA23*22							
	バイパスチェスト*20 ～ タービンバイパス減圧管	6.38*1	302	267.4	15.1*2	STPT49		変更なし					
				267.4	15.1*2	STPT480*6							

注記　＊1：ＳＩ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（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安全設備（高圧代替注水系）と兼用する。

＊4：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，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。

＊8：エルボにあっては，管と同等以上の厚さのものを選定。

＊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：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隔離弁より外側隔離弁まで」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-1-1　主蒸気系配管の規格計算書」による。

＊19：記載の適正化を行う。既工事計画書には「主蒸気ヘッダー　主蒸気ヘッダーより高圧タービン主蒸気止め弁入口まで」と記載。

＊20：記載の適正化を行う。既工事計画書には「主蒸気ヘッダーよりバイパスチェストをへて復水器まで」と記載。

＊21：記載の適正化を行う。補助蒸気系から主蒸気系に整理。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-1-10　補助蒸気系配管の規格計算書」による。

＊22：記載の適正化を行う。補助蒸気系から主蒸気系に整理。記載内容は，昭和57年7月17日付け発発発第375号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅳ-1-1-2　補助蒸気系配管の強度計算書」による。

＊23：1層を示す。

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-F010A，B		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	[redacted]		
	弁ふた厚さ	mm			
材料	弁箱	―			
	弁ふた	―			
	弁体	―			
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	―	[redacted] 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-F032A，B		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	[redacted]		
	弁ふた厚さ	mm			
材料	弁箱	－			
	弁ふた	－			
	弁体	－			
駆動方法		－	空気作動		
個　　数		－	2		
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	B22-F032A 復水給水系	B22-F032B 復水給水系	
	設置床	－	[redacted] 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*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
復水給水系	復水脱塩塔出口弁*2 ～ 復水器水位制御配管分岐点	1.38*3	63	318.5	10.3*1	STPT42	復水給水系	変更なし					
								—*5					
				457.2	□ (12.7*1)	SM50A		変更なし					
								—*5					
				609.6	□ (12.7*1)	SM50A		変更なし					
								—*5					
				762.0	□ (15.1*1)	SM50A		変更なし					
								—*5					
				914.4	□ (15.1*1)	SM50A		変更なし					
				457.2	□ (9.5*1)	SM41A		—*5					
	復水器水位制御配管分岐点*6, *7 ～ 制御棒駆動水配管分岐点	1.38*3	63	114.3	6.0*1	STPT42		変更なし					
				114.3*7	6.0*1, *7	STPG38*7							
	制御棒駆動水配管分岐点*7 ～ 弁 7-18V562	1.38*3	63	114.3	6.0*1	STPT42							
	復水器水位制御配管分岐点*2 ～ 高圧復水ポンプ	1.38*3	63	914.4	□ (15.1*1)	SM50A		変更なし					
				762.0	□ (12.7*1)	SM50A							
				762.0	□ (12.0*1)	SM41B							

（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（mm）	厚さ（mm）	材料
復水給水系	高圧復水ポンプ ～ タービン及び電動機駆動 原子炉給水ポンプ	6.14	205	508.0	[redacted] （20.6*1）	SM50A	復水給水系	変更なし					
				762.0	[redacted] （28.6*1）	SM50A							
				609.6	[redacted] （24.6*1）	SM50A							
				457.2	[redacted] （19.0*1）	SM50A							
				457.2	[redacted] （19.0*1）	SB480							
				457.2	19.0*1	STPT410							
				660.4	[redacted] （25.4*1）	SM50A							
				457.2	[redacted] （34.9*1）	STPT42							
	タービン駆動 原子炉給水ポンプ ～ 原子炉給水ポンプ 出口ヘッダ合流点 *8	15.51*3	233	609.6	[redacted] （52.4*1）	STPT42		変更なし					
		12.93*3	233	609.6	[redacted] （46.0*1）	STPT42							
				651.6*9	[redacted] （67.0*1，*9）	SF45*9							
				609.6*19	[redacted] （46.0*1，*19）	SF45*19							
				609.6*19	[redacted] （46.0*1，*19）	STPT49*19							
	（次頁へ続く）			736.6*9	[redacted] （109.5*1，*9）	STPT49*9							

（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 (mm)	厚さ (mm)	材料
復水給水系	（前頁からの続き）	15.51*3	233	466.4*9	[redacted] (66.5*1, *9)	SF45*9	復水給水系	—*5					
				406.4*19	[redacted] (36.5*1, *19)	SF45*19							
				406.4	[redacted] (36.5*1)	STPT42							
		12.93*3	233	406.4	[redacted] (30.9*1)	STPT42							
	電動機駆動原子炉給水ポンプ～原子炉給水ポンプ出口ヘッダ合流点*10	15.51*3	233	406.4	[redacted] (36.5*1)	STPT49		変更なし					
				406.4	[redacted] (36.5*1)	STPT42							
		12.93*3	233	406.4	[redacted] (30.9*1)	STPT42							
				406.4*19	[redacted] (30.9*1, *19)	SF50*19							
				460.4*9	[redacted] (57.9*1, *9)	SF50*9							
	原子炉給水ポンプ出口ヘッダ～第１給水加熱器*11, *12	12.93*3	233	651.6*9	[redacted] (67.0*1, *9)	SF45*9		変更なし					
				609.6*19	[redacted] (46.0*1, *19)	SF45*19							
				609.6	[redacted] (46.0*1)	STPT42							
				762.0	[redacted] (47.8*1)	STPT49							
				762.0*19	[redacted] (47.6*1, *19)	SF50*19							
	（次頁へ続く）			834.0*9	[redacted] (83.6*1, *9)	SF50*9							

（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（mm）	厚さ（mm）	材料
復水給水系	（前頁からの続き）	12.93*3	233	546.1*9	[redacted]（79.4*1, *9）	STPT49*9	復水給水系	変更なし					
				457.2*19	[redacted]（34.9*1, *19）	STPT49*19							
				457.2	[redacted]（34.9*1）	STPT42							
	第１給水加熱器 *13 ～ 弁 B22-F065A，B	12.93*3	233	457.2	[redacted]（34.9*1）	SB42		—*5					
				457.2	[redacted]（34.9*1）	STPT42		変更なし					
				457.2*19	[redacted]（34.9*1, *19）	STPT49*19							
				546.1*9	[redacted]（79.4*1, *9）	STPT49*9							
				762.0	[redacted]（47.8*1）	STPT49							
				762.0	[redacted]（47.8*1）	SB49		—*5					
				722.2*9	[redacted]（102.3*1, *9）	STPT49*9		変更なし					
				622.5*19	[redacted]（52.4*1, *19）	STPT49*19							
				609.6	[redacted]（46.0*1）	SB42		—*5					
				609.6	52.4*1	STS49		変更なし					
				609.6	[redacted]（52.4*1）	SUSF316							
				609.6	[redacted]（42.3*1, *15）	STS49							
				609.6	[redacted]（42.3*1, *15）	SCS19A 相当 [redacted]		—*5					
				609.6	[redacted]（46.0*1）	STPT42		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*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
復水給水系	弁 B22-F065A，B *13 ～ 弁 B22-F032A，B	8.62*3	302	609.6*16	(46.0*1，*16)	SB42*16	復水給水系	変更なし					
				609.6	(44.5*1)	STPA23 相当							
				609.6	(46.0*1)	STPA23							
					(26.1*1，*9)	STPA23 相当*9							
				114.3	(11.1*1)	STPA23 相当							
				609.6	(46.0*1)	STPT42							
				609.6*9 /508.0*9	(46.0*1，*9) / (38.1*1，*9)	SB42*9							
	弁 B22-F032A，B *17 ～ 弁 B22-F010A，B	8.62*3	302	508.0	(26.2*1)	GSTPL 相当*19		変更なし					
								—*5					
	弁 B22-F010A，B *20 ～ 原子炉圧力容器	8.62*3	302	508.0	(26.2*1)	GSTPL 相当*19		変更なし					
				508.0*16，*18	(26.2*1，*16，*18)	SB49*16，*18							
				508.0*18	(26.2*1，*18)	SB49*18							
				508.0*18	(26.2*1，*18)	GLF2 相当*19							
				318.5*18	(17.8*1，*18)	GLF2 相当*19							
				318.5	17.4*1，*21	STS49							

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「復水脱塩装置入口ヘッダ第１弁（バイパスライン：第１仕切弁）より高圧復水ポンプまで」と記載。

＊3：ＳＩ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，昭和 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-5-1　復水系配管の規格計算書」による。

＊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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水貯蔵タンクへの分岐点より第二仕切弁まで（バイパスライン：第一仕切弁まで」と記載。

＊7：記載の適正化を行う。補給水系から復水給水系に整理。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には「復水系より復水貯蔵タンクまで及び残留熱除去系，制御棒駆動水系へ」と記載。
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　補給水系配管の規格計算書」による。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「タービン駆動原子炉給水ポンプ出口管」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 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-5-2　給水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「電動機駆動原子炉給水ポンプ出口管」と記載。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉給水ポンプ出口ヘッダ」と記載。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉給水ポンプ出口ヘッダより第１給水加熱器まで」と記載。

＊13：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。

＊14：既工事計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 号にて届け出し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。

＊15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「42.25」と記載。

＊16：エルボを示す。

＊17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器外側逆止弁から原子炉格納容器内側逆止弁まで」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 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-3　給水系配管の規格計算書」による。

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

＊20：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。

＊21：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。

4.3　復水脱塩系

(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，材料及び個数

			変　更　前	変更後
名称			復水脱塩系脱塩器*1	変更なし
種類		－	球形*2	
容量		m^3/h/個	[redacted](818*3)	
最高使用圧力		MPa	1.38*4	
最高使用温度		℃	66	
主要寸法	胴内径*5	mm	3000*3，*6	
	胴板厚さ*7	mm	[redacted](14*3)	
	水入口管台外径	mm	318.5*3，*8	
	水入口管台厚さ	mm	[redacted](17.4*3，*8)	
	水出口管台外径	mm	318.5*3，*8	
	水出口管台厚さ	mm	[redacted](17.4*3，*8)	
	上部マンホール外径	mm	457*3，*8	
	上部マンホール厚さ	mm	[redacted](14*3，*8)	
	上部マンホール平板厚さ	mm	[redacted](50*3，*8)	
	下部マンホール外径	mm	457*3，*8	
	下部マンホール厚さ	mm	[redacted](14*3，*8)	
	下部マンホール平板厚さ	mm	[redacted](50*3，*8)	
	高さ	mm	3028*3，*9	
材料	胴体*10	－	SB42*11	
	上部マンホール	－	SB42*8	
	下部マンホール	－	SB42*8	
	上部マンホール平板	－	SF45*8	
	下部マンホール平板	－	SF45*8	
個数		－	10*12	

注記　＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「脱塩器」と記載。

＊2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「混床式球形イオン交換器」と記載。

＊3：公称値を示す。

＊4：ＳＩ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「3000mm 球」と記載。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴板厚」と記載。

NT2 補② Ⅱ R2

＊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 49 年 12 月 3 日付け 49 資庁第 19356 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-4　復水脱塩系機器の規格計算書」のうち，「Ⅲ-1-4-1　脱塩器」による。

＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には，脚から水入口管台までの高さである「4636」と記載。記載内容は，昭和 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画の添付図面「第 5-3 図　脱塩器組立断面図」による。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ＳＢ４２ [redacted]」と記載。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「１０（常用９　予備１）」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，設計図書による。

NT2 補② Ⅱ R2

			変　更　前	変更後
名　称			復水脱塩系 陽イオン樹脂再生塔*1	変更なし
種　類		－	たて置円筒形*2	
容　量		L/個	陽イオン樹脂 [redacted](3900*3) (復水脱塩系樹脂)	
最高使用圧力		MPa	0.69*4	
最高使用温度		℃	60	
主要寸法	胴内径*5	mm	2200*3	
	胴板厚さ*6	mm	[redacted](12*3)	
	鏡板厚さ（上部鏡板）*8	mm	[redacted](12*3)	
	鏡板の形状に係る寸法（上部鏡板）	mm	2200*3, *7 (鏡板長径)	
			550*3, *7 (鏡板短径の2分の1)	
	鏡板厚さ（下部鏡板）*9	mm	[redacted](19*3)	
	鏡板の形状に係る寸法（下部鏡板）	mm	2200*3, *7 (鏡板長径)	
			550*3, *7 (鏡板短径の2分の1)	
	覗窓管台外径	mm	430*3, *7	
	覗窓管台厚さ	mm	[redacted](45*3, *7)	
	樹脂入口管台外径	mm	114.3*3, *7	
	樹脂入口管台厚さ	mm	[redacted](8.6*3, *7)	
	陽イオン樹脂出口管台外径	mm	89.1*3, *7	
	陽イオン樹脂出口管台厚さ	mm	[redacted](7.6*3, *7)	
	マンホール外径	mm	468*3, *7	
	マンホール厚さ	mm	[redacted](9*3, *7)	
	マンホール平板厚さ	mm	[redacted](35*3, *7)	
	高さ	mm	4781*3, *10	
材料	胴板*11	－	SB42*12	
	上部鏡板*13	－	SB42*14	
	下部鏡板*13	－	SB42*14	
	マンホール	－	SB42*7	
	マンホール平板	－	SB42*7	
個　数		－	1	

注記　＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「陽イオン樹脂再生塔」と記載。
＊2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「縦型円筒圧力式」と記載。
＊3：公称値を示す。
＊4：ＳＩ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 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-4 復水脱塩系機器・配管の規格計算書」のうち，「Ⅲ-1-4-2　陽イオン樹脂再生塔（Ⅲ-1-4-3)」による。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板厚　（上部)」と記載。

＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板厚　（下部)」と記載。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には，脚から樹脂入口管台までの高さである「5661」と記載。記載内容は，昭和 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画の添付図面「第 5-5 図　陽イオン樹脂再生塔組立断面図」による。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ＳＢ４２[redacted]」と記載。

＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板」と記載。

＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ＳＢ４２[redacted]」と記載。

＊15：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 号にて届け出した工事計画の添付図面「第 5-5 図　陽イオン樹脂再生塔組立断面図」による。

			変　更　前	変更後
名　称			復水脱塩系 陰イオン樹脂再生塔*1	変更なし
種　類		－	たて置円筒形*2	
容　量		L/個	陰イオン樹脂 [redacted](3050*3) (廃棄処理系樹脂)	
最高使用圧力		MPa	0.69*4	
最高使用温度		℃	60	
主要寸法	胴内径*5	mm	1750*3	
	胴板厚さ*6	mm	[redacted](12*3)	
	鏡板厚さ（上部鏡板）*8	mm	[redacted](12*3)	
	鏡板の形状に係る寸法（上部鏡板）	mm	1750*3, *7 (鏡板長径)	
			438*3, *7 (鏡板短径の2分の1)	
	鏡板厚さ（下部鏡板）*9	mm	[redacted](19*3)	
	鏡板の形状に係る寸法（下部鏡板）	mm	1750*3, *7 (鏡板長径)	
			438*3, *7 (鏡板短径の2分の1)	
	覗窓管台外径	mm	430*3, *7	
	覗窓管台厚さ	mm	[redacted](45*3, *7)	
	樹脂入口管台外径	mm	89.1*3, *7	
	樹脂入口管台厚さ	mm	[redacted](7.6*3, *7)	
	樹脂出口管台外径	mm	89.1*3, *7	
	樹脂出口管台厚さ	mm	[redacted](7.6*3, *7)	
	マンホール外径	mm	468*3, *7	
	マンホール厚さ	mm	[redacted](9*3, *7)	
	マンホール平板厚さ	mm	[redacted](35*3, *7)	
	高さ	mm	3672*3, *10	
材料	胴板*11	－	SB42*12	
	上部鏡板*13	－	SB42*14	
	下部鏡板*13	－	SB42*14	
	マンホール	－	SB42*7	
	マンホール平板	－	SB42*7	
個　数		－	1	

注記　＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「陰イオン樹脂再生塔」と記載。
　　＊2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「縦型円筒圧力式」と記載。
　　＊3：公称値を示す。
　　＊4：ＳＩ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 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-4　復水脱塩系機器・配管の規格計算書」のうち，「Ⅲ-1-4-3　陰イオン樹脂再生塔（Ⅲ-1-4-4)」による。
＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板厚　（上部)」と記載。
＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板厚　（下部)」と記載。
＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には，脚から樹脂入口管台までの高さである「4612」と記載。記載内容は，昭和 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画の添付図面「第 5-6 図　陰イオン樹脂再生塔組立断面図」による。
＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。
＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ＳＢ４２[redacted]」と記載。
＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板」と記載。
＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ＳＢ４２[redacted]」と記載。
＊15：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 号にて届け出した工事計画の添付図面「第 5-6 図　陰イオン樹脂再生塔組立断面図」による。

			変　更　前	変更後
名　称			復水脱塩系樹脂貯槽*1	変更なし
種　類		－	たて置円筒形*2	
容　量		L/個	[redacted](6100*3) (陽イオン，陰イオン樹脂)	
最高使用圧力		MPa	0.69*4	
最高使用温度		℃	60	
主要寸法	胴内径*5	mm	2200*3	
	胴板厚さ*6	mm	[redacted](12*3)	
	鏡板厚さ（上部鏡板）*8	mm	[redacted](12*3)	
	鏡板の形状に係る寸法（上部鏡板）	mm	2200*3，*7 (鏡板長径)	
			550*3，*7 (鏡板短径の2分の1)	
	鏡板厚さ（下部鏡板）*9	mm	[redacted](19*3)	
	鏡板の形状に係る寸法（下部鏡板）	mm	2200*3，*7 (鏡板長径)	
			550*3，*7 (鏡板短径の2分の1)	
	覗窓管台外径	mm	430*3，*7	
	覗窓管台厚さ	mm	[redacted](45*3，*7)	
	陽イオン樹脂入口管台外径	mm	89.1*3，*7	
	陽イオン樹脂入口管台厚さ	mm	[redacted](7.6*3，*7)	
	樹脂出口管台外径	mm	114.3*3，*7	
	樹脂出口管台厚さ	mm	[redacted](8.6*3，*7)	
	マンホール外径	mm	468*3，*7	
	マンホール厚さ	mm	[redacted](9*3，*7)	
	マンホール平板厚さ	mm	[redacted](35*3，*7)	
	高さ	mm	4651*3，*10	
材料	胴板*11	－	SB42*12	
	上部鏡板*13	－	SB42*14	
	下部鏡板*13	－	SB42*14	
	マンホール	－	SB42*7	
	マンホール平板	－	SB42*7	
個　数		－	1	

注記　＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「樹脂貯槽」と記載。

＊2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「縦型円筒圧力式」と記載。

＊3：公称値を示す。

＊4：ＳＩ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 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-4 復水脱塩系機器・配管の規格計算書」のうち，「Ⅲ-1-4-4　樹脂貯槽（Ⅲ-1-4-5)」による。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板厚　（上部)」と記載。

＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板厚　（下部)」と記載。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には，脚から樹脂入口管台までの高さである「5573」と記載。記載内容は，設計図書による。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ＳＢ４２[redacted]」と記載。

＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鏡板」と記載。

＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ＳＢ４２[redacted]」と記載。

＊15：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*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
復水脱塩系	復水脱塩塔入口弁*2 ～ 復水脱塩系脱塩器	1.38*3	66	318.5	10.3*1	STPT42	復水脱塩系	変更なし					
	復水脱塩系脱塩器*4 ～ 復水脱塩塔出口弁	1.38*3	66	318.5	10.3*1	STPT42		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「脱塩器入口止め弁より脱塩器まで」と記載。

＊3：ＳＩ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「脱塩器より脱塩器出口止め弁まで」と記載。

4.4　給水加熱器ドレン系

(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*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
給水加熱器ドレン系						給水加熱器ドレン系					
第１給水加熱器*2 ～ 第２給水加熱器	2.97*3	235	216.3	8.2*1	STPT49	変更なし					
	1.81*3	210	267.4	12.7*1	STPA23						
第１給水加熱器ドレン管*2 ～ 弁 LCV-5-11.54A，B，C	2.97*3	235	216.3	8.2*1	STPT49	—*4					
第２給水加熱器*5 ～ 第３給水加熱器	1.81*3	210	318.5	10.3*1	STPT42	変更なし					
	0.69*3	172	355.6	15.1*1	STPA23						
第２給水加熱器ドレン管*5 ～ 弁 LCV-5-12.54A，B，C	1.81*3	210	318.5	10.3*1	STPT42	—*4					
第３給水加熱器*6 ～ 第４給水加熱器	0.69*3	172	457.2	□ (12.7*1)	SB42	変更なし					
			406.4	□ (9.5*1)	SB42						
			406.4*8	□ (9.5*1，*8)	SB410*8						
	0.42*3	155	457.2	□ (12.7*1)	STPA23 相当 □						
			457.2*8	□ (12.7*1，*8)	STPA23 相当*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 (mm)	厚さ (mm)	材料
給水加熱器ドレン系	第３給水加熱器ドレン管 *6 ～ 弁 LCV-5-13.54A，B，C	0.69*3	172	406.4	[redacted] (9.5*1)	SB42	給水加熱器ドレン系	—*4					
	第４給水加熱器 *9 ～ 第５給水加熱器	0.42*3	155	508.0*8	[redacted] (9.5*1，*8)	SB410*8		変更なし					
				457.2	[redacted] (9.5*1)	SB42							
		0.35*15	149	508.0	[redacted] (12.7*1)	STPA23 相当 [redacted]							
	第４給水加熱器ドレン管 *9 ～ 弁 LCV-5-14.54A，B，C	0.42*3	155	457.2	[redacted] (9.5*1)	SB42		—*4					
	第５給水加熱器 *10 ～ ドレンポンプ	0.35*15	149	508.0	[redacted] (9.5*1)	SB42		変更なし					
				508.0	[redacted] (9.0*1)	SM41B							
	第５給水加熱器ドレン管 *10 ～ 弁 LCV-5-15.54A，B，C	0.35*15	149	508.0	[redacted] (9.5*1)	SB42		—*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 (mm)	厚さ (mm)	材料
給水加熱器ドレン系	ドレンポンプ ～ 第６給水加熱器	0.70	149	406.4	[redacted] (9.5*1)	SB42	給水加熱器ドレン系	変更なし					
		0.35	149	406.4	[redacted] (12.7*1)	SCMV3		—*4					
				711.2	[redacted] (12.7*1)	SCMV3		変更なし					
	第６給水加熱器*11 ～ 弁 LCV-5-16.53A，B，C	0.35*15	149	508.0*12	[redacted] (9.5*1)	SB42		変更なし					
				508.0*8	[redacted] (9.5*1，*8)	SB410*8							
	第６給水加熱器*11 ～ 弁 LCV-5-16.54A，B，C	0.35*15	149	508.0*12	[redacted] (9.5*1)	SB42		—*4					
				508.0*8	[redacted] (9.5*1，*8)	SB410*8							
	湿分分離器ドレンタンク出口*13 第３給水加熱器側逆止弁 ～ 第３給水加熱器	1.81*3	210	318.5*14	10.3*1	STPT42		変更なし					
				355.6	15.1*1	STPA23							
		0.69*3	172	355.6	15.1*1	STPA23							

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「第１給水加熱器より第２給水加熱器および主復水器入口調整弁まで」と記載。

＊3：ＳＩ単位に換算したもの。

＊4：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。

＊5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「第２給水加熱器より第３給水加熱器および主復水器入口調整弁まで」と記載。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「第３給水加熱器より第４給水加熱器および主復水器入口調整弁まで」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 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「Ⅲ-1-8 給水加熱器ドレン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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「第４給水加熱器より第５給水加熱器および主復水器入口調整弁まで」と記載。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「第５給水加熱器よりドレンポンプおよび主復水器入口調整弁まで」と記載。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「第６給水加熱器より主復水器入口調整弁まで」と記載。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「508」と記載。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「Ⅲ-1-8 給水加熱器ドレン系配管の規格計算書」による。

＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「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（逆止弁より第３給水加熱器へ)」と記載。

＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「318.0」と記載。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「Ⅲ-1-8 給水加熱器ドレン系配管の規格計算書」による。

＊15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3.6 kg/cm²g／760 mmHg」と記載。記載内容は，正圧側をＳＩ単位に換算したもの。

4.5　抽気系

(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*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
抽気系	弁 RCV 6-2-11-50A，B，C *2 ～ 第１給水加熱器（3 系列）	2.97*3	235	355.6	11.1*1	STPA23	抽気系	変更なし					
	弁 RCV 6-2-12-50A，B，C *4 ～ 第２給水加熱器（3 系列）	1.81*3	210	508.0	[redacted] (9.5*1)	STPA23 相当 [redacted]		変更なし					
	弁 RCV 6-2-13-50A，B，C *6 ～ 第３給水加熱器（3 系列）	0.69*3	172	406.4	[redacted] (9.5*1)	STPA23 相当 [redacted]		変更なし					
				406.4*7	9.5*1，*7	STPA23*7							
				267.4	9.3*1	STPA23							
		1.03*3	233	406.4	[redacted] (9.5*1)	STPA23 相当 [redacted]		—*8					
	弁 RCV 6-2-14-50A，B，C *9 ～ 第４給水加熱器（3 系列）	0.42*3	155	762.0	[redacted] (9.5*1)	STPA23 相当 [redacted]		変更なし					
				762.0	[redacted] (9.5*1)	SCMV3							
	弁 RCV 6-2-15-50A，B，C *12，*16 ～ 第５給水加熱器（3 系列） （次頁へ続く）	0.35	149	1016.0	[redacted] (12.7*1)	STPA23 相当 [redacted]		変更なし					
				1016.0	[redacted] (12.7*1)	SCMV3							
				762.0	[redacted] (9.5*1)	STPA23 相当 [redacted]							
				762.0	[redacted] (12.7*1)	SCMV3							

（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（mm）	厚さ（mm）	材料
抽気系	（前頁からの続き）	0.35	149	762.0*7	[redacted]（9.5*1，*7）	SCMV3*7	抽気系	変更なし					
抽気系	低圧タービン ～ 第６給水加熱器 （主復水器内抽気管）	0.35	138	762.0	[redacted]（9.5*1）	SCMV3	抽気系	—*8					
				891.0	2.0*1 ×2*13	SUS316L							
				765.0*15	[redacted]（12.0*1）	SUS316L							
				762.0	[redacted]（9.5*1）	SCMV3		変更なし					
	弁 6-2V21*14 ～ 原子炉給水ポンプ駆動用 蒸気タービン	1.81*3	210	355.6	11.1*1	STPA23		変更なし					
				267.4	9.3*1	STPA23							
				318.5	10.3*1	STPA23							

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「高圧タービン出口逆止弁より第一給水加熱器まで（3 系列）」と記載。

＊3：ＳＩ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「第２給水加熱器入口逆止弁より第二給水加熱器まで（3 系列）」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 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「Ⅲ-1-7　抽気系配管の規格計算書」による。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「低圧タービン出口逆止弁より第三給水加熱器及びタービングランド蒸気蒸発器入口弁まで（3 系列）」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：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。

＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「低圧タービン出口逆止弁より第４A 給水加熱器まで」，「低圧タービン出口逆止弁より第４BC 給水加熱器まで」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 56 年 9 月 14 日付け発発発第 316 号にて届け出した工事計画の添付書類「1-1-2-1　管の強度計算書」による。

＊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 58 年 9 月 17 日付け発業発第 315 号にて届け出した工事計画の添付書類「1-1-2-1　管の強度計算書」による。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「低圧タービン出口逆止弁から第５給水加熱器（3 系列）」と記載。

＊13：2 層を示す。

＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「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」と記載。

＊15：記載の適正化を行う。「762.0」と記載。記載内容は，設計図書による。

＊16：記載内容は，既工事計画書（平成 23 年 5 月 25 日付け発室発第 77 号工事計画届出書）による。なお，本工事計画書は，届け出した工事計画に対して基本設計方針の変更を行うことに伴い申請するものである。

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	弁B22-F028 ～ 低圧マニホールドB 入口配管分岐点 ～ 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*3	[redacted](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B 入口配管分岐点 ～ 弁E32-F002E, 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	弁B22-F028と 弁B22-F098間の 主蒸気管 ～ 低圧マニホールドA 入口配管分岐点 ～ サプレッション・ チェンバ *7	8.62*1	302	60.5	8.7*2,	STPT42	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							
				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*3	[redacted] (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A 入口配管分岐点 ～ 弁E32-F002A，B，C，D *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	8.0*3, *5	S25C*3							
				34.5*3, *4 /34.5*3, *4 /－	8.0*3, *5 /8.0*3, *5 /－	S25C*3							

注記　＊1：ＳＩ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。

＊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。

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以上*3（53.0*4，*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	[redacted]	
主要寸法	管側	胴内径*5	mm	2000*4	
		鏡板厚さ*6	mm	[redacted]（40.0*4）	
		鏡板の形状に係る寸法	mm	1000*4，*7 （鏡板内半径）	
		管台外径（管側入口）	mm	520.0*4，*7	
		管台厚さ（管側入口）	mm	[redacted]（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	[redacted]（40.0*4，*7）	
		胴フランジ厚さ	mm	[redacted]（150.0*4，*7）	
	胴側	胴内径	mm	2000*4	
		胴板厚さ*8	mm	[redacted]（38.0*4） （55.0*4）	
		鏡板厚さ*8	mm	[redacted]（65.0*4）	
		鏡板の形状に係る寸法	mm	2000*4，*7 （鏡板長径） 500*4，*7 （鏡板短径の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	[redacted]（14.6*4，*7）	
		管台外径（胴側出口）	mm	558.8*4，*7	
		管台厚さ（胴側出口）	mm	[redacted]（14.6*4，*7）	
		胴フランジ厚さ	mm	[redacted]（150.0*4，*7）	

（続き）

				変　更　前		変更後
主要寸法	管板厚さ		mm	[redacted](230.0*4)		変更なし
	伝熱管外径		mm	[redacted]		
	伝熱管厚さ		mm	[redacted]		
	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		
	伝熱管		－	CNTF3-0		
個数			－	2		
取付箇所	系統名（ラインン名）		－	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		－	[redacted] EL.2.00 m*3	[redacted] EL.2.00 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：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：ＳＩ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「16.66×10^6 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，代替循環冷却系）と兼用する。

＊17：記載の適正化を行う。既工事計画には［　　］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 A*1	残留熱除去系ポンプ B*1	残留熱除去系ポンプ C*1	残留熱除去系ポンプ A*8	残留熱除去系ポンプ B*8	残留熱除去系ポンプ C*9
ポンプ	種類		－	ターボ形*2			変更なし		
	容量		m^3/h/個	1691.9 以上*3（1691.9*4）					
	揚程*5		m	85.3 以上*3（85.3*4）					
	最高使用圧力		MPa	吸込側 1.52*3 吐出側 3.50*3					
	最高使用温度		℃	182*3					
	主要寸法	吸込口径	mm	600*3，*4					
		吐出口径	mm	350*3，*4					
		ケーシング外径	mm	1100*3，*4					
		ケーシング厚さ	mm	[redacted]（14.0*3，*4）					
		高さ	mm	9490*3，*4					
	材料	ケーシング	－	[redacted]					
		ケーシングカバー	－	[redacted]					
	個数		－	1*7	1*7	1*7			
	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*6	残留熱除去系ポンプ B 残留熱除去系 B*6	残留熱除去系ポンプ C 残留熱除去系 C*6			
		設置床	－	[redacted] EL.-4.00 m*6	[redacted] EL.-4.00 m*6	[redacted] EL.-4.00 m*6			
		溢水防護上の区画番号	－	－			RB-B2-15	RB-B2-14	RB-B2-5
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	－				EL.-1.58 m 以上	EL.-1.58 m 以上	EL.-1.58 m 以上
原動機	種類		－	誘導電動機			変更なし		
	出力		kW/個	680					
	個数		－	1*7	1*7	1*7			
	取付箇所		－	ポンプと同じ*6					

注記　＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には独立した3系列を合わせた「ポンプ」と記載。

＊2：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。

＊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図面「第2-2-2図　残留熱除去系ポンプ組立外形図」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「全揚程」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：記載の適正化を行う。既工事計画書には独立した3系列を合わせた個数「3」と記載。

＊8：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，代替循環冷却系）と兼用する。

＊9：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。

(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*1	残留熱除去系ストレーナA*2	残留熱除去系ストレーナB*2	残留熱除去系ストレーナC*3
種類		－	円錐支持ディスク形			変更なし		
容量		m^3/h/組	[redacted]					
最高使用圧力		MPa*7	－［0.310*8，*9］			変更なし －［0.493］*8，*10		
最高使用温度		℃	104.5			変更なし 148*10		
主要寸法	外径	mm	[redacted]			変更なし		
	長さ	mm						
	最小ディスクセット幅	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	－						
材料	多孔プレート	－	SUS304L					
	リブ	－	SUS304					
個数		－	2*13	2*13	2*13			
*4 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*4	残留熱除去系 ストレーナB 残留熱除去系B*4	残留熱除去系 ストレーナC 残留熱除去系C*4			
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.-4.00 m*14	原子炉格納容器 EL.-4.00 m*14	原子炉格納容器 EL.-4.00 m*14			
	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。既工事計画書には独立した3系列を合わせた「残留熱除去系ストレーナ」と記載。

＊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装置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，代替循環冷却系）と兼用する。

＊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）と兼用する。

＊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：残留熱除去系ポンプ1台の定格容量を示す。
＊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「kPa」と記載。
＊8：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，サプレッション・チェンバの最高使用圧力を［　］内に示す。
＊9：kPaからMPaに換算した値である。
＊10：重大事故等時の値を示す。
＊11：圧損評価長さを示す。
＊12：ボトムスペーサに接続するディスクセット幅を示す。
＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には独立した3系列を合わせた「6」と記載。残留熱除去系ストレーナは，独立した3系列のそれぞれで2個を1組として使用する。
＊14：既工事計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。

(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	[redacted]	
主要寸法	呼び径	－	25 A	
	のど部の径	mm	[redacted]	
	弁座口の径	mm		
	リフト	mm		
材料（弁箱）		－		
駆動方法		－	－	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	E12-F005 残留熱除去系	
	設置床	－	[redacted] 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	[redacted]					
主要寸法	呼び径	－	25 A					
	のど部の径	mm	[redacted]					
	弁座口の径	mm						
	リフト	mm						
材料（弁箱）		－						
駆動方法		－	－					
個　数		－	3					
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	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	－	[redacted] EL.8.20 m	[redacted] EL.20.30 m	[redacted] 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，代替循環冷却系）と兼用する。

＊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の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）と兼用する。

			変　更　前*1	変更後
名称			E12-FF028	変更なし
種類		－	平衡型	
吹出圧力		MPa	8.62	
吹出量		kg/h/個	[redacted]	
主要寸法	呼び径	－	25 A	
	のど部の径	mm	[redacted]	
	弁座口の径	mm		
	リフト	mm		
材料（弁箱）		－		
駆動方法		－	－	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	E12-FF028 残留熱除去系	
	設置床	－	[redacted] 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*3	
最高使用温度		℃	302*3	
主要寸法	呼び径	－	500 A	
	弁箱厚さ	mm	[redacted]	
	弁ふた厚さ	mm		
材料	弁箱	－		
	弁ふた	－		
	弁体	－		
駆動方法		－	電気作動*5	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ライン名）	－	E12-F008 残留熱除去系 A*4	
	設置床	－	[redacted] EL.14.00 m*4	
	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.14.69 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「仕切弁」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，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した工事計画書の添付図面「第2-21図　残留熱除去系主要弁構造図　仕切弁」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：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*3	
最高使用温度		℃	302*3	
主要寸法	呼び径	－	500 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		－	電気作動*5	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ライン名）	－	E12-F009 残留熱除去系 A*4	
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.14.00 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	－		

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「仕切弁」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，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」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：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	[redacted]	
	弁ふた厚さ	mm		
材料	弁箱	－		
	弁ふた	－		
	弁体	－		
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（テスタブル）」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*4
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	[redacted]	
	弁ふた厚さ	mm		
材料	弁箱	－		
	弁ふた	－		
	弁体	－		
駆動方法		－	窒素作動*3	
個　数		－	1	
取付箇所	系統名（ライン名）	－	E12-F050B 残留熱除去系 B*2	
	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：既工事計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した工事計画書の添付図面「第 2-22 図　残留熱除去系主要弁構造図　テスタブルチェックバルブ」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「窒素作動（テスタブル）」と記載。

＊4：E12-F050B については取替えを実施する。

			変　更　前		変　更　後*6	
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*3			
最高使用温度		℃	302*3			
主要寸法	呼び径	－	300 A			
	弁箱厚さ	mm	[redacted]		[redacted]	
	弁ふた厚さ	mm				
材料	弁箱	－			変更なし	
	弁ふた	－				
	弁体	－			[redacted]	
駆動方法		－	電気作動*5		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*4	E12-F053B 残留熱除去系 B*4		
	設置床	－	[redacted] EL.14.00 m*4	[redacted] EL.14.00 m*4		
	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.14.59 m 以上	EL.14.59 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「玉形弁」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，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した工事計画書の添付図面「第 2-23 図　残留熱除去系主要弁構造図　玉形弁」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：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：E12-F053A,B については取替えを実施する。

			変　更　前			変更後
名称			E12-F041A,B,C*1			変更なし
種類		－	逆止め弁*2			
最高使用圧力		MPa	8.62*3			
最高使用温度		℃	302*3			
主要寸法	呼び径	－	300 A			
	弁箱厚さ	mm	[redacted]			
	弁ふた厚さ	mm				
材料	弁箱	－				
	弁ふた	－	SB480 相当 [redacted] *4			
	弁体	－	SF490A 相当 [redacted] *4			
駆動方法		－	窒素作動*5			
個数		－	1			
取付箇所	系統名（ライン名）	－	E12-F041A 残留熱除去系 A*4	E12-F041B 残留熱除去系 B*4	E12-F041A 残留熱除去系 C*4	
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.20.30 m*4	原子炉格納容器 EL.20.30 m*4	原子炉格納容器 EL.29.00 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	－				

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「逆止弁」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，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した工事計画書の添付図面「第 2-25 図　残留熱除去系主要弁構造図　テスタブルチェックバルブ」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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「窒素作動（テスタブル）」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*3					
最高使用温度		℃	302*3					
主要寸法	呼び径	－	300 A					
	弁箱厚さ	mm	[redacted]					
	弁ふた厚さ	mm						
材料	弁箱	－						
	弁ふた	－						
	弁体	－						
駆動方法		－	電気作動*5					
個数		－	3					
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	E12-F042A 残留熱除去系 A*4	E12-F042B 残留熱除去系 B*4	E12-F042C 残留熱除去系 C*4			
	設置床	－	[redacted] EL.20.30 m*4	[redacted] EL.20.30 m*4	[redacted] EL.20.30 m*4			
	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.20.30 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。

＊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：既工事計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した工事計画書の添付図面「第 2-26 図　残留熱除去系主要弁構造図　仕切弁」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：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	[redacted]	
	弁ふた厚さ	mm		
材料	弁箱	－		
	弁ふた	－		
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 A	
	設置床	－	[redacted] 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*3			
最高使用温度		℃	174*3			
主要寸法	呼び径	－	100 A			
	弁箱厚さ	mm				
	弁ふた厚さ	mm				
材料	弁箱	－				
	弁ふた	－				
駆動方法		－	電気作動*5			
個数		－	2			
取付箇所	系統名（ライン名）	－	E12-F027A 残留熱除去系 A*4	E12-F027B 残留熱除去系 B*4		
	設置床	－	EL.8.20 m*4	EL.8.20 m*4		
	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. 8.30 m 以上	EL. 8.85 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：記載の記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切弁」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，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 2-2-4 図その 6　残留熱除去系主要弁構造図　仕切弁」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：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*1		変更なし	
種　　類		－	止め弁*2			
最高使用圧力		MPa	3.45*3			
最高使用温度		℃	174*3			
主要寸法	呼び径	－	400 A			
	弁箱厚さ	mm	[redacted]			
	弁ふた厚さ	mm				
材料	弁箱	－				
	弁ふた	－				
駆動方法		－	電気作動*5			
個　　数		－	2*6			
取付箇所	系統名（ライン名）	－	E12-F024A 残留熱除去系 A*4	E12-F024B 残留熱除去系 B*4		
	設置床	－	[redacted] EL.8.20 m*4	[redacted] EL.20.30 m*4		
	溢水防護上の区画番号	－	－		RB-1-1	RB-3-2
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－			EL. 8.30 m 以上	EL. 20.30 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：記載の記載の適正化を行う。既工事計画書には「玉形弁」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，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した工事計画書の添付図面「第 2-28 図　残留熱除去系主要弁構造図　玉形弁」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：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：記載の適正化を行う。既工事計画書には弁 E12-F021 を含めた個数である「3」と記載。

			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	[redacted]			
	弁ふた厚さ	mm				
材料	弁箱	－				
	弁ふた	－				
駆動方法		－	電気作動			
個数		－	2			
取付箇所	系統名（ライン名）	－	E12-F048A 残留熱除去系 A	E12-F048B 残留熱除去系 B		
	設置床	－	[redacted] EL.2.00 m	[redacted] EL.2.00 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. 2.14 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 (mm)	厚さ (mm)	材料
残留熱除去系	*10 残留熱除去系ストレーナA ～ サプレッション・チェンバ	－[0.310]*45	104.5	[redacted]	[redacted]	GSTPL 相当 [redacted]	残留熱除去系	*29 残留熱除去系ストレーナA ～ サプレッション・チェンバ	変更なし －[0.493]*3,*45	変更なし 148*3	変更なし		
	*10 残留熱除去系ストレーナB ～ サプレッション・チェンバ	－[0.310]*45	104.5	[redacted]	[redacted]	GSTPL 相当 [redacted]		*29 残留熱除去系ストレーナB ～ サプレッション・チェンバ	変更なし －[0.493]*3,*45	変更なし 148*3	変更なし		
	*10 残留熱除去系ストレーナC ～ サプレッション・チェンバ	－[0.310]*45	104.5	[redacted]	[redacted]	GSTPL 相当 [redacted]		*30 残留熱除去系ストレーナC ～ サプレッション・チェンバ	変更なし －[0.493]*3,*45	変更なし 148*3	変更なし		
	*11 サプレッション・チェンバ ～ 弁 E12-F004A	0.86*1	100	609.6	[redacted] (9.5*2)	SM41B		*29 サプレッション・チェンバ ～ 弁 E12-F004A	変更なし	変更なし 148*3	変更なし		
	*11 弁 E12-F004A ～ 残留熱除去系ポンプA 吸込管合流点	1.52*1	174	609.6	[redacted] (9.5*2,*5)	SM50B		*29 弁 E12-F004A ～ 残留熱除去系ポンプA 吸込管合流点	変更なし				
	*11 残留熱除去系ポンプA 吸込管合流点 ～ 残留熱除去系ポンプA	1.52*1	174	609.6	[redacted] (9.5*2,*5)	SM50B		*29 残留熱除去系ポンプA 吸込管合流点 ～ 残留熱除去系ポンプA	変更なし				
	*11 サプレッション・チェンバ ～ 弁 E12-F004B	0.86*1	100	609.6	[redacted] (9.5*2,*5)	SM41B		*29 サプレッション・チェンバ ～ 弁 E12-F004B	変更なし	変更なし 148*3	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
残留熱除去系	*11 弁 E12-F004B ～ 残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点	1.52*1	174	609.6	[redacted] (9.5*2,*5)	SM50B	残留熱除去系	*29 弁 E12-F004B ～ 残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点	変更なし				
	*11 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 B	1.52*1	174	609.6	[redacted] (9.5*2,*5)	SM50B		*29 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 B	変更なし				
	*12 再循環系ポンプ吸込管分岐点 ～ 弁 E12-F009	8.62*1	302	508.0	[redacted] (32.5*2,*5)	SUS304TP		変更なし					
	*12 弁 E12-F009 ～ 弁 E12-F008	8.62*1	302	508.0	[redacted] (32.5*2,*5)	SUS304TP		変更なし					
								—*6					
	*13 弁 E12-F008 ～ 原子炉停止時冷却系 配管分岐点	1.52*1	174	508.0*7	9.5*2,*7	STPT42*4		変更なし					
				508.0	[redacted] (9.5*2)	SM41B							
				609.6*7 /508.0*7	[redacted] (9.5*2,*7) (9.5*2,*7)	SM50B*7							
				609.6	[redacted] (9.5*2,*5)	SM50B							
	*13 原子炉停止時冷却系 配管分岐点 ～ 残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点	1.52*1	174	609.6	[redacted] (9.5*2,)	SM50B		変更なし					
				609.6*7 /457.2*7	[redacted] (9.5*2,*7) (9.5*2,*7)	SM50B*7							
				457.2	[redacted] (9.5*2)	SM41B							
				457.2*4	9.5*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（mm）	厚さ（mm）	材料
残留熱除去系	*13 原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ 残留熱除去系ポンプB吸込管合流点	1.52*1	174	457.2	[redacted](9.5*2)	SM41B	残留熱除去系	変更なし					
				457.2*7	9.5*2,*7	STPT42*4							
	*13 残留熱除去系ポンプC吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系ポンプC吸込管合流点	1.52*1	174	457.2	[redacted](9.5*2)	SM41B		—*6					
				457.2*7	9.5*2,*7	STPT42*4							
	*14 残留熱除去系ポンプA ～ 残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点	3.45*1	174	457.2*7 /355.6*7	[redacted](14.3*2,*7) (11.1*2,*7)	SM41B*7		*29 残留熱除去系ポンプA ～ 残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点	変更なし				
				457.2	[redacted](14.3*2)	SM41B							
				457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4							
	*14 残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A	3.45*1	174	457.2	[redacted](14.3*2)	SM41B		*29 残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A	変更なし				
				457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4							
		3.45*1	249	457.2	[redacted](14.3*2)	SM41B							
				457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4							
				558.8*7 /457.2*7	[redacted](15.9*2,*7) (14.3*2,*7)	SM41B*7							
	*14 残留熱除去系ポンプB ～ 残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点	3.45*1	174	355.6	11.1*2	STPT42		*29 残留熱除去系ポンプB ～ 残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点	変更なし				
				457.2*7 /355.6*7	[redacted](14.3*2,*7) (11.1*2,*7)	SM41B*7							
				457.2	[redacted](14.3*2)	SM41B							
				457.2*7	14.3*2,*7	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	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B *14	3.45*1	174	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B	残留熱除去系	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B *29	変更なし				
		3.45*1	249	457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4							
				457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B							
				558.8*7 /457.2*7	[redacted] (15.9*2,*7) (14.3*2,*7)	SM41B*7							
	残留熱除去系熱交換器A ～ 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*7 /457.2*7	[redacted] 15.9*2,*7) (14.3*2,*7)	SM41B*7		残留熱除去系熱交換器A ～ 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	[redacted] (14.3*2)	SM41B					変更なし	SGV410	
				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
	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A 出口管合流点 *15	3.45*1	249	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B		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A 出口管合流点 *31	変更なし	変更なし	変更なし		SGV410
		3.45*1	174	457.2	[redacted] (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 ～ 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	[redacted] (14.3*2)	SM41B		残留熱除去系熱交換器A 出口管合流点 ～ A系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点 *31	変更なし				
				457.2*7	14.3*2,*7	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	*15 A系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点 ～ A系統ドライウェル スプレイ配管分岐点	3.45*1	174	—			残留熱除去系	*32 A系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点 ～ A系統ドライウェル スプレイ配管分岐点	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2 /14.3*2 /8.2*2	STPT410
				457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B					変更なし		
				457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4							
	*15 A系統ドライウェル スプレイ配管分岐点 ～ A系統テスト配管分岐点	3.45*1	174	406.4	[redacted] (12.7*2)	SM50B		*33 A系統ドライウェル スプレイ配管分岐点 ～ A系統テスト配管分岐点	変更なし				
	*15 A系統テスト配管分岐点 ～ 低圧代替注水系 残留熱除去系配管 A系合流点	3.45*1	174	406.4	[redacted] (12.7*2,*5)	SM50B		*34 A系統テスト配管分岐点 ～ 低圧代替注水系 残留熱除去系配管 A系合流点	変更なし				
	*15 低圧代替注水系 残留熱除去系配管 A系合流点 ～ A系統原子炉注水管分岐点	3.45*1	174	—				*35 低圧代替注水系 残留熱除去系配管 A系合流点 ～ A系統原子炉注水管 分岐点	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	[redacted] (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							

（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 A系統原子炉注水管分岐点*15 ～ 格納容器スプレイヘッダA（ドライウェル側）	3.45*1	174	406.4	[redacted] (12.7*2,*5)	SM50B	残留熱除去系 A系統原子炉注水管分岐点*35 ～ 格納容器スプレイヘッダA（ドライウェル側）	変更なし				
	3.45*1	77	406.4	[redacted] (12.7*2,*5)	SM50B		変更なし	変更なし 148*3	変更なし		
残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器B*15 ～ B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	3.45*1	249	558.8*7 /457.2*7	[redacted] (15.9*2,*7) (14.3*2,*7)	SM41B*7	残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器B*29 ～ B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	変更なし	変更なし	変更なし		SGV410
			457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B				変更なし	SGV410	
			457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4				－		
			－						457.2 /457.2 /457.2	[redacted] (14.3*2) (14.3*2) (14.3*2)	SGV410
B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点*15 ～ 残留熱除去系熱交換器B出口管合流点	3.45*1	249	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B	B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点*31 ～ 残留熱除去系熱交換器B出口管合流点	変更なし				
	3.45*1	174	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B						
残留熱除去系熱交換器B出口管合流点 ～ B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	3.45*1	174	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B	残留熱除去系熱交換器B出口管合流点*31 ～ B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	変更なし				
			457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4						
B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点*15 ～ B系統テスト配管分岐点	3.45*1	174	－			B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点*32 ～ B系統テスト配管分岐点	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2 /14.3*2 /8.2*2	STPT410
			457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B				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	*15 B系統テスト配管分岐点 ～ B系統 サプレッション・チェンバ スプレイ配管分岐点	3.45*1	174	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B	残留熱除去系	*34 B系統テスト配管分岐点 ～ B系統 サプレッション・チェンバ スプレイ配管分岐点	変更なし				
	*15 B系統 サプレッション・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B系合流点	3.45*1	174	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B		*34 B系統 サプレッション・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B系合流点	変更なし				
				457.2*7 /406.4*7	[redacted] 14.3*2,*7) (12.7*2,*7)	SM41B*7							
				406.4	[redacted] (12.7*2,*5)	SM50B							
	*15 低圧代替注水系 残留熱除去系 配管B系合流点 ～ 格納容器スプレイヘッダB （ドライウェル側）	3.45*1	174	－				*35 低圧代替注水系 残留熱除去系 配管B系合流点 ～ 格納容器スプレイヘッダB （ドライウェル側）	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	[redacted] (12.7*2,*5)	SM50B					変更なし		
		3.45*1	77	406.4	[redacted] (12.7*2,*5)	SM50B			変更なし	変更なし 148*3	変更なし		
	*16 残留熱除去系熱交換器A バイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A 出口管合流点	3.45*1	174	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B		*30 残留熱除去系熱交換器A バイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A 出口管合流点	変更なし				
	*16 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B 出口管合流点	3.45*1	174	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B		*30 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B 出口管合流点	変更なし				
				457.2*7	14.3*2,*7	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	サプレッション・チェンバ *17 ～ 弁 E12-F004C	0.86*1	100	609.6	[redacted] (9.5*2,*5)	SM41B	残留熱除去系	サプレッション・チェンバ *30 ～ 弁 E12-F004C	変更なし	変更なし 148*3	変更なし		
	弁 E12-F004C *17 ～ 残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点	0.86*1	100	609.6	[redacted] (9.5*2)	SM41B		弁 E12-F004C *30 ～ 残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点	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 *17 ～ 残留熱除去系ポンプ C	0.86*1	100	609.6	[redacted] (9.5*2,*5)	SM41B		残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点 *30 ～ 残留熱除去系ポンプ C	変更なし	変更なし 148*3	変更なし		
	残留熱除去系ポンプ C *18 ～ 低圧代替注水系残留熱除去系 配管 C 系合流点	3.45*1	100	355.6*7	11.1*2,*7	STPT42*4		残留熱除去系ポンプ C *30 ～ 低圧代替注水系残留熱除去系 配管 C 系合流点	変更なし	変更なし 148*3	変更なし		
				457.2*7 /355.6*7	[redacted] (14.3*2,*7) (11.1*2,*7)	SM41B*7							
				457.2	[redacted] (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 *18 ～ C 系統低圧注水系配管分岐点	3.45*1	100	—				低圧代替注水系残留熱除去系 配管 C 系合流点 *36 ～ C 系統低圧注水系配管分岐点	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	[redacted] (14.3*2)	SM41B					変更なし		
				457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4							
	C 系統低圧注水系配管分岐点 *18 ～ 弁 E12-F042C	3.45*1	100	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B		C 系統低圧注水系配管分岐点 *36 ～ 弁 E12-F042C	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*7 /318.5*7	[redacted] (14.3*2,*7) (10.3*2,*7)	SM41B*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*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
残留熱除去系	A系統テスト配管分岐点*19 ～ A系統 サプレッション・チェンバ スプレイ配管分岐点	3.45*1	174	406.4	[redacted] (12.7*2)	SM50B	残留熱除去系	A系統テスト配管分岐点*37 ～ A系統 サプレッション・チェンバ スプレイ配管分岐点	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*19 ～ A系統代替循環冷却系 テスト配管合流点	3.45*1	174	406.4	[redacted] (12.7*2,*5)	SM50B		A系統 サプレッション・チェンバ スプレイ配管分岐点*38 ～ A系統代替循環冷却系 テスト配管合流点	変更なし				
		3.45*1	100	406.4	[redacted] (12.7*2)	SM50B			変更なし	変更なし 148*3	変更なし		
		0.86*1	100	406.4	[redacted] (9.5*2)	SM41B			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*19 ～ サプレッション・チェンバ	0.86*1	100	406.4	[redacted] (9.5*2)	SM41B		A系統代替循環冷却系 テスト配管合流点*39 ～ サプレッション・チェンバ	変更なし	変更なし 148*3	変更なし		
				406.4*7	9.5*2,*7	STPT38*4							
				406.4*7	9.5*2,*7	STPT42*4							
				406.4	[redacted] (12.7*2)	SM50B							
	B系統テスト配管分岐点*19 ～ B系統代替循環冷却系 原子炉注水配管合流点	3.45*1	174	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B		B系統テスト配管分岐点*40 ～ B系統代替循環冷却系 原子炉注水配管合流点	変更なし				
				457.2*7	14.3*2,*7	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系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点 *19 ～ B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	3.45*1	174	—			残留熱除去系	B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点 *41 ～ B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2 /14.3*2 /8.2*2	STPT410
				457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B					変更なし		
				457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4							
	B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 *19 ～ B系統低圧注水系配管分岐点	3.45*1	174	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B		B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 *41 ～ B系統低圧注水系配管分岐点	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 *19 ～ B系統代替循環冷却系テスト配管合流点	3.45*1	174	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B		B系統低圧注水系配管分岐点 *38 ～ B系統代替循環冷却系テスト配管合流点	変更なし	変更なし	変更なし		
				457.2*7	14.3*2,*7	STPT42*4							
				457.2*7 /406.4*7	[redacted] 14.3*2,*7) (12.7*2,*7)	SM41B*7							
				406.4	[redacted] (12.7)	SM50B							
		3.45*1	100	406.4	[redacted] (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	[redacted] (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系統代替循環冷却系テスト配管合流点～サプレッション・チェンバ*19	0.86*1	100	—			残留熱除去系 B系統代替循環冷却系テスト配管合流点～サプレッション・チェンバ*39	変更なし	変更なし 148*3	406.4 /406.4 /216.3	12.7*2 /12.7*2 /8.2*2	STPT410
			406.4	[redacted] (9.5*2)	SM41B				変更なし		
			406.4*7	9.5*2,*7	STPT38*4						
			406.4*7	9.5*2,*7	STPT42*4						
			406.4	[redacted] (12.7*2)	SM50B						
C系統低圧注水系配管分岐点～C系統低圧注水系配管合流点*19	3.45*1	100	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B		—*6				
			457.2*7 /406.4*7	[redacted] (14.3*2,*7) (12.7*2,*7)	SM41B*7						
			406.4	[redacted] (12.7*2)	SM50B						
A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点～A系統原子炉停止時冷却系配管分岐点*20	3.45*1	174	457.2	[redacted] (14.3*2)	SM41B		A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点～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～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	[redacted] (14.3*2)	SM41B		A系統原子炉停止時冷却系配管分岐点～A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点*30	変更なし			
			457.2*7 /355.6*7	[redacted] (14.3*2,*7) (11.1*2,*7)	SM41B*7						
			355.6	11.1*2,*5	STPT42						
			355.6	11.1*2	STPT410*46						

（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 A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点～弁E12-F042A *20	3.45*1	174	—			残留熱除去系 A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点～弁E12-F042A *42	変更なし	変更なし	355.6/355.6/216.3	11.1*2/11.1*2/8.2*2	STPT410
			355.6	11.1*2,*5	STPT42				変更なし		
			355.6*7/318.5*7	11.1*2,*7/10.3*2,*7	STPT42*7						
B系統低圧注水系配管分岐点～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～弁E12-F042B *42	変更なし				
			355.6*4/—*4/355.6*4	11.1*2,*4/—*4/11.1*2,*4	STPT42*4						
			355.6*7/318.5*7	11.1*2,*7/10.3*2,*7	STPT42*7						
A系統原子炉停止時冷却系配管分岐点～弁E12-F053A *21	3.45*1	174	355.6	11.1*2,*5	STPT42		変更なし				
			355.6*7/318.5*7	11.1*2,*7/10.3*2,*7	STPT42*7						
			318.5	10.3*2	STPT42						
B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点～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～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～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

（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
残留熱除去系	*22 B系統 サプレッション・チェンバ スプレイ配管分岐点 ～ 格納容器スプレイヘッダ (サプレッション・チェンバ側)	3.45*1	174	114.3	6.0*2,*5	STPT42	残留熱除去系	*43 B系統 サプレッション・チェンバ スプレイ配管分岐点 ～ 格納容器スプレイヘッダ (サプレッション・チェンバ側)	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			
	*23 弁E12-F042A ～ 弁E12-F041A	8.62*1	302	318.5	17.4*2,*5	STS49		*42 弁E12-F042A ～ 弁E12-F041A	変更なし				
				318.5	[redacted] (17.4*2)	GSTPL相当 [redacted]			—*6				
	*23 弁E12-F041A ～ 原子炉圧力容器	8.62*1	302	318.5	17.4*2,*5	STS49		*42 弁E12-F041A ～ 原子炉圧力容器	変更なし				
	*23 弁E12-F042B ～ 弁E12-F041B	8.62*1	302	318.5	17.4*2,*5	STS49		*42 弁E12-F042B ～ 弁E12-F041B	変更なし				
				318.5	[redacted] (17.4*2)	GSTPL相当 [redacted]			—*6				
	*23 弁E12-F041B ～ 原子炉圧力容器	8.62*1	302	318.5	17.4*2,*5	STS49		*42 弁E12-F041B ～ 原子炉圧力容器	変更なし				
	*24 弁E12-F042C ～ 弁E12-F041C	8.62*1	302	318.5	17.4*2,*5	STS49		*44 弁E12-F042C ～ 弁E12-F041C	変更なし				
				318.5	[redacted] (17.4*2)	GSTPL相当 [redacted]			—*6				
	*24 弁E12-F041C ～ 原子炉圧力容器	8.62*1	302	318.5	17.4*2,*5	STS49		*44 弁E12-F041C ～ 原子炉圧力容器	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
残留熱除去系	弁E12-F053A *25 ～ 弁E12-F050A	10.7	302	318.5*4	[redacted] (25.4*2,*4)	SUSF316*4	残留熱除去系	変更なし					
				318.5	[redacted] (25.4*2)	SUS304TP		—*6					
				318.5*4	25.4*2,*4	SUS316TP*4		変更なし					
	弁E12-F050A *25 ～ 再循環系ポンプA吐出管合流点	10.7	302	318.5*4	[redacted] (25.4*2,*4)	SUSF316*4		変更なし					
				318.5	25.4*2,*5	SUS304TP							
	弁E12-F053B *25 ～ 弁E12-F050B	10.7	302	318.5	[redacted] (25.4*2)	SUSF316		変更なし					
				318.5	[redacted] (25.4*2)	SUS304TP		—*6					
				318.5	25.4*2	SUS316TP		変更なし					
	弁E12-F050B *25 ～ 再循環系ポンプB吐出管合流点	10.7	302	318.5	25.4*2,*5	SUS304TP		変更なし					
	弁G41-F016 *26 ～ 燃料プール冷却浄化系配管合流点	1.52*1	174	267.4	9.3*2,*5	STPT42		変更なし					
	B系統燃料プール冷却浄化系配管分岐点及びA系統燃料プール冷却浄化系配管分岐点 *27 ～ 弁G41-F036	3.45*1	174	267.4	9.3*2,*5	STPT42		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							

（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
残留熱除去系	A系統原子炉注水管分岐点*28 ～ 残留熱除去系原子炉注水管合流点	3.45*1	174	165.2	7.1*2,*5	STPT42	残留熱除去系	変更なし					
		8.62*1	302	165.2	11.0*2,*5	SUS304TP							

注記　＊1：ＳＩ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し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号にて届け出し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「残留熱除去系ストレーナからサ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ＡＢＣ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ＡＢＣ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，代替循環冷却系）と兼用する。

＊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）と兼用する。

＊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，代替循環冷却系）と兼用する。

＊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，代替循環冷却系）と兼用する。

＊34：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系，代替循環冷却系）と兼用する。

＊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，代替循環冷却系）と兼用する。

＊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，低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）と兼用する。

＊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）と兼用する。

＊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）と兼用する。

＊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，代替循環冷却系）と兼用する。

＊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（サプレッション・プール冷却系）と兼用する。

＊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，代替循環冷却系）と兼用する。

＊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の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）と兼用する。

＊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の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）と兼用する。

＊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の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）と兼用する。

＊45：当該配管は，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，サプレッション・チェンバの最高使用圧力を[　]内に示す。

＊46：STPT42 同等材（STPT410）への取替えを行う。

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。

原子炉圧力容器～再循環系ポンプ吸込管分岐点
再循環系ポンプ A,B 吐出管合流点～マニホールド管
マニホールド管
マニホールド管～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ダ）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ダ A（ドライウェル側）
格納容器スプレイヘッダ B（ドライウェル側）
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　格納容器圧力逃がし装置

(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。）

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，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。

・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

(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。）

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

SA14-F001A，B

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，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

2-26B-12

2-26B-10

(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，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～弁 2-26B-12

弁 2-26B-12～ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点

原子炉格納容器～弁 2-26B-10

弁 2-26B-10～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～窒素排気管合流点

窒素排気管合流点～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～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～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～フィルタ装置

フィルタ装置～排気管

フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口～フィルタ装置

・可搬型

格納容器圧力逃がし装置送水用 20m ホース

以下の設備は，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（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

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，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。

・可搬

取水用 5m ホース

送水用 5m，10m，50m ホース

5.3　耐圧強化ベント系

(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 (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
耐圧強化ベント系	—						耐圧強化ベント系	*2，*3，*4 耐圧強化ベント系配管分岐点 ～ 格納容器圧力逃がし装置配管分岐点	0.62*5	200*5	457.2	[redacted] (12.7*1)	SM400C
											457.2 /457.2 /457.2	[redacted] (12.7*1) /[redacted] (12.7*1) /[redacted] (12.7*1)	SM400C
								格納容器圧力逃がし装置配管分岐点 ～ 耐圧強化ベント系配管合流点	0.62*5	200*5	457.2 /318.5	[redacted] (12.7*1) /[redacted] (10.3*1)	SM400C
											318.5	10.3*1，*6	STPT410

注記　＊1：公称値を示す。

＊2：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）と兼用する。

＊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（窒素ガス代替注入系）と兼用する。

＊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圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）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：エルボについては管と同等以上の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の安全設備の格納容器調気設備（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～弁 2-26B-12

弁 2-26B-12～ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点

原子炉格納容器～弁 2-26B-10

弁 2-26B-10～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～窒素排気管合流点

窒素排気管合流点～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～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の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系）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～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～非常用ガス処理系排気筒接続部

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

5.4　代替水源供給設備

(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。）

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，残留熱除去設備（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

(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，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，残留熱除去設備（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

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*6	変更なし
ポンプ	種類		－	ターボ形*1	
	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	600*3，*7	変更なし
		吐出口径	mm	350*3，*7	
		ケーシング外径	mm	1300*3，*7	
		ケーシング厚さ	mm	[redacted] (14.0*3，*7)	
		高さ	mm	11350*2，*3	
	材料	ケーシング	－	[redacted]	
		ケーシングカバー	－	[redacted]	
	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	－	[redacted] EL.-4.00 m*2	
		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	－		EL.-1.42 m 以上

（続き）

			変　更　前	変　更　後
原動機	種　　類	－	誘導電動機	変更なし
	出　　力	kW/個	2280	
	個　　数	－	1	
	取　付　箇　所	－	ポンプと同じ*2	

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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプ」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 5 月 10 日付け建建発第 21 号にて軽微変更で届け出した工事計画の添付図面「第 9 図　高圧炉心スプレイ系ポンプ組立外形図」による。

(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			高圧炉心スプレイ系ストレーナ	高圧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	[redacted]	
最高使用圧力		MPa*5	－［0.310］*6，*7	変更なし －［0.493］*6，*8
最高使用温度		℃	104.5	変更なし 148*8
主要寸法	外　　径	mm	[redacted]	変更なし
	長　　さ	mm		
	最小ディスクセット幅	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	－		
材料	多孔プレート	－	SUS304L	
	リ　　ブ	－	SUS304	
個　　数		－	2*11	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	高圧炉心スプレイ系ストレーナ 高圧炉心スプレイ系*2	
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.-4.00 m*12	
	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（高圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）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：高圧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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「kPa」と記載。
＊6：高圧炉心スプレイ系ストレーナは，その機能及び構造上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，サプレッション・チェンバの最高使用圧力を［　］内に示す。
＊7：kPa から MPa に換算した値である。
＊8：重大事故等時における使用時の値を示す。
＊9：圧損評価長さを示す。
＊10：ボトムスペーサに接続するディスクセット幅を示す。
＊11：高圧炉心スプレイ系ストレーナは，2 個を 1 組として使用する。
＊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，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。

(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	変更なし
種類		－	非平衡型	
吹出圧力		MPa	0.70	
吹出量		kg/h/個	[redacted]	
主要寸法	呼び径	－	25 A	
	のど部の径	mm	[redacted]	
	弁座口の径	mm		
	リフト	mm		
材料（弁箱）		－		
駆動方法		－	－	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	E22-F014 高圧炉心スプレイ系	
	設置床	－	[redacted] 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	10.69	
吹出量		kg/h/個	[redacted]	
主要寸法	呼び径	－	40 A	
	のど部の径	mm	[redacted]	
	弁座口の径	mm		
	リフト	mm		
材料（弁箱）		－		
駆動方法		－	－	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	E22-F035 高圧炉心スプレイ系	
	設置床	－	[redacted] 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			E22-F004*1	変更なし
種類		－	止め弁*2	
最高使用圧力		MPa	10.69*3	
最高使用温度		℃	302*3	
主要寸法	呼び径	－	300 A	
	弁箱厚さ	mm	[redacted]	
	弁ふた厚さ	mm		
材料	弁箱	－		
	弁ふた	－		
	弁体	－		
駆動方法		－	電気作動*6	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	E22-F004 高圧炉心スプレイ系*4	
	設置床	－	[redacted] EL.20.30 m*4	
	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.20.30 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「仕切弁」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，昭和51年5月10日付け建建発21号にて軽微変更で届け出した工事計画の添付図面「第2-4-6図（その1）高圧炉心スプレイ系主要弁構造図仕切弁」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：記載の適正化を行う。既工事計画書には [redacted] と記載。

＊6：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*3	
最高使用温度		℃	302*3	
主要寸法	呼び径	－	300 A	
	弁箱厚さ	mm	[redacted]	
	弁ふた厚さ	mm		
材料	弁箱	－		
	弁ふた	－		
	弁体	－		
駆動方法		－	窒素作動*5	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	E22-F005 高圧炉心スプレイ系*4	
	設置床	－	原子炉格納容器 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	－		

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「逆止弁」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，昭和51年5月10日付け建建発21号にて軽微変更で届け出した工事計画の添付図面「第2-4-6図（その2）高圧炉心スプレイ系主要弁構造図テスタブルチェックバルブ」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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「窒素作動(テスタブル)」と記載。

(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*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～サプレッション・チェンバ	－[0.310]*13	104.5	[redacted]	[redacted]	GSTPL 相当 [redacted]	高圧炉心スプレイ系	*11 高圧炉心スプレイ系ストレーナ～サプレッション・チェンバ	変更なし －[0.493]*5, *13	変更なし 148*5	変更なし		
高圧炉心スプレイ系	*12 サプレッション・チェンバ～高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点	0.70*1	100	609.6	[redacted] (9.5*2, *6)	SM41B	高圧炉心スプレイ系	*11 サプレッション・チェンバ～高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点	変更なし	変更なし 148*5	変更なし		
				－							609.6 /609.6 /457.2	17.5*2 /17.5*2 /14.3*2	STPT410
高圧炉心スプレイ系	*12 高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点～補給水系配管合流点	0.70*1	100	609.6	[redacted] (9.5*2, *6)	SM41B	高圧炉心スプレイ系	変更なし	変更なし	変更なし 148*5	変更なし		
高圧炉心スプレイ系	*3 補給水系配管合流点～高圧炉心スプレイ系ポンプ	0.70*1	100	609.6	[redacted] (9.5*2, *6)	SM41B	高圧炉心スプレイ系	変更なし	変更なし	変更なし 148*5	変更なし		
				609.6*7	[redacted] (9.0*2, *7)	SM41B*7							
高圧炉心スプレイ系	*4 高圧炉心スプレイ系ポンプ～弁 E22-F004	10.69*1	100	355.6	[redacted] (23.8*2)	STS49	高圧炉心スプレイ系	変更なし	変更なし	変更なし 148*5	変更なし		
				406.4*7 /355.6*7	[redacted] (26.2*2, *7) (23.8*2, *7)	STS49*8							
				406.4	[redacted] (26.2*2, *6)	STS49							
				－							406.4	26.2*2	STS410
											406.4 /406.4 /－	30.9*2 /30.9*2 /－	STS410
											406.4	30.9*2	STS410
				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 ～ 弁 E22-F005 *10	8.62*1	302	[redacted]	[redacted]	GSTPL 相当 [redacted]	高圧炉心スプレイ系	—*9					
				318.5	17.4*2, *6	STS49		変更なし					
	弁 E22-F005 ～ 原子炉圧力容器 *10	8.62*1	302	318.5	17.4*2	STS49		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 ～ 補給水系配管合流点 *3	0.70*1	100	508.0	[redacted](9.5*2)	SM41B		変更なし					
				508.0*7	9.5*2, *7	STPT38*8							

注記　＊1：ＳＩ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した工事計画の添付書類「Ⅳ-1-2　高圧炉心スプレイ系配管の規格計算書（Ⅲ-1-3)」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の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用する。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「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」と記載。

＊13：当該配管は，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，サプレッション・チェンバの最高使用圧力を[　]内に示す。

以下の設備は，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（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

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*6	変更なし
ポンプ	種類		－	ターボ形*1	
	容量		m³/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	変更なし 148*5
	主要寸法	吸込口径	mm	600*3, *7	変更なし
		吐出口径	mm	400*3, *7	
		ケーシング外径	mm	1100*3, *7	
		ケーシング厚さ	mm	[redacted](14.0*3, *7)	
		高さ	mm	10550*3, *7	
	材料	ケーシング	－	[redacted]	
		ケーシングカバー	－	[redacted]	
	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	－	[redacted] EL.-4.00 m*2	
		溢水防護上の区画番号	－	－	RB-B2-12
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.-3.60 m 以上

（続き）

			変　更　前	変　更　後
原動機	種　　類	－	誘導電動機	変更なし
	出　　力	kW/個	1250	
	個　　数	－	1	
	取　付　箇　所	－	ポンプと同じ*2	

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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプ」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 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図面「第 2-3-2 図　低圧炉心スプレイ系ポンプ組立外形図」による。

(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		MPa*5	－[0.310]*4, *6	変更なし －[0.493]*4, *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	mm		
	最小ディスクセット幅	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	－		
材料	多孔プレート	－	SUS304L	
	リ　　ブ	－	SUS304	
個　　数		－	2*10	
取付箇所	系統名 （ラインン名）	－	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*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：既工事計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：低圧炉心スプレイ系統の定格流量を示す。

＊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，サプレッション・チェンバの最高使用圧力を[　]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：低圧炉心スプレイ系ストレーナは，2 個を 1 組として使用する。

＊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 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。

(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	4.14	
吹出量		kg/h/個	[redacted]	
主要寸法	呼び径	－	40 A	
	のど部の径	mm	[redacted]	
	弁座口の径	mm		
	リフト	mm		
材料（弁箱）		－		
駆動方法		－	－	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	E21-F018 低圧炉心スプレイ系	
	設置床	－	[redacted] 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）と兼用する。

＊3：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*3	
最高使用温度		℃	302*3	
主要寸法	呼び径	－	300 A	
	弁箱厚さ	mm	[redacted]	[redacted]
	弁ふた厚さ	mm		
材料	弁箱	－		変更なし
	弁ふた	－		
	弁体	－		
駆動方法		－	電気作動*4	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	E21-F005 低圧炉心スプレイ系*3	
	設置床	－	[redacted] EL.20.30 m*3	
	溢水防護上の区画番号	－	－	RB-3-1
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.20.30 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「仕切弁」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「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*3	
最高使用温度		℃	302*3	
主要寸法	呼び径	－	300 A	
	弁箱厚さ	mm	[redacted]	
	弁ふた厚さ	mm		
材料	弁箱	－		
	弁ふた	－		
	弁体	－		
駆動方法		－	窒素作動*4	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	E21-F006 低圧炉心スプレイ系*3	
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.20.30 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。

＊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：既工事計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「窒素作動(テスタブル)」と記載。

(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*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～サプレッション・チェンバ	－[0.310]*12	104.5	[redacted]	[redacted]	GSTPL 相当 [redacted]	低圧炉心スプレイ系	変更なし	変更なし －[0.493]*5,*12	変更なし 148*5	変更なし		
	サプレッション・チェンバ*10～低圧炉心スプレイ系ポンプ	0.70*1	100	609.6	[redacted] (9.5*2,*6)	SM41B		変更なし	変更なし	変更なし 148*5	変更なし		
	低圧炉心スプレイ系ポンプ*3～低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点	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	[redacted] (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～弁 E21-F005	4.14*1	100	406.4	[redacted] (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*11～弁 E21-F005	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*4～弁 E21-F006	8.62*1	302	[redacted]	[redacted]	GSTPL 相当*8 [redacted]		弁 E21-F005*11～弁 E21-F006	－*9				
				318.5	17.4*2,*6	STS49			変更なし				
	弁 E21-F006*4～原子炉圧力容器	8.62*1	302	318.5	17.4*2	STS49		弁 E21-F006*11～原子炉圧力容器	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：ＳＩ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 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：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の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）と兼用する。
＊12：当該配管は，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，サプレッション・チェンバの最高使用圧力を[　]内に示す。

以下の設備は，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

NT2 補① Ⅱ R1

(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*1
名称			—	原子炉隔離時冷却系 ストレーナ
種類		—		円筒形
容量		m^3/h/組		[redacted]
最高使用圧力		MPa		—［0.493］*4，*5
最高使用温度		℃		106*5
主要寸法	外径	mm		[redacted]
	長さ	mm		
材料	多孔プレート	—		SUS304
個数		—		2*6
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：原子炉隔離時冷却系ポンプの定格容量を示す。

＊3：公称値を示す。

＊4：原子炉隔離時冷却系ストレーナは，その機能及び構造上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，サプレッション・チェンバの最高使用圧力を［　］内に示す。

＊5：重大事故等時における使用時の値を示す。

＊6：原子炉隔離時冷却系ストレーナは，2個を1組として使用する。

(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	変更後*1
名称			—	E51-F017
種類		—		非平衡型
吹出圧力		MPa		0.86
吹出量		kg/h/個		[redacted]
主要寸法	呼び径	—		40 A
	のど部の径	mm		[redacted]
	弁座口の径	mm		
	リフト	mm		
材料（弁箱）		—		
駆動方法		—		—
個数		—		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	—		E51-F017 原子炉隔離時冷却系
	設置床	—		[redacted] 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：公称値を示す。

(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～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～弁 E51-F063

弁 E51-F063～弁 E51-F064

弁 E51-F064～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～弁 E51-F045

弁 E51-F045～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～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～弁 E51-F068

弁 E51-F068～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～サプレッション・チェンバ

サプレッション・チェンバ～補給水系配管合流点

補給水系配管合流点～原子炉隔離時冷却系ポンプ

原子炉隔離時冷却系ポンプ～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～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～弁 E51-F065

弁 E51-F065～弁 E51-F066

弁 E51-F066～原子炉圧力容器

以下の設備は，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（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

残留熱除去系ポンプ A

残留熱除去系ポンプ B

残留熱除去系ポンプ 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

残留熱除去系ストレーナB

残留熱除去系ストレーナ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

(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～サプレッション・チェンバ
残留熱除去系ストレーナB～サプレッション・チェンバ
残留熱除去系ストレーナC～サプレッション・チェンバ
サプレッション・チェンバ～弁E12-F004A
弁E12-F004A～残留熱除去系ポンプA吸込管合流点
残留熱除去系ポンプA吸込管合流点～残留熱除去系ポンプA
サプレッション・チェンバ～弁E12-F004B
弁E12-F004B～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B吸込管合流点～残留熱除去系ポンプB
残留熱除去系ポンプA～残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点
残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点～残留熱除去系熱交換器A
残留熱除去系ポンプB～残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点
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B
残留熱除去系熱交換器A～A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～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A出口管合流点～A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～A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点
残留熱除去系熱交換器B～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ポンプ吸込管分岐点～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B出口管合流点～B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点
B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点～B系統テスト配管分岐点
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～残留熱除去系熱交換器B出口管合流点
サプレッション・チェンバ～弁E12-F004C
弁E12-F004C～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C吸込管合流点～残留熱除去系ポンプC
残留熱除去系ポンプC～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～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～弁E12-F042C
B系統テスト配管分岐点～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～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～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～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～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～弁 E12-F042A

B 系統低圧注水系配管分岐点～弁 E12-F042B

弁 E12-F042A～弁 E12-F041A

弁 E12-F041A～原子炉圧力容器

弁 E12-F042B～弁 E12-F041B

弁 E12-F041B～原子炉圧力容器

弁 E12-F042C～弁 E12-F041C

弁 E12-F041C～原子炉圧力容器

以下の設備は，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

(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

ほう酸水貯蔵タンク～ほう酸水注入ポンプ（連絡配管含む）

ほう酸水注入ポンプ～弁 C41-F004A，B（連絡配管含む）

弁 C41-F004A，B～原子炉圧力容器

以下の設備は，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（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

6.6　高圧代替注水系

(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				－	常設高圧代替注水系ポンプ*1
ポンプ	種類		－		ターボ形
	容量*3		m³/h/個		136.7 以上（136.7*2）
	揚程*3		m		900 以上（900*2）
	最高使用圧力*3		MPa		吸込側 0.70 吐出側 10.70
	最高使用温度*3		℃		120
	主要寸法	吸込口径	mm		169.0*2
		吐出口径	mm		152.4*2
		たて	mm		940*2
		横	mm		803.6*2
		高さ	mm		1295*2
		ケーシング厚さ	mm		[redacted](34.0*2)
	材料	ケーシング	－		SCS6 相当 [redacted]
		ケーシングカバー	－		SCS6 相当 [redacted]
	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
		設置床	－		[redacted] EL.-4.00 m
		溢水防護上の区画番号	－		RB-B2-13
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL. -3.83 m 以上

（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		[redacted]
	個　　数	－		1
	取　付　箇　所	－		ポンプと同じ

注記　＊1：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（高圧代替注水系）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。

NT2 補① II R3

(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，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

(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	原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点*2 ～ 常設高圧代替注水系タービン	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
								常設高圧代替注水系タービン*2 ～ 原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点	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	高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点*2 ～ 常設高圧代替注水系ポンプ	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
								常設高圧代替注水系ポンプ*2 ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点	10.70*3	120*3	165.2	14.3*1,*4	STPT410
											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）と兼用する。

＊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～原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点

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～弁 E51-F063

弁 E51-F063～弁 E51-F064

弁 E51-F064～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～弁 E51-F068

弁 E51-F068～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～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～弁 E51-F065

弁 E51-F065～弁 E51-F066

弁 E51-F066～原子炉圧力容器

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～サプレッション・チェンバ

サプレッション・チェンバ～高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点

以下の設備は，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（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-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		m^3/h/個		189 以上*3 150 以上*4 80 以上*5 50 以上*6 70 以上*7 180 以上*8 190 以上*9 147 以上*10 (200*11)
	揚　程*2		m		107 以上*3 123 以上*4 111 以上*5 68 以上*6 112 以上*7 147 以上*8 131 以上*9 114 以上*10 (200*11)
	最高使用圧力*2		MPa		吸込側　静水頭 吐出側　3.14
	最高使用温度*2		℃		66
	主要寸法	吸込口径	mm		199.9*11
		吐出口径	mm		151.0*11
		ケーシング厚さ	mm		[redacted] (55.0*11)
		たて	mm		860*11
		横	mm		2291*11
		高さ	mm		1520*11
	材料	ケーシング	—		[redacted]
		ケーシングカバー	—		[redacted]

NT2 補① Ⅱ R1

（続き）

				変　更　前	変　更　後	
ポンプ	個　　数		－	－	2	
	取付箇所	系　統　名（ライン名）	－		常設低圧代替注水系ポンプA低圧代替注水系	常設低圧代替注水系ポンプB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	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	－		LP-B4-1	LP-B4-1
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.-17.96 m 以上	EL.-17.96 m 以上
原動機	種　　類		－		誘導電動機	
	出　　力		kW/個		190	
	個　　数		－		2	
	取付箇所		－		ポンプと同じ	

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（代替燃料プール注水系），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）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の値を示す。

＊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の値を示す。

＊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設備（代替燃料プール注水系（代替注水配管））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設備（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ））として使用する場合の値を示す。

＊8：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）を同時に使用する場合の値を示す。

＊9：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）を同時に使用する場合の値を示す。

＊10：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。

＊11：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		m³/h/個		110 以上*3 50 以上*4 70 以上*5 120 以上*6 1338 以上*7 10 以上*8 130 以上*9 80 以上*10 196 以上*11, *12 (1320*13, 1380*14)
	揚程*2		m		59 以上*3, *4, *8 121 以上*5 140 以上*6 125 以上*7 55 以上*11 97 以上*9 121 以上*10, *12 (140*13, 135*14)
	最高使用圧力*2		MPa		1.4
	最高使用温度*2		℃		40
	主要寸法	吸込口径	mm		300*13
		吐出口径	mm		250*13
		たて	mm		1050*13
		横	mm		1280*13
		高さ	mm		525*13
		車両全長	mm		11920*13
		車両全幅	mm		2490*13
		車両高さ	mm		3470*13
	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 ・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	kW/個		847
	個　　数	－		3（予備 2）
	取　付　箇　所	－		ポンプと同じ

注記　＊1：残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置，代替水源供給設備）及び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，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，原子炉建屋放水設備，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（格納容器圧力逃がし装置，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：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）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。

＊5：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）における常設スプレイヘッダによる燃料プールスプレイ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設備（代替燃料プール注水系）における可搬型スプレイノズルによる燃料プールスプレイ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設備（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値を示す。

＊8：残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置），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）として使用する場合の値を示す。

＊9：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。

＊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（格納容器下部注水系）として使用する場合の値を示す。

＊11：残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び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），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）として使用する場合の値を示す。

＊12：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），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。

＊13：公称値を示す。

＊14：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），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。

＊15：当該取付箇所は，本系統並びに残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置，代替水源供給設備）及び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，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，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，代替水源供給設備）として使用する場合の取付箇所を示す。

				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 50 以上*4 10 以上*5 130 以上*6 80 以上*7 196 以上*8, *9 (210*10)
	揚　　程*2		m		37 以上*3, *8 55 以上*4 80 以上*5, *6 94 以上*7 97 以上*9 (100*10)
	最高使用圧力*2		MPa		1.4
	最高使用温度*2		℃		40
	主要寸法	吸込口径	mm		160*10
		吐出口径	mm		160*10
		たて	mm		467*10
		横	mm		213*10
		高さ	mm		195*10
		車両全長	mm		8260*10
		車両全幅	mm		2490*10
		車両高さ	mm		3430*10
	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，残り 1 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 11 m　西側淡水貯水設備付近 ・屋外 EL.約 8 m　ＳＡ用海水ピット付近*11）
原動機	種　類	－	－	ディーゼル機関
	出　力	kW/個		147
	個　数	－		4（予備 1）
	取　付　箇　所	－		ポンプと同じ

注記　＊1：残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置，代替水源供給設備）及び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，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，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，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：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の値を示す。

＊5：残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置），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）として使用する場合の値を示す。

＊6：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。

＊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（格納容器下部注水系）として使用する場合の値を示す。

＊8：残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び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），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）として使用する場合の値を示す。

＊9：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），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。

＊10：公称値を示す。

＊11：当該取付箇所は，本系統並びに残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び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），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）として使用する場合の取付箇所を示す。

(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，*4		MPa		静水頭
最高使用温度*3，*4		℃		66
主要寸法	内径	mm		20000*2
	高さ	mm		21500*2
	壁厚さ	mm		3000*2
	床厚さ	mm		3000*2
材料		—		鉄筋コンクリート
個数		—		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	—		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：残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置，代替水源供給設備）及び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，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，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，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事項を記載。

＊4：重大事故等時における使用時の値を示す。

			変　更　前	変　更　後
名　称			—	西側淡水貯水設備*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，*4		MPa		静水頭
最高使用温度*3，*4		℃		66
主要寸法	たて	mm		51500*2
	横	mm		40000*2
	高さ	mm		5000*2
	壁厚さ（東西側）	mm		2500*2
	壁厚さ（南北側）	mm		3000*2
	床厚さ	mm		3000*2
材　料		—		鉄筋コンクリート
個　数		—		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	—		西側淡水貯水設備 低圧代替注水系
	設置床	—		屋外　EL.-21.00 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：残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置，代替水源供給設備）及び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，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，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，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事項を記載。

＊4：重大事故等時における使用時の値を示す。

(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。）

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 (mm)	材料
低圧代替注水系	—						低圧代替注水系	*2，*3，*4，*5 代替淡水貯槽 ～ 常設低圧代替注水系ポンプ	静水頭*6	66*6	318.5	10.3*1，*7	STPT410
											318.5	10.3*1	SUS316LTP
											421.0	1.0*1×1*8	SUS316L
											318.5 /318.5 /318.5	10.3*1 /10.3*1 /10.3*1	STPT410
											318.5 /216.3	10.3*1 /8.2*1	STPT410
											216.3	8.2*1，*7	STPT410
								*2，*3，*4，*5 常設低圧代替注水系ポンプ ～ 低圧代替注水系配管合流点	3.14*6	66*6	165.2	7.1*1，*7	STPT410
											216.3 /165.2	8.2*1 /7.1*1	STPT410
											216.3	8.2*1，*7	STPT410
											216.3 /216.3 /216.3	8.2*1 /8.2*1 /8.2*1	STPT410
											216.3 /216.3 /—	8.2*1 /8.2*1 /—	STPT410
											216.3	12.7*1	SUS316LTP
											273.0	1.5*1×2*9	SUS316L
											273.0	0.8*1×4*10	SUS316L
											267.4 /216.3	9.3*1 /8.2*1	STPT410
											267.4 /267.4 /267.4	9.3*1 /9.3*1 /9.3*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
低圧代替注水系	—						低圧代替注水系	*2, *3, *4, *5 低圧代替注水系 配管合流点 ～ 代替格納容器スプレイ 冷却系配管B系分岐点	3.14*6	66*6	267.4	9.3*1, *7	STPT410
											267.4 /267.4 /216.3	9.3*1 /9.3*1 /8.2*1	STPT410
								*2, *4, *5 代替格納容器スプレイ 冷却系配管B系分岐点 ～ 格納容器下部注水系 配管分岐点	3.14*6	66*6	267.4	9.3*1, *7	STPT410
											267.4 /216.3	9.3*1 /8.2*1	STPT410
											216.3	8.2*1, *7	STPT410
											216.3 /216.3 /165.2	8.2*1 /8.2*1 /7.1*1	STPT410
								*2, *5 格納容器下部注水系 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	3.14*6	66*6	216.3	8.2*1, *7	STPT410
											216.3 /216.3 /216.3	8.2*1 /8.2*1 /8.2*1	STPT410
								*5 代替燃料プール注水系 及び低圧代替注水系 配管分岐点 ～ 低圧代替注水系 残留熱除去系配管 C系合流点	3.14*6	66*6	216.3	8.2*1, *7	STPT410
											216.3 /216.3 /114.3	8.2*1 /8.2*1 /6.0*1	STPT410
											114.3	6.0*1	STPT410
									3.45*6	148*6	216.3	8.2*1, *7	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
低圧代替注水系	—						低圧代替注水系	*2, *3, *4, *5 原子炉建屋西側接続口～高所接続口配管合流点	1.40*6	66*6	216.3	8.2*1	STPT410
											267.4/216.3	9.3*1/8.2*1	STPT410
											267.4	9.3*1	STPT410
											267.4/267.4/216.3	9.3*1/9.3*1/8.2*1	STPT410
								*2, *3, *4, *5 高所接続口配管合流点～低圧代替注水系配管合流点	1.40*6	66*6	267.4	9.3*1, *7	STPT410
											267.4	15.1*1	SUS316LTP
											343.0	2.0*1×1*8	SUS316L
											353.0	0.8*1×4*10	SUS316L
									3.14*6	66*6	267.4	9.3*1	STPT410
								*2, *3, *4, *5 原子炉建屋東側接続口～低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点	1.40*6	66*6	216.3	8.2*1, *7	STPT410
											216.3/216.3/139.8	8.2*1/8.2*1/6.6*1	STPT410
								*5 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炉心スプレイ系配管合流点	1.40*6	66*6	139.8	6.6*1, *7	STPT410
											139.8/139.8/114.3	6.6*1/6.6*1/6.0*1	STPT410
											114.3	6.0*1, *7	STPT410
									4.14*6	148*6	139.8	6.6*1, *7	STPT410
											216.3/139.8	8.2*1/6.6*1	STPT410
											216.3*11	8.2*1, *11	STPT42*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（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
低圧代替注水系	－						低圧代替注水系	*2，*3，*4，*5 高所西側接続口及び 高所東側接続口 ～ 高所接続口配管合流点	1.40*6	66*6	216.3	8.2*1	SUS304TP
											216.3	8.2*1，*7	SUS304TP
											216.3 /216.3 /216.3	8.2*1 /8.2*1 /8.2*1	SUS304TP
											303.0	1.2*1×2*9	SUS316L
											307.0	1.5*1×1*8	SUS316L
											303.0	1.5*1×1*8	SUS316L
											216.3	8.2*1	STPT410

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）と兼用する。

＊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（代替格納容器スプレイ冷却系）と兼用する。

＊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）と兼用する。

＊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（低圧代替注水系）と兼用する。

＊6：重大事故等時における使用時の値を示す。

＊7：エルボにあっては，管と同等以上の厚さのものを選定。

＊8：1 層を示す。

＊9：2 層を示す。

＊10：4 層を示す。

＊11：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～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～弁 E12-F042C

弁 E12-F042C～弁 E12-F041C

弁 E12-F041C～原子炉圧力容器

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～弁 E21-F005

弁 E21-F005～弁 E21-F006

弁 E21-F006～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	24 *5 (予備18)	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箇所にそれぞれ21本ずつ保管する。 取付箇所： ・屋外EL.約8 m ＳＡ用海水ピット 又は屋外EL.約8 m代替淡水貯槽～ 屋外EL.約8 m可搬型代替注水大型ポンプ (6本*16，12本*17)
									送水用5m，10m，50mホース *6 （次頁へ続く）	1.4*2	60*2	200 A*3	－*4	ポリウレタン，ポリエステル	136 *7 (予備6)	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箇所にそれぞれ71本ずつ保管する。 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 又は屋外EL.約8 m原子炉建屋西側接続口 (54本*8，*9)

（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	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	（前頁からの続き）	（前頁からの続き）					取付箇所（続き）： ・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 又は屋外 EL. 約 11 m 高所西側接続口 （19 本*8，*10） ・屋外 EL. 約 11 m 又は EL. 約 8 m 可搬型代替注水中型ポンプ若しくは 屋外 EL. 約 8 m 可搬型代替注水大型ポンプ ～ 屋外 EL. 約 8 m 代替淡水貯槽 （14 本*11，*12） ・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*11，*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 8 m 格納容器圧力逃がし装置格納槽付近 （15 本*14，*15）

注記　＊1：残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置，代替水源供給設備）及び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，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，原子炉建屋放水設備，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（格納容器圧力逃がし装置，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：メーカにて規定する呼び径を示す。

＊4：メーカ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，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，代替水源供給設備）として使用する場合の必要本数 6 本を 2 セット及び予備 2 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），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）として使用する場合の必要本数 12 本に予備 16 本を合わせた本数を示す。

＊6：残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置，代替水源供給設備）及び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，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，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，代替水源供給設備）と兼用する。

＊7：必要本数 68 本（5 m：16 本，10 m：12 本，50 m：40 本）を 2 セット及び予備各 2 本の本数を示す。

＊8：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），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）で使用する場合を示す。

＊9：最長ルートである「可搬型代替注水大型ポンプ（代替淡水貯槽付近）～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。

＊10：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）～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。

＊11：残留熱除去設備（代替水源供給設備）及び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），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。

＊12：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）～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。

＊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）～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：11 本）の本数を示す。

＊14：残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置），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。

＊15：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）～格納容器圧力逃がし装置格納槽付近」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。

＊16：本系統，残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置，代替水源供給設備）及び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）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，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，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，代替水源供給設備）として使用する場合を示す。

＊17：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），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）として使用する場合を示す。

6.8　代替循環冷却系

(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。）

・常設

				変更前	変　更　後	
名称				—	代替循環冷却系ポンプ*1	
ポンプ	種類		—		ターボ形	
	容量*2		m^3/h/個		250 以上（250*3）	
	揚程*2		m		120 以上（120*3）	
	最高使用圧力*2		MPa		吸込側 0.86 吐出側 3.45	
	最高使用温度*2		℃		80	
	主要寸法	吸込口径	mm		199.9*3	
		吐出口径	mm		151.0*3	
		ケーシング厚さ	mm		[redacted]（55.0*3）	
		たて	mm		860*3	
		横	mm		2093*3	
		高さ	mm		1530*3	
	材料	ケーシング	—		[redacted]	
		ケーシングカバー	—		[redacted]	
	個数		—		2	
	取付箇所	系統名（ライン名）	—		代替循環冷却系ポンプ A 代替循環冷却系 A	代替循環冷却系ポンプ B 代替循環冷却系 B
		設置床	—		[redacted] EL.-4.00 m	[redacted] EL.-4.00 m
		溢水防護上の区画番号	—		RB-B2-9	RB-B2-4
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL.-2.98 m 以上	EL.-2.98 m 以上

（続き）

			変更前	変　更　後
原動機	種　　類	－	－	誘導電動機
	出　　力	kW/個		132*3
	個　　数	－		2
	取　付　箇　所	－		ポンプと同じ

注記　＊1：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（代替循環冷却系）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：公称値を示す。

NT2 補② Ⅱ R2

(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，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（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

(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
代替循環冷却系			—					代替循環冷却系	A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点 ～ 代替循環冷却系ポンプA *2	3.45*3	174*3	457.2	14.3*1	STPT410
												457.2 /318.5	14.3*1 /10.3*1	STPT410
												318.5	10.3*1, *4	STPT410
										0.86*3	80*3	318.5	10.3*1, *4	STPT410
												318.5 /216.3	10.3*1 /8.2*1	STPT410
									代替循環冷却系ポンプA *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	3.45*3	80*3	165.2	7.1*1	STPT410
												216.3 /165.2	8.2*1 /7.1*1	STPT410
												216.3	8.2*1, *4	STPT410
												216.3 /216.3 /165.2	8.2*1 /8.2*1 /7.1*1	STPT410
									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 テスト配管A系分岐点 *2	3.45*3	80*3	216.3 /216.3 /216.3	8.2*1 /8.2*1 /8.2*1	STPT410
									代替循環冷却系 テスト配管A系分岐点 ～ A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点 *2	3.45*3	80*3	216.3 /114.3	8.2*1 /6.0*1	STPT410
												114.3	6.0*1, *4	STPT410
										3.45*3	174*3	114.3	6.0*1, *4	STPT410
												216.3 /114.3	8.2*1 /6.0*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
代替循環冷却系	—						代替循環冷却系	B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点～代替循環冷却系ポンプB *2	3.45*3	174*3	457.2	14.3*1	STPT410
											457.2/318.5	14.3*1/10.3*1	STPT410
											318.5	10.3*1, *4	STPT410
									0.86*3	80*3	318.5	10.3*1, *4	STPT410
											318.5/216.3	10.3*1/8.2*1	STPT410
								代替循環冷却系ポンプB～代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管B系分岐点 *2	3.45*3	80*3	165.2	7.1*1	STPT410
											216.3/165.2	8.2*1/7.1*1	STPT410
											216.3	8.2*1, *4	STPT410
											216.3/216.3/216.3	8.2*1/8.2*1/8.2*1	STPT410
								代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管B系分岐点～代替循環冷却系テスト配管B系分岐点 *2	3.45*3	80*3	216.3	8.2*1	STPT410
											216.3/216.3/114.3	8.2*1/8.2*1/6.0*1	STPT410
								代替循環冷却系テスト配管B系分岐点～B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点 *2	3.45*3	80*3	114.3	6.0*1, *4	STPT410
									3.45*3	174*3	114.3	6.0*1	STPT410
											216.3/114.3	8.2*1/6.0*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）と兼用する。

＊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，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～サプレッション・チェンバ
残留熱除去系ストレーナ B～サプレッション・チェンバ
サプレッション・チェンバ～弁 E12-F004A
弁 E12-F004A～残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点
残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点～残留熱除去系ポンプ A
サプレッション・チェンバ～弁 E12-F004B
弁 E12-F004B～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 B 吸込管合流点～残留熱除去系ポンプ B
残留熱除去系ポンプ A～残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点
残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点～残留熱除去系熱交換器 A
残留熱除去系ポンプ B～残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点
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 B
残留熱除去系熱交換器 A～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～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～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～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～弁 E12-F042A
B 系統低圧注水系配管分岐点～弁 E12-F042B
弁 E12-F042A～弁 E12-F041A
弁 E12-F041A～原子炉圧力容器
弁 E12-F042B～弁 E12-F041B
弁 E12-F041B～原子炉圧力容器

以下の設備は，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（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-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，個数及び取付箇所

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。

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	高圧時 869 以上 （869*3） 低圧時 186 以上*5 （186*3）	
	最高使用圧力		MPa	吸込側 1.17*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	[redacted]	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 [redacted]	
		ケーシングカバー	－	SFVC2A 相当 [redacted]	
	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	－	[redacted] EL.-4.00 m*5	
		溢水防護上の区画番号	－	－	RB-B2-10

NT2 補① Ⅱ R3

（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	－	－	EL.-3.70 m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*10	
	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）と兼用する。

＊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図面「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：既工事計画書には，「胴」としてインナーケーシングの材料[redacted]を記載していたものを，耐圧部であるアウターケーシングの材料に記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

＊10：ＳＩ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*3	
最高使用温度		℃	302*3	
主要寸法	呼び径	－	250 A	
	弁箱厚さ	mm	[redacted]	
	弁ふた厚さ	mm		
材料	弁箱	－		
	弁ふた	－		
	弁体	－		
駆動方法		－	電気作動*5	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	E51-F063 原子炉隔離時冷却系*4	
	設置床	－	原子炉格納容器 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	－		

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「仕切弁」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，昭和51年11月27日付け建建発第112号にて軽微変更を届け出した工事計画の添付図面「第1-5図　原子炉隔離時冷却系主要弁構造図　仕切弁」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：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*3	
最高使用温度		℃	302*3	
主要寸法	呼び径	—	250 A	
	弁箱厚さ	mm	[redacted]	[redacted]
	弁ふた厚さ	mm		
材料	弁箱	—		変更なし
	弁ふた	—		
	弁体	—		
駆動方法		—	電気作動*5	
個数		—	1	
取付箇所	系統名（ラインナ名）	—	E51-F064 原子炉隔離時冷却系*4	
	設置床	—	[redacted] EL.20.30 m*4	
	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。

＊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：既工事計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号にて軽微変更を届け出した工事計画の添付図面「第1-5図　原子炉隔離時冷却系主要弁構造図　仕切弁」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：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*3	
最高使用温度		℃	302*3	
主要寸法	呼び径	－	150 A	
	弁箱厚さ	mm	[redacted]	
	弁ふた厚さ	mm		
材料	弁箱	－		
	弁ふた	－		
	弁体	－		
駆動方法		－	空気作動*5	
個　数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	E51-F065 原子炉隔離時冷却系*4	
	設置床	－	[redacted] EL.29.00 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	－		

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「逆止弁」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，昭和51年11月27日付け建建発第112号にて軽微変更を届け出した工事計画の添付図面「第1-5図　原子炉隔離時冷却系主要弁構造図　仕切弁」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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気作動(テスタブル)」と記載。

			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*3	
最高使用温度		℃	302*3	
主要寸法	呼び径	－	150 A	
	弁箱厚さ	mm	[redacted]	
	弁ふた厚さ	mm		
材料	弁箱	－		
	弁ふた	－		
	弁体	－		
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*3	
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.38.80 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。

＊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：既工事計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「窒素作動(テスタブル)」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	*10 原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点～弁 E51-F063	8.62*1	302	267.4	15.1*2,*4	STPT49	原子炉隔離時冷却系	*11 原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点～弁 E51-F063	変更なし				
	*12 弁 E51-F063～弁 E51-F064	8.62*1	302	267.4	15.1*2	STS49		*11 弁 E51-F063～弁 E51-F064	変更なし				
				[redacted]	[redacted]	GSTPL 相当*5 [redacted]			—*9				
	*13 弁 E51-F064～原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点	8.62*1	302	267.4	15.1*2,*4	STPT49		*11 弁 E51-F064～原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点	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 (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タービン入口蒸気管分岐点 ～ 弁 E51-F045 *13	8.62*1	302	114.3	8.6*2, *4	STPT42	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 ～ 弁 E51-F045 *17	変更なし				
				114.3*6 /－ /114.3*6	8.6*2, *6 /－ /8.6*2, *6	STPT42*6							
	弁 E51-F045 ～ 原子炉隔離時冷却系タービン *13	8.62*1	302	114.3	8.6*2	STPT42		弁 E51-F045 ～ 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*2, *7 /8.6*2, *7 / －	STPT42*7
											114.3*7 /89.1*7	8.6*2, *7 /7.6*2, *7	STPT42*7
	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排気管合流点 *14	－						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排気管合流点 *17	1.04*8	135*8	355.6*7 / － /216.3*7	11.1*2, *7 / － /8.2*2, *7	STPT42*7
		1.04*1	135	355.6	11.1*2	STPT42			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*2, *7 /11. 1*2, *7 / －	STPT42*7
		1.04*1	135	355.6	11.1*2	STPT410*15			変更なし				
	原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点 ～ 弁 E51-F068 *14	－						原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点 ～ 弁 E51-F068 *11	1.04*8	135*8	355.6 /355.6 /335.6	11.1*2 /11.1*2 /11.1*2	STPT410
		1.04*1	135	355.6	11.1*2	STPT42			変更なし	変更なし	変更なし		
	弁 E51-F068 ～ サプレッション・チェンバ *14	1.04*1	135	355.6	11.1*2	STPT42		弁 E51-F068 ～ サプレッション・チェンバ *11	変更なし	変更なし	変更なし*4		
						STPT410*6					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
原子炉隔離時冷却系	*6 原子炉隔離時冷却系 ストレーナ ～ サプレッション・チェンバ	－[0.310]*6, *20	104.5*6	[redacted]	[redacted]	GSTPL 相当 [redacted]	原子炉隔離時冷却系	*17 原子炉隔離時冷却系 ストレーナ ～ サプレッション・ チェンバ	変更なし －[0.493]*8, *20	変更なし 106*8	変更なし		
	*16 サプレッション・チェンバ ～ 補給水系配管合流点	0.86*1	77	216.3	8.2*2, *4	STPT42		*17 サプレッション・ チェンバ ～ 補給水系配管合流点	変更なし	変更なし 106*8	変更なし		
	*18 補給水系配管合流点 ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ	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		*17 補給水系配管合流点 ～ 原子炉隔離時冷却系 ポンプ	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							
	*19 原子炉隔離時冷却系ポンプ ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ 吐出管合流点	10.35*1	77	165.2	14.3*2, *4	STPT42		*17 原子炉隔離時冷却系 ポンプ ～ 原子炉隔離時冷却系 ポンプ吐出管合流点	変更なし	変更なし 106*8	変更なし		
				165.2*6 / － /165.2*6	14.3*2, *6 / － /14.3*2, *6	STPT42*6							
	*19 原子炉隔離時冷却系ポンプ 吐出管合流点 ～ 残留熱除去系 原子炉注水管合流点	10.35*1	77	－				*11 原子炉隔離時冷却系 ポンプ吐出管合流点 ～ 残留熱除去系 原子炉注水管合流点	変更なし 10.70*8	変更なし 120*8	165.2 /165.2 /165.2	14.3*2 /14.3*2 /14.3*2	STPT410
				165.2	14.3*2, *4	STPT42					変更なし		
		8.62*1	302	165.2	11.0*2	SUS304TP			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
原子炉隔離時冷却系	*19 残留熱除去系 原子炉注水管合流点 ～ 弁 E51-F065	8.62*1	302	165.2*6 /165.2*6 /165.2*6	11.0*2,*6 /11.0*2,*6 /11.0*2,*6	SUS304TP*6	原子炉隔離時冷却系	*11 残留熱除去系 原子炉注水管合流点 ～ 弁 E51-F065	変更なし				
				165.2	11.0*2,*4	SUS304TP							
	*3 弁 E51-F065 ～ 弁 E51-F066	8.62*1	302	165.2	11.0*2, *4	SUS304TP		*11 弁 E51-F065 ～ 弁 E51-F066	—*9				
									変更なし				
				165.2	14.3*2,*4	GSTPL 相当 [redacted]			変更なし				
	*3 弁 E51-F066 ～ 原子炉圧力容器	8.62*1	302	165.2	14.3*2,*4	GSTPL 相当 [redacted]		*11 弁 E51-F066 ～ 原子炉圧力容器	変更なし				
	*18 弁 E51-F010 ～ 補給水系配管合流点	0.86*1	77	216.3	8.2*2,*4	STPT42		変更なし					

注記　＊1：ＳＩ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「格納容器外側隔離弁より原子炉圧力容器頂部まで」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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STPL39 相当」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：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の原子炉格納容器安全設備（高圧代替注水系）と兼用する。

＊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。既工事計画書には「タービンよりサ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。既工事計画書には「サ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）と兼用する。
＊18：記載の適正化を行う。既工事計画書には「補給水系よりポンプまで」と記載。
＊19：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプより格納容器外側隔離弁まで」と記載。
＊20：当該配管は，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，サプレッション・チェンバの最高使用圧力を[　]内に示す。

7.2　補給水系

(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

				変　更　前	変　更　後
名　称				復水移送ポンプ	変更なし
ポンプ	種類		－	うず巻形*1	
	容量		m^3/h/個	145.4 以上*2 (145.4*3)	
	揚程*4		m	85.4 以上*2 (85.4*3)	
	最高使用圧力		MPa	吸込側 1.03*2 吐出側 1.55*2	
	最高使用温度		℃	66*2	
	主要寸法	吸込口径	mm	150*3，*5	
		吐出口径	mm	150*3，*5	
		ケーシング厚さ	mm	[redacted]*2 (12.0*2，*3)	
		たて	mm	185*3，*5	
		横	mm	1000*3，*5	
		高さ	mm	700*3，*5	
	材料	ケーシング*6	－	SC46	
	個数		－	2*7	
	取付箇所	系統名（ライン名）	－	復水移送ポンプ 補給水系*2	
		設置床	－	[redacted] EL.-1.60 m*2	
		溢水防護上の区画番号	－	－	TB-B1-6
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.-1.34 m 以上

NT2 補③ Ⅱ R0

（続き）

			変　更　前	変　更　後
原動機	種　　類	－	誘導電動機	変更なし
	出　　力	kW/個	55	
	個　　数	－	2	
	取　付　箇　所	－	ポンプと同じ*2	

注記　＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「横軸単段うず巻型」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：既工事計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 号にて届け出した工事計画書の添付図面「第 16 図 復水移送ポンプ組立外形図」による。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴体」と記載。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2（予備 1)」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，材料及び個数

			変更前	変更後
名称			復水貯蔵タンク	変更なし
種類		－	たて置円筒形*1	
容量		m^3/個	[redacted](2000*2)	
最高使用圧力		MPa	静水頭*3	
最高使用温度		℃	66	
主要寸法	胴内径*4	mm	13400*2	
	胴板厚さ*5	mm	[redacted](20*2)	
	底板厚さ*5	mm	[redacted](20*2)	
	平板（屋根）厚さ*5	mm	9*2	
	入口管台外径*7	mm	114.3*2，*6	
	入口管台厚さ*7	mm	[redacted](6.0*2，*6)	
	入口管台外径*8	mm	114.3*2，*6	
	入口管台厚さ*8	mm	[redacted](6.0*2，*6)	
	出口管台外径*9	mm	508.0*2，*6	
	出口管台厚さ*9	mm	[redacted](16.0*2，*6)	
	出口管台外径*10	mm	267.4*2，*6	
	出口管台厚さ*10	mm	[redacted](9.3*2，*6)	
	出口管台外径*11	mm	165.2*2，*6	
	出口管台厚さ*11	mm	[redacted](7.1*2，*6)	
	胴マンホール管台外径	mm	624.0*2，*6	
	胴マンホール管台厚さ	mm	[redacted](12.0*2，*6)	
	胴マンホール平板厚さ	mm	[redacted](19*2，*12)	
	高さ	mm	16000*2	
材料	胴板	－	SM41C*13	
	底板	－	SM41C*13	
	胴マンホール平板	－	SM41C*13	
個数		－	2	

注記 ＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全溶接鋼板製円筒縦形固定屋根地上貯槽」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「大気圧」と記載。

＊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「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49年7月22日付け49資庁第14239号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-2　補給水系復水貯蔵タンクの規格計算書」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49年7月22日付け49資庁第14239号にて認可された工事計画の添付図面「第3-6図　復水貯蔵タンク構造図　ノズル表　B」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49年7月22日付け49資庁第14239号にて認可された工事計画の添付図面「第3-6図　復水貯蔵タンク構造図　ノズル表　M」を示す。

＊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49年7月22日付け49資庁第14239号にて認可された工事計画の添付図面「第3-6図　復水貯蔵タンク構造図　ノズル表　A」を示す。

＊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49年7月22日付け49資庁第14239号にて認可された工事計画の添付図面「第3-6図　復水貯蔵タンク構造図　ノズル表　C」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，昭和49年7月22日付け49資庁第14239号にて認可された工事計画の添付図面「第3-6図　復水貯蔵タンク構造図　ノズル表　G」を示す。

＊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，設計図書による。

＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SM41C [redacted]」と記載。

＊14：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資庁第14239号にて認可された工事計画の添付図面「第3-6図　復水貯蔵タンク構造図　仕様　容量」による。

(5) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さおよび材料

変更前							変更後						
	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	外径*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
補給水系	復水貯蔵タンク*2 ～ 復水移送ポンプ	1.03*3	66	267.4	9.3*1	STPG38	補給水系	変更なし					
				267.4	9.3*1	SUS304TP							
				267.4	4.0*1	SUS304TP							
				267.4	9.3*1	STPG38		—*11					
				267.4	9.3*1	SUS304TP							
				267.4	4.0*1	SUS304TP							
				165.2	7.1*1	SUS304TP		変更なし					
				165.2	3.4*1	SUS304TP							
				165.2	7.1*1	STPG38							
				165.2	7.1*1	STPT42							
				165.2	7.1*1	SUS304TP		—*11					
				165.2	7.1*1	STPG38							
	復水貯蔵タンク*14 ～ 弁 E22-F001 及び 弁 E51-F010	1.03*3	66	508.0	[redacted] (16.0*1)	SUS304TP		変更なし					
				508.0	9.5*1	SUS304TP							
				508.0*5, *6	9.5*1, *5, *6	SUS304*5, *6							
				508*6	[redacted] (9.5*1, *6)	SUS304*6							
				664*6	1.0*1, *6 ×2*6, *7	SUS304*6							
				558.8*6	[redacted] (9*1, *6)	SUS304*6							
				508.0	[redacted] (9.5*1)	SM41B							
				216.3	4.0*1	SUS304TP							
	（次頁へ続く）			216.3	12.7*1	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*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
補給水系	（前頁からの続き）	1.03*3	66	216.3*5, *6	12.7*1, *5, *6	SUS304*5, *6	補給水系	変更なし					
				216.3*5, *6	8.2*1, *5, *6	SUS304*5, *6							
				216.3*5, *6	4.0*1, *5, *6	SUS304*5, *6							
	制御棒駆動水配管分岐点 ～ 復水貯蔵タンク *8	1.38*3	63	114.3	6.0*1	STPG38		変更なし					
				114.3*6	6.0*1, *6	STPG370*6							
				114.3	6.0*1	STPG38		—*9					
				114.3	6.0*1	STPT42							
	放射性廃棄物処理系配管取合点（機器ドレン処理系） ～ 復水貯蔵タンク *10	1.03*3	66	216.3	4.0*1	SUS304TP		—*11					
				216.3	8.2*1	SUS304TP							
				216.3*6	8.2*1, *6	STPG370*6							
				114.3	3.0*1	SUS304TP		変更なし					
				114.3	6.0*1	SUS304TP							
	復水移送ポンプ ～ 弁 7-18V25B *12	1.32*3	66	165.2	3.4*1	SUS304TP		変更なし					
				165.2*4	7.1*1, *4	SUS304TP*4							
				165.2*4	7.1*1, *4	STPG38*4							
				114.3	6.0*1	SUS304TP							
				114.3	6.0*1	STPG38							
	弁 7-18V562 ～ 復水給水系配管合流点 *8	1.03*3	66	114.3	6.0*1	STPT42		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*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
補給水系	復水貯蔵タンク*13 ～ 復水給水系配管合流点	1.03*3	66	165.2	7.1*1	STPG38	補給水系	変更なし					
				165.2	7.1*1	SUS304TP							
				165.2	3.4*1	SUS304TP							
				114.3	3.0*1	SUS304TP							
	復水給水系配管合流点*13 ～ 制御棒駆動水配管取合点	1.03*3	66	114.3	3.0*1	SUS304TP		変更なし					
				114.3	3.0*1	SUS304TP		—*11					
				114.3	6.0*1	SUS304TP							

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「復水貯蔵タンクより復水器，復水移送ポンプ吸込みおよび復水脱塩系へ」と記載。

＊3：ＳＩ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，昭和50年8月2日付け50資庁第6924号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-2 補給水系配管の規格計算書」による。

＊5：エルボを示す。

＊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。

＊7：2層を示す。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水系より復水貯蔵タンクまで及び残留熱除去系，制御棒駆動水圧系へ」と記載。

＊9：記載の適正化を行う。補給水系から復水給水系に整理。

＊10：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および放射性廃棄物処理系より復水貯蔵タンクまで」と記載。

＊11：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。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水移送ポンプ出口ヘッダより復水器およびグランド蒸気蒸発器まで」と記載。

＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水貯蔵タンクより残留熱除去系および制御棒駆動水圧系へ」と記載。

＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「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」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

(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				原子炉補機冷却系熱交換器*1	変更なし
種　類			－	横置直管式*2	
容量（設計熱交換量）*3			MW/個	[redacted](14.9*4, *6)	
管側	最高使用圧力		MPa	0.86*4	
	最高使用温度		℃	66	
胴側	最高使用圧力		MPa	0.86*4	
	最高使用温度		℃	66	
伝熱面積			m^2/個	[redacted](1580*6)	
主要寸法	管側	胴内径*7	mm	2200*6	
		胴板厚さ*8	mm	[redacted](16*6)	
		鏡板厚さ	mm	[redacted](19.0*6, *9)	
		平板厚さ	mm	[redacted](130.0*6, *9)	
		鏡板の形状に係る寸法	mm	2200.0*6, *9 （鏡板中央部内半径）	
			mm	220.0*6, *9 （鏡板隅の丸み半径）	
		管側入口管台外径	mm	609.6*6, *9	
		管側入口管台厚さ	mm	[redacted](9.0*6, *9)	
		管側出口管台外径	mm	609.6*6, *9	
		管側出口管台厚さ	mm	[redacted](9.0*6, *9)	
		胴フランジ厚さ	mm	[redacted](90.0*6, *9)	
	胴側	胴内径*10	mm	2200*6	
		胴板厚さ*11	mm	[redacted](19*6)	
		胴側入口管台外径	mm	406.4*6, *9	
		胴側入口管台厚さ	mm	[redacted](14.0*6, *9)	
		胴側出口管台外径	mm	406.4*6, *9	
		胴側出口管台厚さ	mm	[redacted](14.0*6, *9)	

（続き）

				変　更　前			変更後
主要寸法	管板厚さ		mm	[redacted]（115*6）			変更なし
	伝熱管外径*12		mm	22.22*6			
	伝熱管厚さ*13		mm	[redacted]（1.24*6）			
	全長		mm	8300*6			
材料	管側	胴板*14	－	SM41A			
		鏡板	－	SM41A*9			
		平板	－	SM41A*9			
		胴フランジ	－	SF50*9			
	胴側	胴板*14	－	SM41A			
	管板		－	SB42*15			
	伝熱管*16		－	B_sTF3-0			
個数			－	3*17			
取付箇所	系統名（ラインン名）		－	原子炉補機冷却系熱交換器A 原子炉補機冷却系 *18	原子炉補機冷却系熱交換器B 原子炉補機冷却系 *18	原子炉補機冷却系熱交換器C 原子炉補機冷却系 *18	
	設置床		－	[redacted] EL.10.00 m*5	[redacted] EL.10.00 m*5	[redacted] EL.10.00 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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器」と記載。

＊2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「横置直管形」と記載。

＊3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「伝熱負荷」と記載。

＊4：ＳＩ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：公称値を示す。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「二次側内径」と記載。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「二次側板厚」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 49 年 12 月 3 日付け 49 資庁第 19356 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-2　原子炉補機冷却系熱交換器の規格計算書」による。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「一次側内径」と記載。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「一次側板厚」と記載。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「冷却管外径」と記載。

＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「冷却管厚さ」と記載。

＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

＊15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SB42[redacted]」と記載。

＊16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「冷却管」と記載。

＊17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3（常用 2 予備 1)」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 49 年 12 月 3 日付け 49 資庁第 19356 号にて認可された工事計画の添付図面「第 2-1-1 図　原子炉補機冷却系統図」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				原子炉補機冷却系ポンプ*1	変更なし
ポンプ	種類		－	うず巻形*2	
	容量		m³/h/個	1090 以上*3 (1090*4, *5)	
	揚程*6		m	38.1 以上*3 (38.1*5)	
	最高使用圧力		MPa	0.86*3	
	最高使用温度		℃	66*3	
	主要寸法	吸込口径	mm	400*5, *7	
		吐出口径	mm	300*5, *7	
		ケーシング厚さ	mm	[redacted]*3 (18.0*3, *5)	
		たて	mm	1400*5, *7	
		横	mm	1502*5, *7	
		高さ	mm	950*5, *7	
	材料	ケーシング*8	－	FC25	
	個数		－	3*9	
	取付箇所	系統名（ライン名）	－	原子炉補機冷却系ポンプ 原子炉補機冷却系*3	
		設置床	－	[redacted] EL.10.00 m*3	
		溢水防護上の区画番号	－	－	TB-1-1
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.10.24 m 以上

NT2 補① Ⅱ R0

（続き）

			変　更　前	変　更　後
原動機	種　　類	－	誘導電動機＊10	変更なし
	出　　力	kW/個	190	
	個　　数	－	3	
	取　付　箇　所	－	ポンプと同じ＊3	

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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「横軸両吸込単段うず巻型」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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「18.2 m^3/min」と記載。記載内容は，昭和 51 年 6 月 21 日付け建建発第 53 号にて軽微変更を届け出した工事計画書の添付図面「第 14 図　原子炉補機冷却系ポンプ組立外形図」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「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，昭和 51 年 6 月 21 日付け建建発第 53 号にて届け出した工事計画書の添付図面「第 14 図 原子炉補機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「3（常用 2 予備 1)」と記載。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「三相誘導電動機」と記載。

(5) 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			サージタンク	変更なし
種類		―	たて置円筒形	
容量		m³/個	[redacted](4.5*2)	
最高使用圧力		MPa	静水頭	
最高使用温度		℃	65.6	
主要寸法	胴内径	mm	1500*2	
	胴板厚さ	mm	[redacted](9.0*2)	
	鏡板厚さ	mm	[redacted](9.0*2)	
	鏡板の形状に係る寸法	mm	1500*2 (鏡板中央部内半径)	
			150*2 (鏡板隅の丸み半径)	
	平板厚さ	mm	9.0*2	
	出口管台外径	mm	165.2*2	
	出口管台厚さ	mm	[redacted](7.1*2)	
	マンホール管台外径	mm	457.2*2	
	マンホール管台厚さ	mm	[redacted](12.0*2)	
	マンホール平板厚さ	mm	[redacted](30.0*2)	
	高さ	mm	2820*2	
材料	胴板	―	SM41A	
	鏡板	―	SM41A	
	マンホール平板	―	SM41A	
個数		―	1	
取付箇所	系統名（ラインナ名）	―	原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系	
	設置床	―	[redacted] 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	―		

NT2 補③ Ⅱ R1

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。

(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 (mm)	厚さ (mm)	材料
原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却系ポンプ*2 ～ 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	0.86*3	66	318.5	10.3*1	STPG38	原子炉補機冷却系	変更なし					
				406.4	[redacted] (9.5*1)	SM41A							
				609.6	[redacted] (9.5*1)	SM41A							
				508.0	[redacted] (9.5*1)	SM41A							
				267.4	9.3*1	STPG38							
				216.3	8.2*1	STPG38							
				165.2	7.1*1	STPG38							
	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 ～ 原子炉補機冷却系熱交換器	0.86*3	66	216.3	8.2*1	STPG38		変更なし					
				318.5	10.3*1	STPG38							
				165.2	7.1*1	STPG38							
				267.4	9.3*1	STPG38							
				406.4	[redacted] (9.5*1)	SM41A							
				609.6	[redacted] (9.5*1)	SM41A							
	サージタンク*5 ～ 原子炉補機冷却系熱交換器入口管合流点	0.86*3	66	165.2	7.1*1	STPG38		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*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
原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却系ポンプ出口管分岐点～排ガス復水器及び廃液濃縮器復水器 *6	0.86*3	66	406.4	[redacted] (9.5*1)	SM41A	原子炉補機冷却系	変更なし					
				165.2	7.1*1	STPG38							
				406.4	21.4*1	STPT42							
				318.5	10.3*1	STPT42							
				318.5*7	10.3*1, *7	STPT410*7							
				267.4	9.3*1	STPT42							
				165.2	7.1*1	STPT42		—*8					
				89.1	5.5*1	STPG38							
				89.1	5.5*1	STPT42							
				76.3	5.2*1	STPG38							
	排ガス復水器及び廃液濃縮器復水器～原子炉補機冷却系熱交換器入口管合流点 *6	0.86*3	66	165.2	7.1*1	STPG38		変更なし					
				406.4	[redacted] (9.5*1)	SM41A							
				267.4	9.3*1	STPT42							
				318.5	10.3*1	STPT42							
				165.2	7.1*1	STPT42		—*8					
				89.1	5.5*1	STPG38							
				89.1	5.5*1	STPT42							
				76.3	5.2*1	STPG38							

（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（mm）	厚さ（mm）	材料
原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却系熱交換器 ～ 原子炉補機冷却系ポンプ	0.86*3	66	406.4	[redacted] (9.5*1)	SM41A	原子炉補機冷却系	変更なし					
				609.6	[redacted] (9.5*1)	SM41A							

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「原子炉補機冷却水ポンプ出口より原子炉格納容器内各熱交換器入口まで」並びに「燃料プール冷却浄化系熱交換器および原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器入口管」と記載。

＊3：ＳＩ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，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の添付書類「1-2　原子炉補機冷却系配管の規格計算書」による。

＊5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「冷却水サージタンク出口管」と記載。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「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および廃棄物処理系，排ガス復水器の入口，出口管」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：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。

8.2　補機冷却系海水系

(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*1			変　更　後		
名称				補機冷却系海水系ポンプ			変更なし		
ポンプ	種類		―	ターボ形					
	容量		m³/h/個	[redacted] (2838.8*2)					
	揚程		m	[redacted] (44.5*2)					
	最高使用圧力		MPa	0.86					
	最高使用温度		℃	38					
	主要寸法	吸込口径	mm	430*2					
		吐出口径	mm	750*2					
		コラム外径	mm	774*2					
		コラム厚さ	mm	[redacted] (12*2)					
		高さ	mm	9360*2					
	材料	ケーシング	―	SCS14					
	個数		―	3					
	取付箇所	系統名（ラインン名）	―	補機冷却系 海水系ポンプA 補機冷却系海水系	補機冷却系 海水系ポンプB 補機冷却系海水系	補機冷却系 海水系ポンプC 補機冷却系海水系			
		設置床	―	海水ポンプ室 EL.0.80 m	海水ポンプ室 EL.0.80 m	海水ポンプ室 EL.0.80 m			
		溢水防護上の区画番号	―	―			SWP-1	SWP-2	SWP-1
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	―				EL.2.09 m以上	EL.2.09 m以上	EL.2.09 m以上
原動機	種類		―	誘導電動機			変更なし		
	出力		kW/個	485					
	個数		―	3					
	取付箇所		―	ポンプと同じ					

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)　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*1		変更後
名称			補機冷却系海水ストレーナ		変更なし
種類		－	たて置円筒形		
容量		m^3/h/個	[redacted](5678*2)		
最高使用圧力		MPa	0.86		
最高使用温度		℃	38		
主要寸法	胴内径	mm	1360*2		
	胴板厚さ	mm	[redacted](25*2)		
	カバー厚さ	mm	[redacted](25*2)		
	管台口径（海水入口）	mm	900*2		
	管台厚さ（海水入口）	mm	[redacted](25*2)		
	管台口径（海水出口）	mm	900*2		
	管台厚さ（海水出口）	mm	[redacted](25*2)		
	フランジ厚さ	mm	[redacted](35*2)		
	全長	mm	2000*2		
材料	上部胴	－	SCS14		
	下部胴	－	SCS14		
	カバー	－	SCS14		
	フランジ	－	SCS14		
個数		－	2		
取付箇所	系統名（ライン名）	－	補機冷却系 海水ストレーナA 補機冷却系 海水系	補機冷却系 海水ストレーナB 補機冷却系 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：既工事計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。

(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 (mm)	厚さ (mm)	材料
補機冷却系海水系	補機冷却系海水系ポンプ*2 ～ 補機冷却系海水ストレーナ	0.86	38	762.0	[redacted] (9.5*1)	SM41A	補機冷却系海水系	変更なし					
				762.0	[redacted] (9.5*1)	SM400B							
				914.4	[redacted] (12.7*1)	SM41A							
	補機冷却系海水ストレーナ*2 ～ 弁7-11W1A，B，C	0.86	38	914.4	[redacted] (12.7*1)	SM41A		変更なし					
				914.4	[redacted] (10.3*1)	SM400B							
				762.0	[redacted] (12.7*1)	SM41A							
				762.0	[redacted] (12.7*1)	SM400B							
				508.0	[redacted] (9.5*1)	SM41A							
				508.0	[redacted] (9.5*1)	SM400B							
				609.6	[redacted] (9.5*1)	SM41A							

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。

8.3　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	[redacted]（14.0*1）							
		高さ	mm	8787*1							
	材料	ケーシング	―	[redacted]							
	個数		―	4							
	取付箇所	系統名（ラインナ名）	―	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	―	―				SWP-1	SWP-2	SWP-1	SWP-2
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	―					EL. 2.09 m 以上	EL. 2.09 m 以上	EL. 2.09 m 以上	EL. 2.09 m 以上
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。

(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		変更なし
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	[redacted]		
	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*2	海水ポンプ室 EL.0.80 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「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：ＳＩ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「主要材料」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 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。

(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 ～ 残留熱除去系 海水系ストレーナA	—					残留熱除去系海水系	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		
		—							3.45*3	38*3	508.0*4 /355.6*4	[redacted](12.7*1, *4) (11.1*1, *4)	SM50B*4
		3.45*5	38	355.6	11.1*1	STPT42			変更なし	変更なし	変更なし		
				508.0	[redacted](12.7*1)	SM50B					変更なし *7		
	*2, *9, *10 残留熱除去系 海水系ストレーナA ～ A系統緊急用海水系 配管合流点	3.45*5	38	508.0	[redacted](12.7*1)	SM50B		変更なし	変更なし	変更なし	変更なし*7		
											508.0	[redacted](12.7*1)	SGV410
		—							3.45*3	38*3	508.0*11	12.7*1, *11	STPT410*11
		3.45*5	38	550.0*6 /508.0*6	13.0*6 (13.0*1, *6) /11.2*6 (12.7*1, *6)	SF490A*6		変更なし	変更なし	変更なし	—		
				508.0*6	12.7*1, *6	STPT410*6					508.0	[redacted](13.0*1)	SFVC2B
											666.0	[redacted](13.0*1)	SFVC2B
											666.0	[redacted](13.0*1)	SGV480
		—							3.45*3	38*3	508.0 /508.0 /—	15.1*1 /15.1*1 /—	STPT410
	*2 残留熱除去系 海水系ポンプB及びD ～ 残留熱除去系 海水系ストレーナ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		
		—							3.45*3	38*3	508.0*4 /355.6*4	[redacted](12.7*1, *4) (11.1*1, *4)	SM50B*4
		3.45*5	38	355.6	11.1*1	STPT42			変更なし	変更なし	変更なし		
				508.0	[redacted](12.7*1)	SM50B					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 海水系ストレーナB ～ B系統緊急用海水系 配管合流点	3.45*5	38	508.0	[redacted](12.7*1)	SM50B	残留熱除去系海水系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし*7		
											508.0	[redacted](12.7*1)	SGV410
				550.0*6 /508.0*6	[redacted](12.7*1, *6) (12.7*1, *6)	SM50B*6					—		
				550.0*6	[redacted](12. 0*1, *6)	SM50B*6					508.0	[redacted](13.0*1)	SFVC2B
											666.0	[redacted](13.0*1)	SFVC2B
											666.0	[redacted](13.0*1)	SGV480
		—							3.45*3	38*3	508.0 /508.0 /—	15.1*1 /15.1*1 /—	STPT410
											508.0*11	12.7*1, *11	STPT410*11
	*10 A系統緊急用海水系 配管合流点 ～ 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 ～ 残留熱除去系 熱交換器A	3.45*3	38*3	508.0 /508.0 /318.5	[redacted]12.7*1) (12.7*1) 10.3*1)	SGV410
		3.45*5	38	508.0	[redacted](12.7*1)	SM50B			変更なし	変更なし	508.0	[redacted](12.7*1)	SGV410
		—							3.45*3	38*3	508.0 /457.2	[redacted](12.7*1) (12.7*1)	SGV410
	*10 B系統緊急用海水系 配管合流点 ～ 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 ～ 残留熱除去系 熱交換器B	3.45*3	38*3	508.0 /508.0 /318.5	[redacted](12.7*1) (12.7*1) (10.3*1)	SGV410
		3.45*5	38	508.0	[redacted](12.7*1)	SM50B			変更なし	変更なし	508.0	[redacted](12.7*1)	SGV410
		—							3.45*3	38*3	508.0*11	12.7*1, *11	STPT410*11
											508.0 /457.2	[redacted](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 ～ A系統代替 燃料プール冷却系 緊急用海水配管 合流点	—					残留熱除去系海水系	*12 残留熱除去系 熱交換器A ～ 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	[redacted](12.7*1, *4) (12.7*1, *4)	SM50B*4
		3.45*5	66	508.0	[redacted](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	[redacted](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	[redacted](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	[redacted](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 ～ 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 ～ 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	[redacted](12.7*1, *4) (12.7*1, *4)	SM50B*4
		3.45*5	66	508.0	[redacted](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	[redacted](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*3	84*3	508.0*4, *11	12.7*1, *4, *11	STPT410*4, *11
		3.45	66	508.0	[redacted](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	[redacted](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 ～ A系統非常用 放出配管分岐点	—					残留熱除去系海水系	*12 A系統代替 燃料プール冷却系 緊急用海水配管 合流点 ～ A系統非常用 放出配管分岐点	0.98*3	84*3	508.0 /508.0 /216.3	[redacted](12.7*1) (12.7*1) (8.2*1)	SGV410
									0.70 0.98*3	66 84*3	508.0	[redacted](12.7*1)	SGV410
									0.98*3	84*3	508.0*11	12.7*1, *11	STPT410*11
		0.70	66	508.0	[redacted](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, *15 A系統非常用 放出配管分岐点 ～ 弁7-12V82A	0.70	66	508.0	[redacted](20.6*1)	STPT410		変更なし					
	*14, *15 弁7-12V82A ～ 放水路	0.70	66	508.0	[redacted](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 ～ B系統非常用 放出配管分岐点 （次頁へ続く）	—						*12 B系統代替 燃料プール冷却系 緊急用海水配管 合流点 ～ B系統非常用 放出配管分岐点 （次頁へ続く）	0.98*3	84*3	508.0 /508.0 /216.3	[redacted](12.7*1) (12.7*1) (8.2*1)	SGV410
									0.70 0.98*3	66 84*3	508.0	[redacted](12.7*1)	SGV410
									0.98*3	84*3	508.0*11	12.7*1, *11	STPT410*11
		0.70	66	508.0	[redacted](20.6*1)	STPT410			変更なし 0.98*3	変更なし 84*3	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*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	（前頁の続き）	—					残留熱除去系海水系	（前頁の続き）	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, *15 B系統非常用放出配管分岐点 ～ 弁7-12V82B	0.70	66	508.0	[redacted](20.6*1)	STPT410		変更なし					
	*14, *15 弁7-12V82B ～ 放水路	0.70	66	508.0	[redacted](15.1*1)	SB410		変更なし					
	*16 A系統非常用放出配管分岐点 ～ A系統放水先	0.70	66	508.0	[redacted](20.6*1)	STPT410		*12 A系統非常用放出配管分岐点 ～ 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	[redacted](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 ～ B系統放水先	0.70	66	508.0	[redacted](20.6*1)	STPT410		*12 B系統非常用放出配管分岐点 ～ 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	[redacted](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 ：本設備は既存の設備である。

＊5 ：ＳＩ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：原子炉補機冷却設備（緊急用海水系）と兼用する。
＊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：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。
＊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。

NT2 補 ① Ⅱ R1

8.4　緊急用海水系

(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				－	緊急用海水ポンプ
ポンプ	種類		－		ターボ形
	容量*1		m^3/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	吸込口径	mm		260*2
		吐出口径	mm		350*2
		コラム外径	mm		378*2
		コラム厚さ	mm		[redacted](14.0*2)
		高さ	mm		8570*2
	材料	ケーシング	－		[redacted]
	個数		－		1（予備 1）
	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	－		緊急用海水ポンプピット EL.0.80 m
		溢水防護上の区画番号	－		ES-B1-1
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.2.47 m 以上
原動機	種類		－		誘導電動機
	出力		kW/個		510
	個数		－		1（予備 1）
	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。

(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			—	緊急用海水系ストレーナ
種類		—		たて置円筒型
容量		m^3/h/個		844 以上（844*2）
最高使用圧力*1		MPa		2.45
最高使用温度*1		℃		38
主要寸法	胴内径	mm		576*2
	胴板厚さ	mm		[redacted]
	カバー厚さ	mm		
	管台口径（海水入口）	mm		350*2
	管台厚さ（海水入口）	mm		[redacted]
	管台口径（海水出口）	mm		350*2
	管台厚さ（海水出口）	mm		[redacted]
	全長	mm		
材料	上部胴	—		SCS14
	下部胴	—		SCS14
	ボンネット	—		SCS14
	カバー	—		SCS14
個数		—		1
取付箇所	系統名（ライン名）	—		緊急用海水系ストレーナ 緊急用海水系
	設置床	—		緊急用海水ポンプピット 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：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) 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
緊急用海水系	—						緊急用海水系	緊急用海水ポンプ ～ 緊急用海水系ストレーナ	2.45*2	38*2	355.6	11.1*1, *3	STPT410
											355.6 /355.6 /355.6	11.1*1 /11.1*1 /11.1*1	STPT410
								緊急用海水系ストレーナ ～ 代替燃料プール冷却系 配管分岐点	2.45*2	38*2	355.6	11.1*1, *3	STPT410
											355.6	[redacted] (11.1*1)	SF440A
											457.2	[redacted] (14.3*1)	SFVC2B
											457.2	[redacted] (14.3*1)	SGV410
											355.6 /355.6 /165.2	11.1*1 /11.1*1 /7.1*1	STPT410
								代替燃料プール冷却系 配管分岐点 ～ 緊急用海水系配管分岐点	2.45*2	38*2	355.6	11.1*1, *3	STPT410
											355.6 /355.6 /—	11.1*1 /11.1*1 /—	STPT410
											355.6 /318.5	11.1*1 /10.3*1	STPT410
											318.5	10.3*1	STPT410
											318.5 /318.5 /318.5	10.3*1 /10.3*1 /10.3*1	STPT410
								緊急用海水系配管分岐点 ～ A系統緊急用海水系 配管合流点	2.45*2	38*2	318.5	10.3*1, *3	STPT410
									3.45*2	38*2	318.5	10.3*1, *3	STPT410
								緊急用海水系配管分岐点 ～ B系統緊急用海水系 配管合流点	2.45*2	38*2	318.5	10.3*1, *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）	最高使用温度（℃）	外径*1（mm）	厚さ（mm）	材料
緊急用海水系	—						緊急用海水系	代替燃料プール冷却系配管分岐点～代替燃料プール冷却系熱交換器	2.45*2	38*2	165.2	7.1*1, *3	STPT410
									0.98*2	38*2	165.2	7.1*1, *3	STPT410
											165.2 /165.2 /—	7.1*1 /7.1*1 /—	STPT410
											165.2 /114.3	7.1*1 /6.0*1	STPT410
											114.3	6.0*1, *3	STPT410
								代替燃料プール冷却系熱交換器～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	0.98*2	66*2	114.3	6.0*1, *3	STPT410
											165.2 /114.3	7.1*1 /6.0*1	STPT410
											165.2	7.1*1, *3	STPT410
											165.2 /165.2 /165.2	7.1*1 /7.1*1 /7.1*1	STPT410
									3.45*2	66*2	165.2	7.1*1	STPT410
											216.3 /165.2	8.2*1 /7.1*1	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，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～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～残留熱除去系熱交換器B

残留熱除去系熱交換器A～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～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～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～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～A系統放水先

B系統非常用放出配管分岐点～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

(1)　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，材料及び個数

				変　更　前	変更後
名称				再生熱交換器	変更なし
種類			－	横置三胴U字管式*1	
容量（設計熱交換量）			MW/個	[redacted]（25.7*2，*3）	
管側	最高使用圧力		MPa	9.80	
	最高使用温度		℃	302	
胴側	最高使用圧力		MPa	9.80	
	最高使用温度		℃	302	
伝熱面積			m^2/個	[redacted]（149.5*3／1胴×3胴）	
主要寸法	管側	胴内径*5	mm	760*3	
		胴板厚さ*6	mm	[redacted]（97.5*3）	
		平板厚さ*8	mm	[redacted]（126*3）	
		管側入口管台外径	mm	165.2*3，*7	
		管側入口管台厚さ	mm	[redacted]（11.0*3，*7）	
		管側出口管台外径	mm	165.2*3，*7	
		管側出口管台厚さ	mm	[redacted]（11.0*3，*7）	
	胴側	胴内径*9	mm	700*3	
		胴板厚さ*10	mm	[redacted]（41*3）	
		鏡板厚さ*11	mm	[redacted]（45*3）	
		鏡板の形状に係る寸法	mm	700.0*3，*7（鏡板長径）	
				175.0*3，*7（鏡板短径の2分の1）	
		胴側入口管台外径	mm	165.2*3，*7	
		胴側入口管台厚さ	mm	[redacted]（11.0*3，*7）	
		胴側出口管台外径	mm	165.2*3，*7	
		胴側出口管台厚さ	mm	[redacted]（11.0*3，*7）	
	管板厚さ		mm	[redacted]（117*3）	
	伝熱管外径		mm	15.9*3	
	伝熱管厚さ		mm	[redacted]（2.6*3）	
	全長		mm	5550*3	

（続き）

				変　更　前	変更後
材料	管側	胴　　板	－	SUSF316	変更なし
		平　　板	－	SF490A	
	胴側	胴　　板	－	SUS316	
		鏡　　板	－	SUS316	
	管　　板		－	SUSF316	
	伝　　熱　　管		－	SUS316LTB	
個　　数			－	1＊4	

注記　＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「横置Ｕ字管式」と記載。

＊2：ＳＩ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「1（3胴）」と記載。

＊5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室内径」と記載。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室胴部厚さ」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，平成10年10月27日付け発管発第81号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅳ-2-1-1-1　原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の強度計算書」による。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室平板厚さ」と記載。

＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴体内径」と記載。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴体厚さ」と記載。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴部鏡板厚さ」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，設計図書による。

				変　更　前	変更後
名　称				非再生熱交換器	変更なし
種　類			－	横置二胴U字管式*1	
容量（設計熱交換量）			MW/個	[redacted](8.84*4, *15)	
管側	最高使用圧力		MPa	9.79*3	
管側	最高使用温度		℃	302	
胴側	最高使用圧力		MPa	0.86*3	
胴側	最高使用温度		℃	188	
伝熱面積			m^2/個	[redacted] (139*4／1胴×2胴*2)	
主要寸法	管側	胴内径*5	mm	740.0*4, *6	
		胴板厚さ*7	mm	[redacted](85.0*4, *9)	
		平板厚さ	mm	[redacted](118.0*4, *8)	
		管側入口管台外径	mm	165.2*4, *8	
		管側入口管台厚さ	mm	[redacted](11.0*4, *8)	
		管側出口管台外径	mm	165.2*4, *8	
		管側出口管台厚さ	mm	[redacted](11.0*4, *8)	
	胴側	胴内径*10	mm	650*4	
		胴板厚さ*11	mm	[redacted](12*4)	
		鏡板厚さ*11	mm	[redacted](12*4)	
		鏡板の形状に係る寸法	mm	650.0*4, *8 (鏡板長径)	
				162.5*4, *8 (鏡板短径の2分の1)	
		胴側入口管台外径	mm	216.3*4, *8	
		胴側入口管台厚さ	mm	[redacted](8.2*4, *8)	
		胴側出口管台外径	mm	216.3*4, *8	
		胴側出口管台厚さ	mm	[redacted](8.2*4, *8)	
	管板厚さ		mm	[redacted](103*4)	
	伝熱管外径		mm	15.9*4	
	伝熱管厚さ		mm	[redacted](1.6*4)	
	全長		mm	6210*4	

（続き）

				変　更　前	変更後
材料	管側	胴　　板*12	－	SF50*13	変更なし
		平　　板	－	SF50*8	
	胴側	胴　　板*14	－	SB42	
		鏡　　板*14	－	SB42	
	管　　板		－	SF50*13	
	伝　熱　管		－	SUS304LTB	
個　数			－	1*16	

注記　＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「横置Ｕ字管式」と記載。

＊2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「139 m^2／胴×2 胴」と記載。

＊3：ＳＩ単位に換算したもの。

＊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「仕切室側内径」と記載。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「680」と記載。記載内容は，昭和 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-1-2　非再生熱交換器の規格計算書」による。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切室側板厚」と記載。

＊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 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-1-2　非再生熱交換器の規格計算書」による。

＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には，仕切室側板厚である「115」と記載。記載内容は，昭和 51 年 8 月 30 日付け建建発第 98 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-1-2　非再生熱交換器の規格計算書」による。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴体側内径」と記載。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴体側板厚」と記載。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「仕切室」と記載。

＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SF50 [redacted]」と記載。

＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴体」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，設計図書による。

＊16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「1（2 胴）」と記載。

(3) 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，材料及び個数

			変　更　前	変更後
名称			原子炉冷却材浄化系 フィルタ脱塩器*1	変更なし
種類		－	たて置円筒形*2	
容量		m^3/h/個	[redacted](61.3*3)	
最高使用圧力		MPa	9.79*4	
最高使用温度		℃	66	
主要寸法	胴内径	mm	1058*3	
	胴板厚さ*5	mm	[redacted](60*3，*7)	
	鏡板厚さ*8	mm	[redacted](65*3，*9)	
	鏡板の形状に係る寸法	mm	1058*3，*6 (鏡板長径)	
		mm	264.5*3，*6 (鏡板短径の2分の1)	
	平板厚さ*17	mm	[redacted](260*3，*18)	
	高さ*10	mm	2864.5*3，*11	
	入口管台外径	mm	139.8*3，*6	
	入口管台厚さ	mm	[redacted](9.5*3)	
	出口管台外径	mm	139.8*3，*6	
	出口管台厚さ	mm	[redacted](9.5*3)	
	本体フランジ厚さ	mm	[redacted](140*3)	
材料	胴板*12	－	SB42*13	
	鏡板	－	SB42*13	
	平板*14	－	SF50*15	
	本体フランジ	－	SF50*6	
個数		－	2	

注記　＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「フィルタ脱塩器」と記載。
＊2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒竪形（四脚支持）」と記載。
＊3：公称値を示す。
＊4：ＳＩ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51年8月30日付け建建発第98号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1　規格計算書」のうち，「Ⅲ-1-1-3　フィルタ脱塩器規格計算書」による。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「60[redacted]」と記載。

＊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「65[redacted]」と記載。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全長」と記載。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には，脚部からベント管上端部中心までの高さである「4260」と記載。記載内容は，設計図書による。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SB42[redacted]」と記載。

＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「上蓋板」と記載。

＊15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SF50[redacted]」と記載。

＊16：既工事計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。

＊17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「上蓋板厚」と記載。

＊18：記載の適正化を行う。既工事計画書には「260[redacted]」と記載。

(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	21.0 以上*1	
	弁ふた厚さ	mm	54.0 以上*1	
材料	弁箱 *4	－	SCS14	
	弁ふた *4	－	SCS14	
	弁体 *4	－	SCS14	
駆動方法		－	電気作動*3	
個数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	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「材料」と記載。

			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	27 以上*1	
	弁ふた厚さ	mm	93.8 以上*1	
材料	弁箱	－	SCS16A	
	弁ふた	－	SCS16A	
	弁体	－	SCS16A*1	
駆動方法		－	電気作動*3	
個　数		－	1	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	G33-F004 原子炉冷却材浄化系*1	
	設置床	－	[redacted] 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.14.63 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。

(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
原子炉冷却材浄化系	*1 原子炉再循環系及び原子炉圧力容器底部ドレン ～ 弁 G33-F001	8.62	302	114.3	8.6*2	SUS316TP	原子炉冷却材浄化系	変更なし					
				114.3 /－ /114.3 *18	8.6*2 /－ /8.6*2 *19	SUS316TP							
				165.2 /114.3	11.0*2 /8.6*2	SUS316TP							
				114.3 /－	8.6*2 /－	SUS316TP		－*3					
				165.2	11.0*2, *4	SUS316TP		変更なし					
				165.2 /165.2 /－	11.0*2 /11.0*2 /－	SUS316TP							
				165.2 /165.2 /165.2	11.0*2 /11.0*2 /11.0*2	SUS316TP							
				165.2	11.0*2, *4	SUS304TP							
				165.2 /165.2 /76.3	11.0*2 /11.0*2 /7.0*2	SUS304TP							
				165.2	□ (11.0*2)	SUSF316							
				60.5*5	8.7*2, *5	STPT49*5							
				61.1*5, *6	10.9*2, *5, *7	STPT49*5							
				76.3 /60.5*5	9.5*2 /8.7*2, *5	STPT49*5							
				76.3	9.5*2, *4	STPT49							
				76.3	9.5*2, *4	STS49							
				76.3 /76.3 /76.3	9.5*2 /9.5*2 /9.5*2	STPT49							
				76.3	9.5*2	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 (mm)	厚さ (mm)	材料
原子炉冷却材浄化系	弁G33-F001 ～ 弁G33-F004 *1	8.62	302	165.2	11.0*2	SUS316TP	原子炉冷却材浄化系	変更なし					
	弁G33-F004 ～ 循環ポンプ *1	8.62	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		—*3					
				114.3	8.6*2	STPT42		変更なし					
				165.2 /114.3	11.0*2 /8.6*2	STPT42		—*3					
				114.3	13.5*2	SUS304*8		変更なし					
	循環ポンプ ～ 再生熱交換器 *9	9.80	302	114.3	8.6*2	STPT49		変更なし					
				165.2	11.0*2	STPT49							
				165.2*5	11.0*2, *5	STPT480*5							
				165.2	11.0*2	SUS316TP							
	再生熱交換器連結管 *10	9.80	302	165.2	11.0*2	SUS316TP		変更なし					
	再生熱交換器 ～ 非再生熱交換器 *11	9.80	302	165.2	11.0*2	SUS316TP		変更なし					
				165.2	11.0*2	STPT49							
				165.2*5	11.0*2, *5	STPT480*5							
	非再生熱交換器連結管 *10	9.80	302	165.2	11.0*2	SUS304TP		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
原子炉冷却材浄化系	非再生熱交換器 *12 ～ 弁G33-32A，B	9.80*13	66	165.2	11.0*2	STPT49	原子炉冷却材浄化系	変更なし					
				165.2*5	11.0*2，*5	STPT480*5							
				114.3	8.6*2	STPT49							
	弁G33-32A，B *14 ～ 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器	9.80*13	66	114.3	8.6*2	SUS304TP		変更なし					
				165.2	11.0*2	SUS304TP							
				139.8	9.5*2	SUS304TP							
	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器 *15 ～ 弁G33-31A，B	9.80*13	66	139.8	9.5*2	SUS304TP		変更なし					
				165.2	11.0*2	SUS304TP							
				114.3	8.6*2	SUS304TP							
	弁G33-31A，B *16 ～ 再生熱交換器	9.80	66	114.3	8.6*2	STPT49		変更なし					
				165.2	11.0*2	STPT49							
				165.2*5	11.0*2，*5	STPT480*5							
				165.2	11.0*2	SUS316TP							
	再生熱交換器 *17 ～ 弁G33-F040	9.80	302	165.2	11.0*2	SUS316TP		変更なし					
				165.2*5	11.0*2，*5	STPT480*5							
				165.2	11.0*2	STPT49							

（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
原子炉冷却材浄化系	弁 G33-F040 ～ 給水系合流点 *17	8.62	302	165.2	11.0*2	STPT49	原子炉冷却材浄化系	変更なし					
				267.4*5 /165.2*5	15.1*2, *5 /11.0*2, *5	STPT49*5							
				267.4*5 /267.4*5 /－	15.1*2, *5 /15.1*2, *5 /－	STPA23*5							
				267.4*5	15.1*2, *5	STPA23*5							
				165.2*5 /165.2*5 /114.3*5	11.0*2, *5 /11.0*2, *5 /8.6*2, *5	STPT49*5							
				165.2*5 /114.3*5	11.0*2, *5 /8.6*2, *5	STPT49*5							
				114.3	8.6*2, *4	STPT49							
				114.3	11.1*2	STPT49							

注記　＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉再循環系及び原子炉圧力容器底部ドレンより循環ポンプ入口」と記載。
＊2：公称値を示す。
＊3：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。
＊4：エルボにあっては，配管と同等以上の厚さのものを選定。
＊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：差込み継手の差込み部内径を示す。
＊7：差込み継手の最小厚さを示す。
＊8：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。
＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「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）」と記載。
＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「再生熱交換器連結管及び非再生熱交換器連結管」と記載。
＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「再生熱交換器出口より非再生熱交換器入口まで」と記載。
＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非再生熱交換器出口より濾過脱塩器へ（濾過脱塩器入口管）」と記載。
＊13：ＳＩ単位に換算したもの。
＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「（フィルタ脱塩器入口管）非再生熱交換器よりフィルタ脱塩器まで」と記載。
＊15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「（フィルタ脱塩器戻り管）フィルタ脱塩器より再生熱交換器へ」と記載。
＊16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「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）」と記載。
＊17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「再生熱交換器出口より給水系まで」と記載。
＊18：記載の適正化を行う。既工事計画書には「114.3/114.3/114.3」と記載。
＊19：記載の適正化を行う。既工事計画書には「8.6/8.6/8.6」と記載。

10　原子炉格納容器内の原子炉冷却材の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

<table>
<tr><th colspan="3"></th><th>変　更　前*1</th><th>変　更　後</th></tr>
<tr><td colspan="2">名　　称</td><td></td><td>格納容器床ドレン流量計*2</td><td rowspan="8">変更なし</td></tr>
<tr><td colspan="2">検出器の種類</td><td>－</td><td>容積式流量検出器</td></tr>
<tr><td colspan="2">計測範囲</td><td>L/h</td><td>0～600</td></tr>
<tr><td rowspan="4">取付箇所</td><td>系統名
（ラインン名）</td><td>－</td><td>格納容器床ドレン流量計
格納容器床ドレン配管</td></tr>
<tr><td>設置床</td><td>－</td><td>[redacted] EL.2.00 m</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の区画番号</td><td>－</td><td rowspan="2">－</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>－</td></tr>
<tr><td colspan="2">個　　数</td><td>－</td><td>1</td></tr>
</table>

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。

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

(1)　基本設計方針

変　更　前	変　更　後
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 1.　地盤等	第１章　共通項目 1.　地盤等 1.1　地盤 設計基準対象施設のうち，地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）の建物・構築物，屋外重要土木構造物，津波防護施設及び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・構築物について，若しくは，重大事故等対処施設のうち，常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については，自重や運転時の荷重等に加え，その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（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。 ここで，屋外重要土木構造物とは，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。 設計基準対象施設のうち，耐震重要施設以外の建物・構築物及びその他の土木構造物については，自重や運転時の荷重等に加え，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，重大事故等対処施設のうち，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については，自重や運転時の荷重等に加え，代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても，接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。 設計基準対象施設のうち，耐震重要施設，若しくは，重大事故等対処施設のうち，常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は，地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下，液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により，その安全機能，若しくは，重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤として，設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。 設計基準対象施設のうち，耐震重要施設，若しくは，重大事故等対処施設のうち，常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は，将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤として，設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。 設計基準対象施設のうち，Ｓクラスの施設（津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）の地盤，若しくは，重大事故等対処施設のうち，常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備

変　更　前	変　更　後
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。	が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物及び土木構造物の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界について，自重や運転時の荷重等と基準地震動Ｓ$_s$による地震力との組合せにより算定される接地圧が，安全上適切と認められる規格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。 また，上記の設計基準対象施設にあっては，自重や運転時の荷重等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の組合せにより算定される接地圧について，安全上適切と認められる規格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。 屋外重要土木構造物，津波防護施設及び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・構築物の地盤においては，自重や運転時の荷重等と基準地震動Ｓ$_s$による地震力との組合せにより算定される接地圧が，安全上適切と認められる規格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。 設計基準対象施設のうち，Ｂクラス及びＣクラスの施設の地盤，若しくは，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備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おいては，自重や運転時の荷重等と，静的地震力及び動的地震力（Ｂクラスの共振影響検討に係るもの又はＢクラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備の共振影響検討に係るもの）との組合せにより算定される接地圧に対して，安全上適切と認められる規格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。 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.　耐震重要施設は，その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（設置（変更）許可を受けた基準地震動（以下「基準地震動」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設計とする。 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，Ｓクラス，Ｂクラス又はＣクラスに分類（以下，「耐震重要度	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.　耐震重要施設は，その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（設置（変更）許可を受けた基準地震動Ｓ$_s$（以下「基準地震動Ｓ$_s$」という。））による加速度によって作用する地震力に対して，その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。 重大事故等対処施設のうち，常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 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，Ｓクラス，Ｂクラス又はＣクラスに分類（以下「耐震重要度

変　更　前	変　更　後
分類」という。）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。	分類」という。）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。 重大事故等対処施設については，施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて，常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。），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。）及び可搬型重大事故等対処設備に分類する。 重大事故等対処施設のうち，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は，代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設と常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については，基準地震動S_sによる地震力を適用するものとする。 なお，特定重大事故等対処施設に該当する施設は本申請の対象外である。
c.　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，若しくは非常用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。	c.　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，若しくは非常用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。
d.　Ｓクラスの施設（f.に記載のものを除く。）は，基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。 建物・構築物については，構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し，建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。 機器・配管系については，その施設に要求される機能を保持する設計とし，塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに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，また，動的機器等については，基準地震動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。 また，設置（変更）許可を受けた弾性設計用の地震動（以下「弾性設計用地震動」という。）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。	d.　Ｓクラスの施設（f.に記載のものを除く。）は，基準地震動S_sによる地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。 建物・構築物については，構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し，建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。 機器・配管系については，その施設に要求される機能を保持する設計とし，塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに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，また，動的機器等については，基準地震動S_sによる応答に対してその設備に要求される機能を保持する設計とする。なお，動的機能が要求される機器については，当該機器の構造，動作原理等を考慮した評価を行い，既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。 また，設置（変更）許可を受けた弾性設計用地震動S_d（以下「弾性設計用地震動S_d」という。）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，応答が全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。 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（特定重大事故等対処施設を除く。）は，基準地震動S_sによる地震力に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

変　更　前	変　更　後
	建物・構築物については，構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し，建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。 機器・配管系については，その施設に要求される機能を保持する設計とし，塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに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，また，動的機器等については，基準地震動Ｓ$_s$による応答に対して，その設備に要求される機能を保持する設計とする。なお，動的機能が要求される機器については，当該機器の構造，動作原理等を考慮した評価を行い，既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。
e.　Ｓクラスの施設（f.に記載のものを除く。）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。	e.　Ｓクラスの施設（f.に記載のものを除く。）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。 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$_s$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。
f.　屋外重要土木構造物は，基準地震動による地震力に対して，構造物全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに，それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。	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又は津波監視設備が設置された建物・構築物は，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対して，構造物全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに，それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。 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設計とする。
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設計とする。 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，弾性設計用地震動に２分の１を乗じたものとする。 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設計とする。	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設計とする。 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。当該地震動による地震力は，水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。 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設計とする。 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が設置される重大事故等対処施設は，上記に示す，代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に対して，おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。
	h.　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が，それ以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）の波及的影響によって，その安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。
	i.　可搬型重大事故等対処設備については，地震による周辺斜面の崩壊等の影響を受けないように「5.1.5　環境条件等」に基づく設計とする。
	j.　緊急時対策所建屋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。

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 (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。） ・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	(2)　耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類 a.　耐震重要度分類 設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。 (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。） ・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

変　更　前	変　更　後
(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。	(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，施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて，以下の設備分類に応じて設計する。 (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であって常設のもの 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 重大事故等対処設備のうち，耐震評価を行う主要設備の設備分類について，第 2.1.2 表に示す。
(3)　地震力の算定方法 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 設計基準対象施設に適用する静的地震力は，Ｓクラス，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。 (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。	(3)　地震力の算定方法 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 設計基準対象施設に適用する静的地震力は，Ｓクラスの施設（津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を除く。），Ｂクラス及びＣクラスの施設に適用することとし，それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数C_i及び震度に基づき算定する。 重大事故等対処施設については，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設に，代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を適用する。 (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。

変　更　前	変　更　後
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$_i$に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は，Ｓクラス，Ｂクラス及びＣクラスともに 1.0 とし，その際に用いる標準せん断力係数Ｃ$_o$は 1.0 以上とする。 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。 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。 b.　動的地震力 設計基準対象施設については，動的地震力は，Ｓクラスの施設，屋外重要土木構造物及びＢクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。 Ｓクラスの施設については，基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を適用する。 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，基準地震動による地震力を適用する。	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$_i$に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は，Ｓクラス，Ｂクラス及びＣクラスともに 1.0 とし，その際に用いる標準せん断力係数Ｃ$_o$は 1.0 以上とする。 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。 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 設計基準対象施設については，動的地震力は，Ｓクラスの施設，屋外重要土木構造物及びＢクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。 Ｓクラスの施設（津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）については，基準地震動Ｓ$_s$及び弾性設計用地震動Ｓ$_d$から定める入力地震動を適用する。 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，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については，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については，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基準地震動Ｓ$_s$による地震力を適用する。 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，共振のおそれのあるＢクラスの施設に適用する地震力を適用する。 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。

変　更　前	変　更　後
	重大事故等対処施設のうち，設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造と異なる施設については，適用する地震力に対して，要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため，当該施設の構造を適切にモデル化した上での地震応答解析，加振試験等を実施する。 動的解析においては，地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。 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。動的地震力の水平 2 方向及び鉛直方向の組合せについては，水平 1 方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性がある施設・設備を抽出し，3 次元応答性状の可能性も考慮した上で既往の方法を用いた耐震性に及ぼす影響を評価する。
(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，新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層が分布し，EL.-370 m 以深ではＳ波速度が 0.7 km/s 以上で著しい高低差がなく拡がりをもって分布してい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及び弾性設計用地震動を基に，対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮した上で，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や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに，地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また，必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ，地質・速度構造等の地盤条件を設定する。 また，設計基準対象施設における耐震Ｂクラスの建物・構築物のうち共振のおそれがあり，動的解析が必要なものに対しては，弾性設計用地震動に 2 分の 1 を乗じたものを用いる。	(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，新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層が分布し，EL.-370 m 以深ではＳ波速度が 0.7 km/s 以上で著しい高低差がなく拡がりをもって分布してい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上で，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や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに，地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また，必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ，地質・速度構造等の地盤条件を設定する。 また，設計基準対象施設における耐震Ｂクラスの建物・構築物及び重大事故等対処施設における耐震Ｂクラス施設の機能を代替する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・構築物のうち共振のおそれがあり，動的解析が必要なものに対しては，弾性設計用地震動 S_d に 2 分の 1 を乗じたものを用いる。
(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，原則として，建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定は，線形解析及び非線形解析に適用可能な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，基礎側面と地盤の接触状況，地盤の剛性等を考慮して定	(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，原則として，建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定は，線形解析及び非線形解析に適用可能な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，基礎側面と地盤の接触状況，地盤の剛性等を考慮して定

変　更　前	変　更　後
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。	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，振動エネルギの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。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地震応答解析を行う。 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地震応答解析を行う。 地震応答解析に用いる材料定数については，地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。また，材料のばらつきによる変動が建物・構築物の振動性状や応答性状に及ぼす影響として考慮すべき要因を選定した上で，選定された要因を考慮した動的解析により設計用地震力を設定する。 建物・構築物の動的解析にて，地震時の地盤の有効応力の変化に応じた影響を考慮する場合は，有効応力解析を実施する。有効応力解析に用いる液状化強度特性は，敷地の原地盤における代表性及び網羅性を踏まえた上で保守性を考慮して設定することを基本とする。 建物・構築物への地盤変位に対する保守的な配慮として，地盤を強制的に液状化させることを仮定した影響を考慮する場合は，原地盤よりも十分に小さい液状化強度特性（敷地に存在しない豊浦標準砂に基づく液状化強度特性）を設定する。 建物・構築物及び機器・配管系への加速度応答に対する保守的な配慮として，地盤の非液状化の影響を考慮する場合は，原地盤において非液状化の条件（最も液状化強度が大きい場合に相当）を仮定した解析を実施する。 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。 動的解析に用いる解析モデルは，地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い，解析モデルの妥当性の確認を行う。 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の動的解析は，構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし，地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や程度に応じて，線形，等価線形又は非線形解析のいずれかにて行う。 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試験等の結果に基づき設定する。	（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試験等の結果に基づき設定する。

変　更　前	変　更　後
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，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。 また，時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮する。スペクトルモーダル解析法には地盤物性等のばらつきを考慮した床応答曲線を用いる。 配管系については，その仕様に応じて適切なモデルに置換し，設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。 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用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。 c.　設計用減衰定数 地震応答解析に用いる減衰定数は，安全上適切と認められる規格及び基準に基づき，設備の種類，構造等により適切に選定するとともに，試験等で妥当性を確認した値も用いる。 なお，建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については，既往の知見に加え，既設施設の地震観測記録等により，その妥当性を検討する。 (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，通常の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）	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，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。 また，時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮する。スペクトルモーダル解析法には地盤物性等のばらつきを考慮した床応答曲線を用いる。 配管系については，その仕様に応じて適切なモデルに置換し，設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。 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用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。 c.　設計用減衰定数 地震応答解析に用いる減衰定数は，安全上適切と認められる規格及び基準に基づき，設備の種類，構造等により適切に選定するとともに，試験等で妥当性を確認した値も用いる。 なお，建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については，既往の知見に加え，既設施設の地震観測記録等により，その妥当性を検討する。 また，地盤と屋外重要土木構造物の連成系地震応答解析モデルの減衰定数については，地中構造物としての特徴，同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。 (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，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，通常の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）

変　更　前	変　更　後
	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.の状態を考慮する。	(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運転条件が所定の制限値以内にある運転状態	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	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 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	ハ.　設計基準事故時の状態 発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって，当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設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）	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）
	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	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。	(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.　発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重，すなわち固定荷重，積載荷重，土圧，水圧及び通常の気象条件による荷重	イ.　発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重，すなわち固定荷重，積載荷重，土圧，水圧及び通常の気象条件による荷重
ロ.　運転時の状態で施設に作用する荷重	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	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	ニ.　地震力，風荷重，積雪荷重
	ホ.　重大事故等時の状態で施設に作用する荷重
ただし，運転時の状態，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。	ただし，運転時の状態，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には，機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし，地震力には，地震時土圧，機器・配管系からの反力，スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

変　更　前	変　更　後
(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 c.　荷重の組合せ 地震と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 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のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。	(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 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 地震と組み合わせる荷重については，「2.3　外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風及び積雪による荷重を考慮し，以下のとおり設定する。 (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。*1，*2 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。 重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ，地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。 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施設に作用する荷重のうち，地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は，その事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力（基準地震動S_s又は弾性設計用地震動S_dによる地震力）と組み合わせる。 この組合せについては，事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し，工学的，総合的に勘案の上設定する。なお，継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。 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。

変　更　前	変　更　後
	なお，格納容器破損モードの評価シナリオのうち，原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては，重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており，本来は機能を期待できる高圧代替注水系又は低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから荷重条件として考慮しない。 また，その他の施設については，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と基準地震動Ｓ$_s$による地震力とを組み合わせる。
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。	ホ．　Ｂクラス及びＣクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備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。 ＊1　Ｓクラスの建物･構築物の設計基準事故の状態で施設に作用する荷重については，(b)　機器･配管系の考え方に沿った下記の２つの考え方に基づき検討した結果として後者を踏まえ，施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動Ｓ$_d$による地震力又は静的地震力とを組み合わせることとしている。この考え方は，ＪＥＡＧ４６０１における建物・構築物の荷重の組合せの記載とも整合している。 ・常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重は，その事故事象の継続時間との関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮する。 ・常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重は，その事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせる。 ＊2　原子炉格納容器バウンダリを構成する施設については，異常時圧力の最大値と弾性設計用地震動Ｓ$_d$による地震力とを組み合わせる。
(b)　機器・配管系 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は，その事故事象の継続時間等との関係を踏まえ，適切な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は，その事故事象の継続時間等との関係を踏まえ，適切な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，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち，地震によって引き起こされるおそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ，地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。

変　更　前	変　更　後
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年超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせる。	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年超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせる。*3 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施設に作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は，その事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力（基準地震動S_s又は弾性設計用地震動S_dによる地震力）と組み合わせる。 この組合せについては，事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し，工学的，総合的に勘案の上設定する。なお，継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。 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。 なお，格納容器破損モードの評価シナリオのうち，原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては，重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており，本来は機能を期待できる高圧代替注水系又は低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから荷重条件として考慮しない。 また，その際に用いる荷重の継続時間に係る復旧等の対応について，保安規定に定める。保安規定に定める対応としては，故障が想定される機器に対してあらかじめ確保した取替部材を用いた既設系統の復旧手段，及び，あらかじめ確保した部材を用いた仮設系統の構築手段について，手順を整備するとともに，社内外から支援を受けられる体制を整備する。 その他の施設については，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と基準地震動S_sによる地震力とを組み合わせる。
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。	へ.　Ｂクラス及びＣクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備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。 ＊3　原子炉格納容器バウンダリを構成する設備については，ＣＣＶ規格を踏まえ，異常時圧力の最大値と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせる。

変　更　前	変　更　後
	(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等と基準地震動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 動的地震力については，水平 2 方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせ算定するものとする。
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値を用いる。 (a)　建物・構築物 イ．　Ｓクラスの建物・構築物 （イ）　弾性設計用地震動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 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。 （ロ）　基準地震動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）につい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（評価項目はせん断ひずみ，応力等）。 また，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（ヘ.及びト.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．　耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物（ヘ.及びト.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がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して，その支持機能を損なわないものとする。	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値を用いる。 (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（ヘ.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 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，原子炉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 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，終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする（評価項目はせん断ひずみ，応力等）。 また，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・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（ヘ.及びト.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（ヘ.及びト.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又は設備分類の異なる重大事故等対処施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して，その支持機能を損なわないものとする。

変　更　前	変　更　後
当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は，支持される施設に適用される地震動とする。	当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は，支持される施設に適用される地震動とする。
ニ.　建物・構築物の保有水平耐力（ヘ.及びト.に記載のものを除く。）	ニ.　建物・構築物の保有水平耐力（ヘ.及びト.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ものとする。	建物・構築物については，当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類又は重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類に応じた安全余裕を有しているものとする。 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.　気密性，止水性，遮蔽性，通水機能，貯水機能を考慮する施設	ホ.　気密性，止水性，遮蔽性，通水機能，貯水機能を考慮する施設
構造強度の確保に加えて気密性，止水性，遮蔽性，通水機能，貯水機能が必要な建物・構築物については，その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。	構造強度の確保に加えて気密性，止水性，遮蔽性，通水機能，貯水機能が必要な建物・構築物については，その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。
ヘ.　屋外重要土木構造物	ヘ.　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	（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。	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）　基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界	（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
構造部材のうち，鉄筋コンクリートの曲げについては限界層間変形角，終局曲率又は許容応力度，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。構造部材のうち，鋼材の曲げについては終局曲率又は許容応力度，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。	新設屋外重要土木構造物の構造部材の曲げについては許容応力度，構造部材のせん断については許容せん断応力度を許容限界の基本とするが，構造部材のうち，鉄筋コンクリートの曲げについては限界層間変形角又は終局曲率，鋼材の曲げについては終局曲率，鉄筋コンクリート及び鋼材のせん断についてはせん断耐力を許容限界とする場合もある。 既設屋外重要土木構造物の構造部材のうち，鉄筋コンクリートの曲げについては限界層間変形角又は終局曲率，鋼材の曲げについては終局曲率，鉄筋コンクリート及び鋼材のせん断についてはせん断耐力を許容限界とする。
なお，限界層間変形角，終局曲率及びせん断耐力の許容限界に対しては妥当な安全余裕を持たせることとし，それぞれの安全余裕については各施設の機能要求等を踏まえ設定する。	なお，限界層間変形角，終局曲率及びせん断耐力の許容限界に対しては妥当な安全余裕を持たせることとし，それぞれの安全余裕については，各施設の機能要求等を踏まえ設定する。
ト.　その他の土木構造物	ト.　その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備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。	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	(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.　Ｓクラスの機器・配管系
（イ）　弾性設計用地震動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	（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ものとする（評価項目は応力等）。	応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする（評価項目は応力等）。 ただし，原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリ及び非常用炉心冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては，下記イ.（ロ）に示す許容限界を適用する。

変　更　前	変　更　後
（ロ）　基準地震動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又は電気的機能が要求される機器については，基準地震動による応答に対して，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）　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又は電気的機能が要求される機器については，基準地震動Ｓ$_s$による応答に対して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．　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.（ロ）に示す許容限界を適用する。 ただし，原子炉格納容器バウンダリを構成する設備及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動Ｓ$_d$と設計基準事故時の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は，イ.（イ）に示す許容限界を適用する。
ハ．　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ものとする（評価項目は応力等）。	ハ．　Ｂクラス及びＣクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備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ものとする（評価項目は応力等）。
ニ．　チャンネル・ボックス チャンネル・ボックスは，地震時に作用する荷重に対して，燃料集合体の原子炉冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。	ニ．　チャンネル・ボックス チャンネル・ボックスは，地震時に作用する荷重に対して，燃料集合体の原子炉冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。
	ホ．　逃がし安全弁排気管及び主蒸気系（外側主蒸気隔離弁より主塞止弁まで） 逃がし安全弁排気管は基準地震動Ｓ$_s$に対して，主蒸気系（外側主蒸気隔離弁より主塞止弁まで）は弾性設計用地震動Ｓ$_d$に対してイ.（ロ）に示す許容限界を適用する。
	(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）及び安定性について十分な余裕を有するとともに，その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）が保持できるものとする（評価項目はせん断ひずみ，応力等）。 浸水防止設備及び津波監視設備については，その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。
(5)　設計における留意事項	(5)　設計における留意事項 a.　波及的影響 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（以下「上位クラス施設」という。）は，下位クラス施設の波及的影響によって，その安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。 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

変　更　前	変　更　後
	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。 この設計における評価に当たっては，敷地全体を俯瞰した調査・検討等を行う。ここで，下位クラス施設とは，上位クラス施設以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）をいう。 波及的影響を防止するよう現場を維持するため，保安規定に，機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。 耐震重要施設に対する波及的影響については，以下に示す(a)～(d)の 4 つの事項から検討を行う。 また，原子力発電所の地震被害情報等から新たに検討すべき事項が抽出された場合には，これを追加する。 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対する波及的影響については，以下に示す(a)～(d)の 4 つの事項について「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備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」に読み替えて適用する。 (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 イ．　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，不等沈下による耐震重要施設の安全機能への影響 ロ．　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対して，下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位による耐震重要施設の安全機能への影響 (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る耐震重要施設の安全機能への影響 (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る耐震重要施設の安全機能への影響 (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 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る耐震重要施設の安全機能への影響
b.　原子炉建屋への地下水の影響 原子炉本体等を支持する原子炉建屋の耐震性を確保するため，原子炉建屋周囲の地下水を排水できるよう原子炉建屋地下排水設備（排水ポンプ（容量 84 m^3/h/個，揚程 40 m，原動機出力 19 kW/個，個数 2)）を設置する設計とする。	b.　原子炉建屋への地下水の影響 原子炉本体等を支持する原子炉建屋の耐震性を確保するため，原子炉建屋周囲の地下水を排水できるよう原子炉建屋地下排水設備（排水ポンプ（容量 120 m^3/h/個，揚程 50 m，原動機出力 30 kW/個，個数 2）及び集水ピット水位計（個数 2，計測範囲 EL.-17.0～-7.0 m)）を設置する。また，基準地震動S_sによる地震力に対して，必要な機能が保持できる設計とするとともに，非常用電源設備又は常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

変　更　前	変　更　後
	(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設計とする。 緊急時対策所建屋については，耐震構造とし，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対して，遮蔽性能を確保する。 また，緊急時対策所の居住性を確保するため，鉄筋コンクリート構造とし，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て，地震時及び地震後において耐震壁のせん断ひずみがおおむね弾性状態にとどまる設計とする。 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。 2.1.2　地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針 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については，基準地震動Ｓ$_s$による地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。

変　更　前

第 2.1.1 表　耐震重要度分類表（1／6）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1) 適用範囲	主要設備(注1) 耐震クラス	補助設備(注2) 適用範囲	補助設備(注2) 耐震クラス	直接支持構造物(注3) 適用範囲	直接支持構造物(注3) 耐震クラス	間接支持構造物(注4) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 検討用地震動(注6)	波及的影響を考慮すべき施設(注5) 適用範囲	波及的影響を考慮すべき施設(注5) 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 S	・原子炉本体の基礎 ・原子炉建屋	S_s S_s	・原子炉遮蔽 ・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s
	(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 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 ・取水構造物 ・屋外二重管(注7) ・常設代替高圧電源装置置場(注8) ・常設代替高圧電源装置用カルバート(注8)	S_s S_s S_s S_s S_s S_s	・原子炉建屋クレーン ・燃料取替機 ・制御棒貯蔵ラック ・制御棒貯蔵ハンガ ・チャンネル着脱機 ・使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン ・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用大井照明 ・使用済燃料乾式貯蔵建屋上屋 ・海水ポンプエリア防護対策施設 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s
	(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設，及び原子炉の停止状態を維持するための施設	・制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（スクラム機能に関する部分）	S	・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 ・原子炉本体の基礎	S_s S_s	・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s
	(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・チェンバ	S S S S	・残留熱除去系海水系 ・炉心支持構造物 ・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） ・当該施設の機能維持に必要な空調設備	S 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 ・取水構造物 ・屋外二重管(注7) ・常設代替高圧電源装置置場(注8) ・常設代替高圧電源装置用カルバート(注8)	S_s S_s S_s S_s S_s	・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・ウォータレグシールライン ・海水ポンプエリア防護対策施設 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s S_s

第 2.1.1 表　耐震重要度分類表（2／6）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1) 適用範囲	主要設備(注1) 耐震クラス	補助設備(注2) 適用範囲	補助設備(注2) 耐震クラス	直接支持構造物(注3) 適用範囲	直接支持構造物(注3) 耐震クラス	間接支持構造物(注4) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 検討用地震動(注6)	波及的影響を考慮すべき施設(注5) 適用範囲	波及的影響を考慮すべき施設(注5) 検討用地震動(注6)
Sクラス	(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・チェンバ	S S	・残留熱除去系海水系 ・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） ・当該施設の機能維持に必要な空調設備	S 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 ・取水構造物 ・屋外二重管(注7) ・常設代替高圧電源装置置場(注8) ・常設代替高圧電源装置用カルバート(注8)	S_s S_s S_s S_s S_s	・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・ウォータレグシールライン ・海水ポンプエリア防護対策施設 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s S_s
	(vi) 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	・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	・隔離弁を閉とするために必要な電気計装設備	S	・機器・配管，電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋	S_s	・原子炉ウェル用遮蔽ブロック ・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s
	(vii) 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） ・可燃性ガス濃度制御系 ・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・チェンバ	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） ・当該施設の機能維持に必要な空調設備	S S S	・機器・配管，電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・原子炉本体の基礎(注9) ・取水構造物 ・屋外二重管(注7) ・常設代替高圧電源装置置場(注8) ・常設代替高圧電源装置用カルバート(注8) ・主排気筒 ・非常用ガス処理系支持架構	S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s	・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・ウォータレグシールライン ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル防護対策施設 ・海水ポンプエリア防護対策施設 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s

変　更　後

第 2.1.1 表　耐震重要度分類表（1／6）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1) 適用範囲	主要設備(注1) 耐震クラス	補助設備(注2) 適用範囲	補助設備(注2) 耐震クラス	直接支持構造物(注3) 適用範囲	直接支持構造物(注3) 耐震クラス	間接支持構造物(注4) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 検討用地震動(注6)	波及的影響を考慮すべき施設(注5) 適用範囲	波及的影響を考慮すべき施設(注5) 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 S	・原子炉本体の基礎 ・原子炉建屋	S_s S_s	・原子炉遮蔽 ・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s
	(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 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 ・取水構造物 ・屋外二重管(注7) ・常設代替高圧電源装置置場(注8) ・常設代替高圧電源装置用カルバート(注8)	S_s S_s S_s S_s S_s	・原子炉建屋クレーン ・燃料取替機 ・制御棒貯蔵ラック ・制御棒貯蔵ハンガ ・チャンネル着脱機 ・使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン ・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用大井照明 ・使用済燃料乾式貯蔵建屋上屋 ・海水ポンプエリア防護対策施設 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s
	(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設，及び原子炉の停止状態を維持するための施設	・制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（スクラム機能に関する部分）	S	・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 ・原子炉本体の基礎	S_s S_s	・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s
	(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・チェンバ	S S S S	・残留熱除去系海水系 ・炉心支持構造物 ・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） ・当該施設の機能維持に必要な空調設備	S 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 ・取水構造物 ・屋外二重管(注7) ・常設代替高圧電源装置置場(注8) ・常設代替高圧電源装置用カルバート(注8)	S_s S_s S_s S_s S_s	・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・ウォータレグシールライン ・海水ポンプエリア防護対策施設 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s S_s

第 2.1.1 表　耐震重要度分類表（2／6）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1) 適用範囲	主要設備(注1) 耐震クラス	補助設備(注2) 適用範囲	補助設備(注2) 耐震クラス	直接支持構造物(注3) 適用範囲	直接支持構造物(注3) 耐震クラス	間接支持構造物(注4) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 検討用地震動(注6)	波及的影響を考慮すべき施設(注5) 適用範囲	波及的影響を考慮すべき施設(注5) 検討用地震動(注6)
Sクラス	(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・チェンバ	S S	・残留熱除去系海水系 ・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） ・当該施設の機能維持に必要な空調設備	S 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 ・取水構造物 ・屋外二重管(注7) ・常設代替高圧電源装置置場(注8) ・常設代替高圧電源装置用カルバート(注8)	S_s S_s S_s S_s S_s	・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・ウォータレグシールライン ・海水ポンプエリア防護対策施設 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s S_s
	(vi) 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	・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	・隔離弁を閉とするために必要な電気計装設備	S	・機器・配管，電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋	S_s	・原子炉ウェル用遮蔽ブロック ・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s
	(vii) 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） ・可燃性ガス濃度制御系 ・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・チェンバ	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） ・当該施設の機能維持に必要な空調設備	S S S	・機器・配管，電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・原子炉本体の基礎(注9) ・取水構造物 ・屋外二重管(注7) ・常設代替高圧電源装置置場(注8) ・常設代替高圧電源装置用カルバート(注8) ・主排気筒 ・非常用ガス処理系支持架構	S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s	・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・ウォータレグシールライン ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル防護対策施設 ・海水ポンプエリア防護対策施設 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s

変　更　前

第 2.1.1 表　耐震重要度分類表（3／6）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1) 適用範囲	主要設備(注1) 耐震クラス	補助設備(注2) 適用範囲	補助設備(注2) 耐震クラス	直接支持構造物(注3) 適用範囲	直接支持構造物(注3) 耐震クラス	間接支持構造物(注4) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 検討用地震動(注6)	波及的影響を考慮すべき施設(注5) 適用範囲	波及的影響を考慮すべき施設(注5) 検討用地震動(注6)
Ｓクラス	(ⅷ)その他	・ほう酸水注入系(注10) ・圧力容器内部構造物(注11)	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	・機器・配管，電気計装設備等の支持構造物 ・原子炉圧力容器	S S	・原子炉建屋 ・原子炉本体の基礎 ・取水構造物 ・屋外二重管(注7) ・常設代替高圧電源装置置場(注8) ・常設代替高圧電源装置用カルバート(注8)	S_s S_s S_s S_s S_s S_s	・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・原子炉遮蔽 ・海水ポンプエリア防護対策施設 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s S_s

第 2.1.1 表　耐震重要度分類表（4／6）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1) 適用範囲	主要設備(注1) 耐震クラス	補助設備(注2) 適用範囲	補助設備(注2) 耐震クラス	直接支持構造物(注3) 適用範囲	直接支持構造物(注3) 耐震クラス	間接支持構造物(注4) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 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）	B(注12)	－	－	・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
		・逃がし安全弁排気管	B(注13)	－	－	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋	S_s
		・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	・蒸気タービン，主復水器，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 ・燃料取替機 ・使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン ・チャンネル着脱機 ・制御棒貯蔵ラック ・制御棒貯蔵ハンガ	B B 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　後

第 2.1.1 表　耐震重要度分類表（3／6）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1) 適用範囲	主要設備(注1) 耐震クラス	補助設備(注2) 適用範囲	補助設備(注2) 耐震クラス	直接支持構造物(注3) 適用範囲	直接支持構造物(注3) 耐震クラス	間接支持構造物(注4) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 検討用地震動(注6)	波及的影響を考慮すべき施設(注5) 適用範囲	波及的影響を考慮すべき施設(注5) 検討用地震動(注6)
Ｓクラス	(ⅷ)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 ・防潮扉 ・放水路ゲート ・構内排水路逆流防止設備 ・逆止弁 ・貯留堰 ・浸水防止蓋 ・貫通部止水処置 ・水密扉	S S S S S S 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	・機器・配管，電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・取水構造物 ・屋外二重管(注7) ・常設代替高圧電源装置置場(注8) ・常設代替高圧電源装置用カルバート(注8) ・防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁） ・ＳＡ用海水ピット ・緊急用海水ポンプピット ・格納容器圧力逃がし装置格納槽 ・格納容器圧力逃がし装置用配管カルバート ・代替淡水貯槽 ・常設低圧代替注水系ポンプ室 ・防潮堤（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁） ・当該の屋外設備を支持する構造物	S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s S_s	・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・土留鋼管矢板 ・海水ポンプエリア防護対策施設	S_s S_s S_s S_s S_s
	(ⅸ)敷地における津波監視機能を有する施設	・取水ピット水位計 ・潮位計 ・津波・構内監視カメラ	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	・機器・配管，電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・取水構造物 ・屋外二重管(注7) ・常設代替高圧電源装置置場(注8) ・常設代替高圧電源装置用カルバート(注8) ・防潮堤（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）	S_s S_s S_s S_s S_s S_s	・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・海水ポンプエリア防護対策施設 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s
	(ｘ)その他	・ほう酸水注入系(注10) ・圧力容器内部構造物(注11)	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	・機器・配管，電気計装設備等の支持構造物 ・原子炉圧力容器	S S	・原子炉建屋 ・原子炉本体の基礎 ・取水構造物 ・屋外二重管(注7) ・常設代替高圧電源装置置場(注8) ・常設代替高圧電源装置用カルバート(注8)	S_s S_s S_s S_s S_s S_s	・タービン建屋 ・サービス建屋 ・中央制御室用天井照明 ・原子炉遮蔽 ・海水ポンプエリア防護対策施設 ・耐火障壁	S_s S_s S_s S_s S_s S_s

第 2.1.1 表　耐震重要度分類表（4／6）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1) 適用範囲	主要設備(注1) 耐震クラス	補助設備(注2) 適用範囲	補助設備(注2) 耐震クラス	直接支持構造物(注3) 適用範囲	直接支持構造物(注3) 耐震クラス	間接支持構造物(注4) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 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）	B(注12)	－	－	・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
		・逃がし安全弁排気管	B(注13)	－	－	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋	S_s
		・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	・蒸気タービン，主復水器，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 ・燃料取替機 ・使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン ・チャンネル着脱機 ・制御棒貯蔵ラック ・制御棒貯蔵ハンガ	B B 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

第 2.1.1 表　耐震重要度分類表（5／6）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1) 適用範囲	主要設備(注1) 耐震クラス	補助設備(注2) 適用範囲	補助設備(注2) 耐震クラス	直接支持構造物(注3) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 耐震クラス	間接支持構造物(注4) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 検討用地震動(注6)
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	－	－	・機器・配管，電気計装設備等の支持構造物	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 ・洗浄廃液処理系 ・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 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

第 2.1.1 表　耐震重要度分類表（6／6）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1) 適用範囲	主要設備(注1) 耐震クラス	補助設備(注2) 適用範囲	補助設備(注2) 耐震クラス	直接支持構造物(注3) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 耐震クラス	間接支持構造物(注4) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 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 ・緊急時対策所 ・その他	C C C C C C C C C C	－	－	・機器・配管，電気計装設備等の支持構造物	C	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・緊急時対策所建屋 ・その他	S_C S_C S_C S_C S_C

（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。
（注６）　S_s　：　基準地震動S_sにより定まる地震力
　　S_d　：　基準地震動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）　屋外二重管は残留熱除去系海水系配管，非常用ディーゼル発電機海水系配管，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系配管を支持する構造物をいう。
（注８）　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は，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燃料油系を支持する構造物をいう。
（注９）　原子炉本体の基礎の一部は，間接支持構造物の機能に加えてドライウェルとサプレッション・チェンバとの圧力境界となる機能を有する。
（注１０）　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１１）　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１２）　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１３）　地震により逃がし安全弁排気管（以下「排気管」という。）がサプレッション・チェンバ内の気相部で破損した場合，放出された蒸気は凝縮することが出来ないため，基準地震動S_sに対してサプレッション・チェンバ内の排気管が破損しないことを確認する。また，排気管がドライウェル内で破損した場合であれば，放出された蒸気はベント管を通してサプレッション・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に対してドライウェル内の排気管が破損しないことを確認する。

変　更　後

第 2.1.1 表　耐震重要度分類表（5／6）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1) 適用範囲	主要設備(注1) 耐震クラス	補助設備(注2) 適用範囲	補助設備(注2) 耐震クラス	直接支持構造物(注3) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 耐震クラス	間接支持構造物(注4) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 検討用地震動(注6)
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	－	－	・機器・配管，電気計装設備等の支持構造物	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 ・洗浄廃液処理系 ・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 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

第 2.1.1 表　耐震重要度分類表（6／6）

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1) 適用範囲	主要設備(注1) 耐震クラス	補助設備(注2) 適用範囲	補助設備(注2) 耐震クラス	直接支持構造物(注3) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 耐震クラス	間接支持構造物(注4) 適用範囲	間接支持構造物(注4) 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 ・緊急時対策所 ・その他	C C C C C C C C C C	－	－	・機器・配管，電気計装設備等の支持構造物	C	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・緊急時対策所建屋 ・その他	S_C S_C S_C S_C S_C

（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。
（注６）　S_s　：　基準地震動S_sにより定まる地震力
　　S_d　：　基準地震動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）　屋外二重管は残留熱除去系海水系配管，非常用ディーゼル発電機海水系配管，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系配管を支持する構造物をいう。
（注８）　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は，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燃料油系を支持する構造物をいう。
（注９）　原子炉本体の基礎の一部は，間接支持構造物の機能に加えてドライウェルとサプレッション・チェンバとの圧力境界となる機能を有する。
（注１０）　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１１）　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１２）　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１３）　地震により逃がし安全弁排気管（以下「排気管」という。）がサプレッション・チェンバ内の気相部で破損した場合，放出された蒸気は凝縮することが出来ないため，基準地震動S_sに対してサプレッション・チェンバ内の排気管が破損しないことを確認する。また，排気管がドライウェル内で破損した場合であれば，放出された蒸気はベント管を通してサプレッション・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に対してドライウェル内の排気管が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）

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）[C] ・使用済燃料プール温度（ＳＡ） ・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） (2)　計測制御系統施設 ・原子炉圧力容器温度 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・残留熱除去系熱交換器入口温度[C] ・残留熱除去系熱交換器出口温度[C] ・残留熱除去系海水系系統流量[C] ・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力[C] ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力[C] ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力[C] ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力[C] ・非常用窒素供給系供給圧力[C] ・非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力 ・非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ・非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力 ・安全パラメータ表示システム(ＳＰＤＳ)[C] (3)　非常用取水設備 ・取水構造物[C] ・ＳＡ用海水ピット取水塔 ・海水引込み管 ・ＳＡ用海水ピット ・緊急用海水取水管 ・緊急用海水ポンプピット (4)　緊急時対策所 ・緊急時対策所用発電機 ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ ・緊急時対策所用Ｍ／Ｃ電圧計 (5)　通信連絡設備 ・衛星電話設備(固定型)[C] ・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）[C]

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）

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 ・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 (3)　原子炉冷却系統施設 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・高圧代替注水系タービン止め弁 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ[S] ・原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁[S] ・高圧炉心スプレイ系ポンプ[S] ・逃がし安全弁（安全弁機能）[S] ・逃がし安全弁［操作対象弁］[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 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ[S] ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・残留熱除去系ポンプ[S] ・残留熱除去系熱交換器[S] ・残留熱除去系海水系ポンプ[S] ・残留熱除去系海水系ストレーナ[S] (4)　計測制御系統施設 ・ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ ・制御棒[S] ・制御棒駆動機構[S] ・制御棒駆動系水圧制御ユニット[S] ・ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系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] ・再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ[C] ・低速度用電源装置遮断器手動スイッチ[C] ・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） ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・原子炉隔離時冷却系系統流量[S] ・高圧炉心スプレイ系系統流量[S] ・残留熱除去系系統流量[S] ・低圧炉心スプレイ系系統流量[S] ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ・サプレッション・プール水温度 ・ドライウェル圧力 ・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 ・格納容器内水素濃度（ＳＡ） ・格納容器内酸素濃度（ＳＡ）

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 （つづき）	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	・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 ・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 ・西側淡水貯水設備水位 ・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 (5)　放射線管理施設 ・第二弁操作室遮蔽 ・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] ・中央制御室換気系フィルタユニット[S] ・第二弁操作室差圧計 (6)　原子炉格納施設 ・原子炉格納容器[S] ・フィルタ装置 ・第一弁（Ｓ／Ｃ側）[S] ・第一弁（Ｄ／Ｗ側）[S] ・第二弁[S] ・第二弁バイパス弁[S] ・高圧炉心スプレイ系注入弁[S] ・原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁[S] ・低圧炉心スプレイ系注入弁[S] ・残留熱除去系Ａ系注入弁[S] ・残留熱除去系Ｂ系注入弁[S] ・残留熱除去系Ｃ系注入弁[S] ・耐圧強化ベント系一次隔離弁[S] ・耐圧強化ベント系二次隔離弁 ・遠隔人力操作機構 ・圧力開放板 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・移送ポンプ ・残留熱除去系熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・サプレッション・チェンバ[S] ・西側淡水貯水設備

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）

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 （つづき）	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	(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燃料移送ポンプ ・125V 系蓄電池Ａ系[S] ・125V 系蓄電池Ｂ系[S] ・125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系[S] ・中性子モニタ用蓄電池Ａ系[S] ・中性子モニタ用蓄電池Ｂ系[S] ・緊急用 125V 系蓄電池 ・緊急用Ｍ／Ｃ ・緊急用Ｐ／Ｃ ・緊急用ＭＣＣ ・緊急用電源切替盤 ・緊急用直流 125V 主母線盤 ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機[S] ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機[S] ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク[S] ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク[S] ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・軽油貯蔵タンク[S] ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・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] ・可搬型設備用軽油タンク ・Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧[S] ・Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧[S] ・Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧[S] ・Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧[S] ・Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧[S] ・緊急用Ｍ／Ｃ電圧 ・緊急用Ｐ／Ｃ電圧 ・直流 125V 主母線盤２Ａ電圧[S] ・直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧[S] ・直流 125V 主母線盤ＨＰＣＳ電圧[S] ・直流±24V 中性子モニタ用分電盤２Ａ電圧[S] ・直流±24V 中性子モニタ用分電盤２Ｂ電圧[S] ・緊急用直流 125V 主母線盤電圧 (8)　非常用取水設備 ・貯留堰[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（5／7）

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）
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）[C] ・使用済燃料プール温度（ＳＡ） ・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） ・常設スプレイヘッダ ・常設低圧代替注水系ポンプ (3)　原子炉冷却系統施設 ・逃がし安全弁［操作対象弁］[S] ・自動減圧機能用アキュムレータ[S] ・低圧代替注水系（常設） ・常設低圧代替注水系ポンプ ・低圧代替注水系（可搬型） ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・残留熱除去系ポンプ[S] ・残留熱除去系熱交換器[S] ・残留熱除去系海水系ポンプ[S] ・残留熱除去系海水系ストレーナ[S] ・代替循環冷却系ポンプ (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） ・高圧代替注水系系統流量 ・ほう酸水注入ポンプ[S] ・ほう酸水貯蔵タンク[S] ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・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（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ・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 ・ドライウェル雰囲気温度 ・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 ・格納容器下部水温 ・ドライウェル圧力 ・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 ・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） ・残留熱除去系系統流量[S] ・残留熱除去系熱交換器入口温度[C] ・残留熱除去系熱交換器出口温度[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（6／7）

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）
3.常設重大事故緩和設備 （つづき）	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	・残留熱除去系海水系系統流量[C] ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位 ・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 ・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）[C] (5)　放射線管理施設 ・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） ・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] ・中央制御室換気系フィルタユニット [S] ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・ブローアウトパネル開閉状態表示 ・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 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室差圧計 ・緊急時対策所用差圧計 ・中央制御室待避室差圧計 (6)　原子炉格納施設 ・原子炉格納容器[S] ・原子炉建屋原子炉棟[S] ・常設低圧代替注水系ポンプ ・コリウムシールド ・常設高圧代替注水系ポンプ ・フィルタ装置 ・第一弁（Ｓ／Ｃ側）[S] ・第一介（Ｄ／Ｗ側）[S] ・第二弁[S] ・第二弁バイパス弁[S] ・遠隔人力操作機構 ・圧力開放板 ・残留熱除去系熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・サプレッション・チェンバ[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 ・移送ポンプ ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・非常用ガス処理系排風機[S] ・非常用ガス処理系フィルタトレイン[S] ・非常用ガス再循環系排風機[S] ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン[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（7／7）

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）
3. 常設重大事故緩和設備 （つづき）	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	(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燃料移送ポンプ ・125V 系蓄電池Ａ系[S] ・125V 系蓄電池Ｂ系[S] ・緊急用 125V 系蓄電池 ・緊急用Ｍ／Ｃ ・緊急用Ｐ／Ｃ ・緊急用ＭＣＣ ・緊急用電源切替盤 ・緊急用直流 125V 主母線盤 ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機[S] ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機[S] ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク[S] ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク[S] ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・軽油貯蔵タンク[S] ・２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・可搬型設備用軽油タンク ・Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧［S］ ・Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧［S］ ・Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧［S］ ・Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧［S］ ・緊急用Ｍ／Ｃ電圧 ・緊急用Ｐ／Ｃ電圧 ・直流 125V 主母線盤２Ａ電圧[S] ・直流 125V 主母線盤２Ｂ電圧[S] ・緊急用直流 125V 主母線盤電圧 (8)　非常用取水設備 ・貯留堰[S] ・取水構造物[C] ・ＳＡ用海水ピット取水塔 ・海水引込み管 ・ＳＡ用海水ピット ・緊急用海水取水管 ・緊急用海水ポンプピット (9)　緊急時対策所 ・緊急時対策所用発電機 ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ ・緊急時対策所用Ｍ／Ｃ電圧計 (10)　通信連絡設備 ・衛星電話設備(固定型)［C］ ・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）［C］

変　更　前	変　更　後
	2.2　津波による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の津波による損傷の防止の基本設計方針については，浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。
2.3　外部からの衝撃による損傷の防止 設計基準対象施設は，外部からの衝撃のうち自然現象による損傷の防止において，発電所敷地で想定される風（台風），凍結，降水，積雪，落雷，生物学的事象及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又は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。	2.3　外部からの衝撃による損傷の防止 設計基準対象施設は，外部からの衝撃のうち自然現象による損傷の防止において，発電所敷地で想定される風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において，自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において，その安全性を損なうおそれがある場合は，防護措置，基礎地盤の改良その他，供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。 地震及び津波を含む自然現象の組合せについて，火山については積雪と風（台風），基準地震動S_sについては積雪，基準津波については弾性設計用地震動S_dと積雪の荷重を，施設の形状及び配置に応じて考慮する。 地震，津波と風（台風）の組合せについても，風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については，組合せを考慮する。 組み合わせる積雪深，風速の大きさはそれぞれ建築基準法を準用して垂直積雪量30 cm，基準風速30 m/sとし，組み合わせる積雪深については，建築基準法に定められた平均的な積雪荷重を与えるための係数0.35を考慮する。
設計基準対象施設は，外部からの衝撃のうち外部人為事象による損傷の防止において，発電所敷地又はその周辺において想定される電磁的障害に対して安全性を損なわない設計とする。	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，発電所敷地又はその周辺において想定される爆発，近隣工場等の火災，危険物を搭載した車両，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害により発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）に対してその安全性が損なわれないよう，防護措置又は対象とする発生源から一定の距離を置くことによる適切な措置を講じる。
想定される外部人為事象のうち，航空機落下については，防護設計の要否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を受けている。工事計画認可申請時に，設置（変更）許可申請時から，防護設計の要否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認していることから，設計基準対象施設に対して防護措置その他適切な措置を講じる必要はない。	想定される人為事象のうち，飛来物（航空機落下）については，防護設計の要否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を受けている。工事計画認可申請時に，設置（変更）許可申請時から，防護設計の要否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認していることから，設計基準対象施設に対して防護措置その他適切な措置を講じる必要はない。 なお，定期的に航空路の変更状況を確認し，防護措置の要否を判断することを保安規定に定めて管理する。 航空機落下及び爆発以外に起因する飛来物については，発電所周辺の社会環境からみて，発生源が設計基準対象施設から一定の距離が確保されており，設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないため，防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。 また，想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対する防護措置には，設計基準対象施設が安全性を損なわないために必要な設計基準対象施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

変　更　前	変　更　後
	重大事故等対処設備は，外部からの衝撃による損傷の防止において，想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対して，「5.1.2　多様性，位置的分散等」，「5.1.3　悪影響防止等」及び「5.1.5 環境条件等」の基本設計方針に基づき，必要な機能が損なわれることがないよう，防護措置その他の適切な措置を講じる。 設計基準対象施設又は重大事故等対処設備に対して講じる防護措置として設置する施設は，その設置状況並びに防護する施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類に応じた地震力に対し構造強度を確保し，外部からの衝撃を考慮した設計とする。
2.3.1　外部からの衝撃より防護すべき施設 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，「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス１，クラス２及びクラス３に属する構築物，系統とし，原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。	2.3.1　外部からの衝撃より防護すべき施設 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，クラス２及び安全評価上その機能に期待するクラス３に属する構築物，系統及び機器（以下「外部事象防護対象施設」という。）とする。また，外部事象防護対象施設の防護設計については，外部からの衝撃により外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある外部事象防護対象施設以外の施設についても考慮する。さらに，重大事故等対処設備についても，外部からの衝撃より防護すべき施設に含める。 上記以外の設計基準対象施設については，機能を維持すること若しくは損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより，その安全性を損なわない設計とする。
2.3.2　設計基準事故時に生じる荷重との組合せ 科学的技術的知見を踏まえ，安全機能を有する構築物，系統及び機器のうち，特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく，かつ，代替手段によってその機能の維持が困難であるか，又はその修復が著しく困難な構築物，系統及び機器に対して，大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃は設計基準事故時に生じる応力と重なり合わない設計とする。	2.3.2　設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重との組合せ 科学的技術的知見を踏まえ，外部事象防護対象施設及び屋内の重大事故等対処設備のうち，特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく，かつ，代替手段によってその機能の維持が困難であるか，又はその修復が著しく困難な構築物，系統及び機器は，大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が設計基準事故及び重大事故等時に生じる応力と重なり合わない設計とする。 屋外の重大事故等対処設備は，重大事故等時において，万が一，使用中に機能を喪失した場合であっても，可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とすることにより，想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が重大事故等時に生じる応力と重なり合わない設計とする。 具体的には，建屋内に設置される外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備については，建屋によって地震を除く自然現象の影響を防止することにより，設計基準事故又は重大事故等が発生した場合でも，地震を除く自然現象による影響を受けない設計とする。 屋外に設置されている外部事象防護対象施設については，設計基準事故が発生した場合でも，機器の運転圧力や温度等が変わらないため，設計基準事故時荷重が発生するものではなく，自然現象による衝撃と重なることはない。

変　更　前	変　更　後
	屋外に設置される重大事故等対処設備について，津波に対しては津波高さを考慮した配置，竜巻に対しては位置的分散を考慮した配置並びに竜巻防護設計によって保管中に機能を損なわない設計とするなど，重大事故等が発生した場合でも，重大事故等時の荷重と地震を除く自然現象による衝撃を同時に考慮する必要のない設計とする。 したがって，地震を除く自然現象による衝撃と設計基準事故又は重大事故等時の荷重は重なることのない設計とする。
2.3.3　設計方針 自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象に係る設計方針に基づき設計する。	2.3.3　設計方針 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は，以下の自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に係る設計方針に基づき設計する。 自然現象（地震及び津波を除く。）のうち森林火災，人為事象のうち爆発，近隣工場等の火災，危険物を搭載した車両及び有毒ガスの設計方針については「c.　外部火災」の設計方針に基づき設計する。 なお，危険物を搭載した車両については，近隣工場等の火災及び有毒ガスの中で取り扱う。
(1)　自然現象	(1)　自然現象 a.　竜巻 外部事象防護対象施設は竜巻防護に係る設計時に，設置（変更）許可を受けた最大風速 100 m/s の竜巻（以下「設計竜巻」という。）が発生した場合について竜巻より防護すべき施設に作用する荷重を設定し，外部事象防護対象施設が安全機能を損なわないよう，それぞれの施設の設置状況等を考慮して影響評価を実施し，外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがある場合は，影響に応じた防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。 また，重大事故等対処設備は，「5.1.2　多様性，位置的分散等」の位置的分散，「5.1.3　悪影響防止等」及び「5.1.5　環境条件等」を考慮した設計とする。 さらに，外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影響及び竜巻の随伴事象による影響について考慮した設計とする。 なお，定期的に新知見の確認を行い，新知見が得られた場合に評価を行うことを保安規定に定めて管理する。 (a)　影響評価における荷重の設定 構造強度評価においては，風圧力による荷重，気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに竜巻以外の荷重を適切に組み合わせた設計荷重を設定する。 風圧力による荷重及び気圧差による荷重としては，設計竜巻の特性値に基づいて設定する。 東海発電所を含む当社敷地内において，飛来物の衝撃荷重としては，設置（変更）許可を受けた設計飛来物である鋼製材（長さ 4.2 m×幅 0.3 m×高さ 0.2 m，質量 135 kg，飛来時の水平速度 51 m/s，飛来時の鉛直速度 34 m/s）よりも運動エネルギ又は貫通力が大きな重大事故等対処設備，資機材等は設置場所及び障害物の有無を考慮し，固縛，固定又は外部事象防護対象施設等からの離隔を実施すること，並びに車両については入構管理及び退避を実施することにより飛来物とならない措置を講じることから，設計飛来物が衝突する場合の荷重を設定することを基本とする。 さらに，設計飛来物に加えて，竜巻の影響を考慮する施設の設置状況その他環境状況を考慮し，

変　更　前	変　更　後
	評価に用いる飛来物の衝突による荷重を設定する。 　また，当社敷地近傍の隣接事業所から，設計飛来物である鋼製材の運動エネルギ又は貫通力を上回る飛来物が想定される場合は，隣接事業所との合意文書に基づきフェンス等の設置により飛来物となるものを配置できない設計とすること若しくは当該飛来物の衝撃荷重を考慮した設計荷重に対し，外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設を内包する区画の構造健全性を確保する設計とすること若しくは当該飛来物による外部事象防護対象施設の損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること若しくは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。 　なお，飛来した場合の運動エネルギ又は貫通力が設計飛来物である鋼製材よりも大きな重大事故等対処設備，資機材等については，その保管場所，設置場所及び障害物の有無を考慮し，外部事象防護対象施設，飛来物の衝突により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわないよう設置する防護措置（以下「防護対策施設」という。）及び外部事象防護対象施設を内包する施設に衝突し，外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には，固縛，固定又は外部事象防護対象施設等からの離隔によって浮き上がり又は横滑りにより外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼすような飛来物とならない設計とする。 　重大事故等対処設備，資機材等の固縛，固定又は外部事象防護対象施設からの離隔を実施すること，並びに車両については入構管理及び退避を実施することを保安規定に定めて管理する。 (b)　竜巻に対する影響評価及び竜巻防護対策 　屋外の外部事象防護対象施設は，安全機能を損なわないよう，設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し，要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。 　屋内の外部事象防護対象施設については，設計荷重に対して安全機能を損なわないよう，外部事象防護対象施設を内包する施設により防護する設計とすることを基本とし，外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設及び建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の外部事象防護対象施設は，加わるおそれがある設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し，安全機能を損なわないよう，要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。 　外部事象防護対象施設の安全機能を損なうおそれがある場合には，防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。 　屋外の重大事故等対処設備は，竜巻による風圧力による荷重に対し，外部事象防護対象施設及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を考慮した保管とすることにより，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。 　屋内の重大事故等対処設備は，竜巻による風圧力による荷重に対し，環境条件を考慮して竜巻による荷重により機能を損なわないように，重大事故等対処設備を内包する施設により防護する設計とすることを基本とする。 　防護措置として設置する防護対策施設としては，防護ネット（硬鋼線材：線径φ4 ㎜，網目寸法 40 ㎜），防護鋼板（炭素鋼：板厚 16 ㎜以上），架構及び扉（炭素鋼：板厚 31.2 ㎜以上）を設置し，内包する外部事象防護対象施設の機能を損なわないよう，外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。防

変　更　前	変　更　後
	護対策施設は，地震時において外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備を内包する施設については，設計荷重に対する構造強度評価を実施し，内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の機能を損なわないよう，飛来物が，内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突することを防止可能な設計とすることを基本とする。飛来物が，内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突し，その機能を損なうおそれがある場合には，防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。 また，外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は，設計荷重により，機械的及び機能的な波及的影響により機能を損なわない設計とする。外部事象防護対象施設に対して，重大事故等対処設備を含めて機械的な影響を及ぼす可能性がある施設は，設計荷重に対し，当該施設の倒壊，損壊等により外部事象防護対象施設に損傷を与えない設計とする。当該施設が機能喪失に陥った場合に外部事象防護対象施設も機能喪失させる機能的影響を及ぼす可能性がある施設は，設計荷重に対し，必要な機能を維持する設計とすることを基本とする。 屋外の重大事故等対処設備は，竜巻による風圧力による荷重に対し，外部事象防護対象施設及び重大事故等に対処するために必要な機能に悪影響を及ぼさない設計とする。屋外の重大事故等対処設備は，浮き上がり若しくは横滑りを拘束することにより，悪影響を防止する設計とする。ただし，浮き上がり又は横滑りを拘束する車両等の重大事故等対処設備のうち，地震時の移動等を考慮して地震後の機能を維持する設備は，重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう，余長を有する固縛で拘束する。 屋内の重大事故等対処設備は，竜巻による風圧力による荷重を考慮して他の設備に悪影響を及ぼさないよう，重大事故等対処設備を内包する施設により防護する設計とする。内包する重大事故等対処設備の機能を損なうおそれがある場合には，防護措置その他適切な措置を講じる。 竜巻随伴事象を考慮する施設は，過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の配置から竜巻の随伴事象として想定される火災，溢水及び外部電源喪失による影響を考慮し，竜巻の随伴事象に対する影響評価を実施し，外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に竜巻による随伴事象の影響を及ぼさない設計とする。 竜巻随伴による火災に対しては，火災による損傷の防止における想定に包絡される設計とする。また，竜巻随伴による溢水に対しては，溢水による損傷の防止における溢水量の想定に包絡される設計とする。さらに，竜巻随伴による外部電源喪失に対しては，ディーゼル発電機による電源供給が可能な設計とする。 b.　火山 外部事象防護対象施設は，発電所の運用期間中において発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象として設置（変更）許可を受けた降下火砕物の特性を設定し，その降下火砕物が発生した場合においても，外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがない設計とする。 重大事故等対処設備は，「5.1.5　環境条件等」を考慮した設計とする。 なお，定期的に新知見の確認を行い，新知見が得られた場合に評価することを保安規定に定めて管理する。

変　更　前	変　更　後
	(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対策 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。 ただし，放水路ゲート及び排気筒モニタについては，安全上支障のない期間に補修等の対応を行うことで，安全機能を損なわない設計とする。 イ．　直接的影響に対する設計方針 （イ）　構造物への荷重 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス３（安全評価上期待するクラス３を除く。）に属する施設（以下「外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス３に属する施設」という。）のうち，屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設について，降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮する。また，外部事象防護対象施設の安全性を確保するために設置する防護対策施設も荷重による影響を考慮する。これらの施設については，降下火砕物を除去することにより，降下火砕物による荷重並びに火山と組み合わせる積雪及び風（台風）の荷重を短期的な荷重として考慮し，機能を損なうおそれがないよう構造健全性を維持する設計とする。 なお，降下火砕物が長期的に堆積しないよう当該施設に堆積する降下火砕物を除去することを保安規定に定めて管理する。 屋内の重大事故等対処設備については，環境条件を考慮して降下火砕物による短期的な荷重により機能を損なわないように，降下火砕物による組合せを考慮した荷重に対し安全裕度を有する建屋内に設置する設計とする。 屋外の重大事故等対処設備については，環境条件を考慮して降下火砕物による荷重により機能を損なわないように，降下火砕物を除去することにより，重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 なお，降下火砕物が堆積しないよう屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。 （ロ）　閉塞 ｉ．　水循環系の閉塞 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス３に属する施設のうち，降下火砕物を含む海水の流路となる施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，降下火砕物の粒径に対し十分な流路幅を設けることにより，水循環系の狭隘部が閉塞しない設計とする。

変　更　前	変　更　後
	ⅱ．　換気系，電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞） 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス３に属する施設のうち，非常用ディーゼル発電機吸気口及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機吸気口の外気取入口は開口部を下向きの構造とすることにより，降下火砕物が流路に侵入しにくい設計とする。主排気筒は，降下火砕物が侵入した場合でも，主排気筒の構造から排気流路が閉塞しない設計とする。非常用ガス処理系排気筒は，降下火砕物の侵入防止を目的とする構造物を取り付けることにより，降下火砕物の影響に対して機能を損なわない設計とする。 また，外気を取り入れる換気空調設備（外気取入口），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空気の流路にそれぞれフィルタを設置することにより，フィルタメッシュより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし，さらに降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な構造とすることで，降下火砕物により閉塞しない設計とする。 ディーゼル発電機機関は，フィルタを通過した小さな粒径の降下火砕物が侵入した場合でも，降下火砕物により閉塞しない設計とする。 換気空調設備（外気取入口）以外の降下火砕物を含む空気の流路となる換気系，電気系及び計測制御系の施設についても，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，降下火砕物が侵入しにくい構造，又は降下火砕物が侵入した場合でも，降下火砕物により流路が閉塞しない設計とする。 なお，降下火砕物により閉塞しないよう外気取入ダンパの閉止，換気空調設備の停止及び閉回路循環運転を保安規定に定めて管理する。 （ハ）　摩耗 ⅰ．　水循環系の内部における摩耗 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス３に属する施設のうち，降下火砕物を含む海水の流路となる施設の内部における摩耗については，主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから，摩耗による影響は小さい。また当該施設については，定期的な内部点検及び日常保守管理により，状況に応じて補修が可能であり，摩耗により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 ⅱ．　換気系，電気系及び計測制御系に対する機械的影響（摩耗） 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス３に属する施設のうち，降下火砕物を含む空気を取り込みかつ摺動部を有する換気系，電気系及び計測制御系の施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，降下火砕物が侵入しにくい構造とすること又は摩耗しにくい材料を使用することにより，摩耗しにくい設計とする。 なお，摩耗が進展しないよう外気取入ダンパの閉止，換気空調設備の停止を保安規定に定めて管理する。

変　更　前	変　更　後
	（ニ）　腐食 ⅰ．　構造物の化学的影響（腐食） 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス３に属する施設のうち，屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより，降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。 また，外部事象防護対象施設の安全性を確保するために設置する防護対策施設は，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより，降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。 なお，長期的な腐食の影響については，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能な設計とする。 屋内の重大事故等対処設備については，降下火砕物による短期的な腐食により機能を損なわないように，耐食性のある塗装を実施した建屋内に設置する設計とする。 屋外の重大事故等対処設備については，降下火砕物を適宜除去することにより，降下火砕物による腐食に対して重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 なお，屋外の重大事故等対処設備が降下火砕物により腐食しにくいよう降下火砕物の適宜除去を保安規定に定めて管理する。 ⅱ．　水循環系の化学的影響（腐食） 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス３に属する施設のうち，降下火砕物を含む海水の流路となる施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより，降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。 なお，長期的な腐食の影響については，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能な設計とする。 ⅲ．　換気系，電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食） 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス３に属する施設のうち，降下火砕物を含む空気の流路となる換気系，電気系及び計測制御系の施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより，降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。 なお，長期的な腐食の影響については，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能な設計とする。 （ホ）　発電所周辺の大気汚染 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス３に属する施設のうち，中央制御室換気系については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれ

変　更　前	変　更　後
	がないよう，バグフィルタを設置することにより，降下火砕物が中央制御室に侵入しにくい設計とする。 　また，中央制御室換気系については，外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転を可能とすることにより，中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止する。さらに外気取入遮断時において，酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し，室内の居住性を確保する設計とする。 　なお，降下火砕物による中央制御室の大気汚染を防止するよう閉回路循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。 （ヘ）　絶縁低下 　外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス３に属する施設のうち，空気を取り込む機構を有する電気系及び計測制御系の盤については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，計測制御設備（安全保護系）の設置場所の換気空調設備にバグフィルタを設置することにより，降下火砕物が侵入しにくい設計とする。 　なお，中央制御室換気系については，降下火砕物による計測制御系の盤の絶縁低下を防止するよう外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転の実施を保安規定に定めて管理する。 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長期（7 日間）の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し，原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないようにするために，7 日間の電源供給が継続できるよう，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の燃料を貯蔵するための軽油貯蔵タンク及び燃料を移送するための燃料移送ポンプ等を降下火砕物の影響を受けないよう設置する設計とする。 c.　外部火災 　想定される外部火災において，火災源を発電所敷地内及び敷地外に設定し外部事象防護対象施設に係る温度や距離を算出し，それらによる影響評価を行い，最も厳しい火災が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。 　外部事象防護対象施設は，防火帯の設置，離隔距離の確保，建屋による防護によって，安全機能を損なわない設計とする。 　重大事故等対処設備は，「5.1.2　多様性，位置的分散等」のうち，位置的分散を考慮した設計とする。 　外部火災の影響については，定期的な評価の実施を保安規定に定めて管理する。 　津波防護施設のうち森林火災の影響を受ける防潮堤の各部位（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁及び止水ジョイント部）及び防潮扉（以下「森林火災の影響を受ける津波防護施設」という。）に対し，森林火災の最大火炎輻射強度による熱影響を考慮した離隔距離を確保する設計とする。なお，森林火災の影響を受ける津波防護施設と植生の間の離隔距離を確保するために管理が必要となる隣接事業所敷地については，隣接事業所との合意文書に基づき，必要とする植生管理を当社が実施する。また，保安規定に植生管理（隣接事業所を含む）により必要となる離隔距離を維持することを定め

変　更　前	変　更　後
	管理することで津波防護施設の機能を維持する設計とする。 (a)　防火帯幅の設定に対する設計方針 自然現象として想定される森林火災については，森林火災シミュレーション解析コードを用いて求めた最大火線強度から設定し，設置（変更）許可を受けた防火帯（約 23 m）を敷地内に設ける設計とする。また，防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし，防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とする。 (b)　発電所敷地内の火災・爆発源に対する設計方針 火災・爆発源として，森林火災，発電所敷地内に設置する屋外の危険物タンク，危険物貯蔵所，常時危険物を貯蔵する一般取扱所，危険物を搭載した車両及び危険物を内包する貯蔵設備以外の設備（以下「危険物貯蔵施設等」という。）の火災・爆発，航空機墜落による火災，敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災を想定し，火災源からの外部事象防護対象施設への熱影響を評価する。ただし，放水路ゲートについては，航空機落下を起因として津波が発生することはないこと及び放水路ゲートは，大量の放射性物質を蓄えておらず，原子炉の安全停止（炉心冷却を含む。）機能を有していないため，航空機落下確率を算出する標的面積として抽出しないことから，航空機墜落による火災は設計上考慮しない。 また，排気筒モニタについては，安全上支障のない期間に補修等の対応を行うことで，安全機能を損なわない設計とする。 外部事象防護対象施設の評価条件を以下のように設定し，評価する。評価結果より火災源ごとに輻射強度，燃焼継続時間等を求め，外部事象防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した，火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度（200 ℃）となる危険距離及び屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度（主排気筒の表面温度及び放水路ゲート駆動装置外殻の表面温度 325 ℃並びに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（以下「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。)」という。）の流入空気温度 53 ℃並びに残留熱除去系海水系ポンプの冷却空気温度 70 ℃並びに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（以下「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。）用海水ポンプ」という。）の冷却空気温度 60 ℃）となる危険距離を算出し，その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計，又は建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し，その温度が許容温度を満足する設計とする。 爆発源として，ガス爆発の爆風圧が 0.01 MPa となる危険限界距離を算出し，その危険限界距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。 ・森林火災については，発電所周辺の植生を確認し，作成した植生データ等を基に求めた，防火帯の外縁（火炎側）付近における最大火炎輻射強度（建屋評価においては 444 kW/m^2，その他評価においては 442 kW/m^2）による危険距離を求め評価する。 ・発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災については，貯蔵量等を勘案して火災源ごとに建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。また，燃料補充用のタンクローリ火災が発生した場合の影響については，燃料補充時は監視人が立会を実施するこ

変　更　前	変　更　後
	とを保安規定に定めて管理し，万一の火災発生時は速やかに消火活動が可能とすることにより，外部事象防護対象施設に影響がない設計とする。 ・発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の爆発については，ガス爆発の爆風圧が 0.01 MPa となる危険限界距離を求め評価する。 ・航空機墜落による火災については，「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成 21・06・25 原院第 1 号（平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院一部改正））により落下確率が 10^{-7}（回／炉・年）となる面積及び離隔距離を算出し，外部事象防護対象施設への影響が最も厳しくなる地点で火災が起こることを想定し，建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。 ・敷地内の危険物貯蔵施設等の火災と航空機墜落火災の重畳については，各々の火災の評価条件により算出した輻射強度，燃焼継続時間等により，外部事象防護対象施設の受熱面に対し，最も厳しい条件となる火災源と外部事象防護対象施設を選定し，建屋表面温度及び屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。 (c)　発電所敷地外の火災・爆発源に対する設計方針 発電所敷地外での火災・爆発源に対して，必要な離隔距離を確保することで，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 ・発電所敷地外 10 km 以内の範囲において，火災により発電用原子炉施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設は存在しないため，火災による発電用原子炉施設への影響については考慮しない。 ・発電所敷地外半径 10 km 以内の産業施設，燃料輸送車両及び発電所近くを航行する船舶の火災については，外部事象防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した，火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度となる危険距離及び屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を算出し，その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。 ・発電所敷地外半径 10 km 以内の産業施設，燃料輸送車両及び発電所近くを航行する船舶の爆発については，ガス爆発の爆風圧が 0.01 MPa となる危険限界距離を算出し，その危険限界距離を上回る離隔距離を確保する設計とする。また，ガス爆発による容器破損時に破片に対して，必要な離隔距離を確保することで，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 (d)　二次的影響（ばい煙）に対する設計方針 屋外に開口しており空気の流路となる施設及び換気空調設備に対し，ばい煙の侵入を防止するため適切な防護対策を講じることで，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。 イ．　換気空調設備 外部火災によるばい煙が発生した場合には，侵入を防止するためフィルタを設置する設計とする。 なお，室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために，ばい煙の侵入を防止するよう外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転の実施による外気の遮断を保安規定に定めて管理する。

変　更　前	変　更　後
	ロ．　計測制御設備（安全保護系） 外部事象防護対象施設のうち空調系統にて空調管理されており間接的に外気と接する制御盤や施設については，空調系統にフィルタを設置することによりばい煙が侵入しにくい設計とする。 ハ．　非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。） 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。）については，フィルタを設置することによりばい煙が侵入しにくい設計とする。 また，ばい煙が侵入したとしてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし，ばい煙により閉塞しない設計とする。 ニ．　残留熱除去系海水系ポンプ及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）用海水ポンプ 残留熱除去系海水系ポンプ及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）用海水ポンプについては，モータ部を全閉構造とすることにより，ばい煙により閉塞しない設計とする。 空気冷却部は，ばい煙が侵入した場合においてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし，ばい煙により閉塞しない設計とする。 (e)　有毒ガスに対する設計方針 外部火災起因を含む有毒ガスが発生した場合には，室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために設置した外気取入ダンパを閉止し，建屋内の空気を閉回路循環運転させることにより，有毒ガスの侵入を防止する設計とする。 なお，外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転の実施による外気の遮断を保安規定に定めて管理する。 主要道路，鉄道線路，定期航路及び石油コンビナート施設は離隔距離を確保することで事故等による火災に伴う発電所への有毒ガスの影響がない設計とする。
d.　風（台風） 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，風荷重を建築基準法に基づき設定し，安全機能を有する構築物，系統及び機器及びそれらの施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで，その安全性を損なうおそれがない設計とする。	d.　風（台風） 外部事象防護対象施設は，風荷重を建築基準法に基づき設定し，外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで，外部事象防護対象施設の安全性を損なうおそれがない設計とする。 重大事故等対処設備は，建屋内への設置又は設計基準対象施設と位置的分散を図り設置する。
e.　凍結 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，屋外施設で凍結のおそれのあるものは凍結防止対策を行う設計とする。	e.　凍結 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は，凍結に対して，最低気温を考慮し，屋外設備で凍結のおそれのあるものは凍結防止対策を行う設計とする。
f.　降水 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，降水による浸水に対して，観測記録を上回る排水能力を有する構内排水路を設けて海域へ排水を行う設計とする。	f.　降水 外部事象防護対象施設は，降水による浸水に対して，設計基準降水量を上回る排水能力を有する構内排水路を設けて海域へ排水を行う設計とする。

変　更　前	変　更　後
降水による荷重に対して，排水口及び構内排水路による海域への排水により，安全機能を有する構築物，系統及び機器は及びそれらの施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで，その安全性を損なうおそれがない設計とする。	降水による荷重に対して，排水口及び構内排水路による海域への排水により，外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで，外部事象防護対象施設の安全性を損なうおそれがない設計とする。 重大事故等対処設備は，降水に対して防水対策を行う設計とする。
g.　積雪 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，積雪荷重を建築基準法に基づき設定し，安全機能を有する構築物，系統及び機器及びそれらの施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで，その安全性を損なわない設計とする。	g.　積雪 外部事象防護対象施設は，積雪荷重を建築基準法に基づき設定し，積雪による荷重及び閉塞に対して外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設を内包する建屋の構造健全性を確保することで，外部事象防護対象施設の安全性を損なうおそれがない設計とする。 重大事故等対処設備は，除雪により，積雪荷重に対してその必要な機能が損なうおそれがない設計とする。 なお，除雪を適宜実施することを保安規定に定めて管理する。
h.　落雷 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，発電所の雷害防止対策として，建築基準法に基づき原子炉建屋等への避雷針の設置を行うとともに，雷サージに対して，接地網の敷設による接地抵抗の低減等及び安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行う設計とする。	h.　落雷 外部事象防護対象施設は，発電所の雷害防止対策として，原子炉建屋等への避雷針の設置を行うとともに，設計基準電流値による雷サージに対して，接地網の敷設による接地抵抗の低減等及び安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行う設計とする。 重大事故等対処設備は，必要に応じ避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。
i.　生物学的事象 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，生物学的事象に対して，海生生物であるクラゲ等の発生を考慮して除塵装置及び海水ストレーナを設置し，必要に応じて塵芥を除去する設計とする。また，小動物の侵入に対して，屋内設備は，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設計とする。	i.　生物学的事象 外部事象防護対象施設は，生物学的事象に対して，海生生物であるクラゲ等の発生を考慮して除塵装置及び海水ストレーナを設置し，必要に応じて塵芥を除去する設計とする。また，小動物の侵入に対して，屋内設備は，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設計とする。 重大事故等対処設備は，生物学的事象に対して，小動物の侵入を防止し，海生生物に対して，侵入を防止する又は予備を有する設計とする。
j.　高潮 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，高潮の影響を受けない敷地高さ（T.P.（東京湾中等潮位）+3.3 m）以上に設置することにより，高潮により影響を受けることがない設計とする。	j.　高潮 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備（非常用取水設備を除く。）は，高潮の影響を受けない敷地高さ（T.P.（東京湾中等潮位）+3.3 m）以上に設置することにより，高潮により影響を受けることがない設計とする。
(2)　外部人為事象	(2)　人為事象
	a.　船舶の衝突 外部事象防護対象施設は，航路からの離隔距離を確保すること，小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも，防波堤等に衝突して止まること及び呑み口が広いことにより船舶の衝突による取水性を損なうことのない設計とする。 重大事故等対処設備は，航路からの離隔距離を確保すること，小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも，防波堤に衝突して止まること及び設計基準対象施設との位置的分散により船舶の衝突による取水性を損なうことのない設計とする。
a.　電磁的障害 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，電磁波の侵入を防止する設計とする。	b.　電磁的障害 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は，電磁

変　更　前	変　更　後
	波によりその機能を損なうことがないよう，ラインフィルタや絶縁回路の設置，又は鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により，電磁波の侵入を防止する設計とする。 c.　航空機の墜落 重大事故等対処設備は，建屋内に設置するか，又は屋外において設計基準対象施設等と位置的分散を図り設置する。
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の防止の基本設計方針については，火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。	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の防止の基本設計方針については，火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。
－	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の防止の基本設計方針については，浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。
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 設計基準対象施設は，通常運転時において，放射性物質を含む液体を内包する容器，配管，ポンプ，弁その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合においては，系統外に漏えいさせることなく，各建屋等に設けられた機器ドレン又は床ドレン等のサンプ又はタンクに収集し，液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。 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 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。）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，放射性物質を含む液体を内包する容器，配管，ポンプ，弁その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合においては，系統外に漏えいさせることなく，各建屋等に設けられた機器ドレン又は床ドレン等のサンプ又はタンクに収集し，液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。 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 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。）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。 重大事故等対処設備は，共通要因として，環境条件，自然現象，発電所敷地又はその周辺において

変　更　前	変　更　後
	想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（以下「外部人為事象」という。），溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。 発電所敷地で想定される自然現象として，地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。），風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を選定する。 自然現象の組合せについては，地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。），風（台風），積雪及び火山の影響を考慮する。 外部人為事象として，飛来物（航空機落下），爆発，近隣工場等の火災，危険物を搭載した車両，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。 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。 接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路については，常設重大事故等対処設備として設計する。 建屋等については，地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。），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。 重大事故緩和設備についても，共通要因の特性を踏まえ，可能な限り多様性を確保し，位置的分散を図ることを考慮する。 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。）の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，共通要因の特性を踏まえ，可能な限り多様性，独立性，位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。 ただし，常設重大事故防止設備のうち，計装設備について，重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に，当該パラメータを推定するために必要なパラメータと異なる物理量又は測定原理とする等，重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とするとともに，可能な限り位置的分散を図る設計とする。 環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「5.1.5　環境条件等」に基づく設計とする。 風（台風）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。 常設重大事故防止設備は，「1.　地盤等」に基づく地盤に設置するとともに，地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。）及び火災に対して，「2.1　地震による損傷の防止」，「2.2　津波による損傷の防止」及び「3.1　火災による損傷の防止」に基づく設計とする。 溢水に対しては，可能な限り多様性を有し，位置的分散を図ることで，想定する溢水水位に対して同時に機能を損なうことのない設計とする。 地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。），溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は，設

変　更　前	変　更　後
	計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように，可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。 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，危険物を搭載した車両，有毒ガス及び船舶の衝突に対して，常設重大事故防止設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に設置するか，又は設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないように，設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り，屋外に設置する。 落雷に対して常設代替交流電源設備は，避雷設備等により防護する設計とする。 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に必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。 生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は，侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。 高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備を除く。）は，高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。 飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように，設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。 常設重大事故緩和設備についても，共通要因の特性を踏まえ，可能な限り上記を考慮して多様性，位置的分散を図る設計とする。 サポート系の故障に対しては，系統又は機器に供給される電力，空気，油及び冷却水を考慮し，常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源，冷却源を用いる設計，又は駆動源，冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また，常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。 b.　可搬型重大事故等対処設備 可搬型重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，共通要因の特性を踏まえ，可能な限り多様性，独立性，位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。 また，可搬型重大事故等対処設備は，地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。），その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム，設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。 環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「5.1.5　環境条件等」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備は，風（台風）及び竜巻のうち風荷重に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか，又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能が損なわれないように，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，屋外に保管する設計とし，凍結，降水，積雪，火山の影響並びに電

変　更　前	変　更　後
	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，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，「1.　地盤等」に基づく地盤に設置された建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は，転倒しないことを確認する，又は必要により固縛等の処置をするとともに，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化又は揺すり込みによる不等沈下，傾斜及び浮き上がり，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する設計とする。 地震及び津波（敷地に遡上する津波を含む。）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。 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。 重大事故等対処設備に期待する機能については，溢水影響を受けて設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないよう，被水及び蒸気影響に対しては可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り，没水の影響に対しては溢水水位を考慮した位置に設置又は保管する。 地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。），溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，複数箇所に分散して保管する設計とする。 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，危険物を搭載した車両，有毒ガス及び船舶の衝突に対して，可搬型重大事故等対処設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか，又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。 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，予備を有する設計とする。 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設計とする。 飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，原子炉建屋，常設代替高圧電源装置置場，常設低圧代替注水系ポンプ室，格納容器圧力逃がし装置格納槽，緊急用海水ポンプピット，海水ポンプエリアから 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等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から 100　m 以上の離隔距離を確保した上で，複数箇所に分散して保管する設計とする。 サポート系の故障に対しては，系統又は機器に供給される電力，空気，油及び冷却水を考慮し，可搬型重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源，

変　更　前	変　更　後
	冷却源を用いる設計とするか，駆動源，冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また，水源についても可能な限り，異なる水源を用いる設計とする。 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 原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は，共通要因によって接続するこ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，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，その機能を確実に発揮できる設計とするとともに，接続口は，建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については，「5.1.5　環境条件等」に基づく設計とする。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は，「1.　地盤等」に基づく地盤上の建屋等内又は建屋等壁面に複数箇所設置する。 地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。）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（敷地に遡上する津波を含む。），溢水及び火災に対しては，接続口は，建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。 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），爆発，近隣工場等の火災，危険物を搭載した車両，有毒ガス，船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して，接続口は，建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。 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に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。 また，一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には，それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。同時に使用する可能性がある場合は，合計の容量を確保し，状況に応じて，それぞれの系統に必要な容量を同時に供給できる設計とする。
(2)　単一故障 安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは，当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障，長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって，外部電源が利用できない場合においても，その系統の安全機能を達成できる設計とする。	(2)　単一故障 安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは，当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障，長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって，外部電源が利用できない場合においても，その系統の安全機能を達成できる設計とする。 短期間と長期間の境界は 24 時間とする。 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及び格納容器スプレイ系のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）については，設計基準事故が発生した場合

変　更　前	変　更　後
	に長期間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。
5.1.3　悪影響防止等	5.1.3　悪影響防止等
(1)　飛来物による損傷防止	(1)　飛来物による損傷防止
設計基準対象施設に属する設備は，蒸気タービン，発電機及び内部発生エネルギの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断，高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。	設計基準対象施設に属する設備は，蒸気タービン，発電機及び内部発生エネルギの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断，高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。
発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう蒸気タービン及び発電機は，破損防止対策等を行うとともに，原子力委員会原子炉安全審査会「タービンミサイル評価について」により，タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が 10^{-7} 回／炉・年以下となることを確認する。	発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう蒸気タービン及び発電機は，破損防止対策等を行うとともに，原子力委員会原子炉安全審査会「タービンミサイル評価について」により，タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が 10^{-7} 回／炉・年以下となることを確認する。
高温高圧の配管については材料選定，強度設計に十分な考慮を払う。さらに，安全性を高めるために，原子炉格納容器内で想定される配管破断が生じた場合，破断口からの冷却材流出によるジェット噴流による力に耐える設計とする。また，ジェット反力によるホイッピングで原子炉格納容器が損傷しないよう配置上の考慮を払うとともに，レストレイント等の配管ホイッピング防止対策を設ける設計とする。	高温高圧の配管については材料選定，強度設計に十分な考慮を払う。さらに，安全性を高めるために，原子炉格納容器内で想定される配管破断が生じた場合，破断口からの冷却材流出によるジェット噴流による力に耐える設計とする。また，ジェット反力によるホイッピングで原子炉格納容器が損傷しないよう配置上の考慮を払うとともに，レストレイント等の配管ホイッピング防止対策を設ける設計とする。
また，その他の高速回転機器が損壊し，飛散物とならないように保護装置を設けること等によりオーバースピードとならない設計とする。	また，その他の高速回転機器が損壊し，飛散物とならないように保護装置を設けること等によりオーバースピードとならない設計とする。
損傷防止措置を行う場合，想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとる設計とし，又は飛散物の飛散方向を考慮し，配置上の配慮又は多重性を考慮した設計とする。	損傷防止措置を行う場合，想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとる設計とし，又は飛散物の飛散方向を考慮し，配置上の配慮又は多重性を考慮した設計とする。
(2)　共用	(2)　共用
重要安全施設は，東海発電所との間で原則共用しないものとするが，安全性が向上する場合は，共用することを考慮する。	重要安全施設は，東海発電所との間で原則共用しないものとするが，安全性が向上する場合は，共用することを考慮する。
なお，東海発電所と共用する重要安全施設は無いことから，共用することを考慮する必要はない。	なお，東海発電所と共用する重要安全施設は無いことから，共用することを考慮する必要はない。
安全施設（重要安全施設を除く。）を共用する場合には，発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。	安全施設（重要安全施設を除く。）を共用する場合には，発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。
	常設重大事故等対処設備の各機器については，一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし，共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ，東海発電所内の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し，かつ，東海発電所内及び東海第二発電所内の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，共用できる設計とする。
(3)　相互接続	(3)　相互接続
重要安全施設は，東海発電所との間で原則相互に接続しないものとするが，安全性が向上する場合は，相互に接続することを考慮する。	重要安全施設は，東海発電所との間で原則相互に接続しないものとするが，安全性が向上する場合は，相互に接続することを考慮する。
なお，東海発電所と相互に接続する重要安全施設は無いことから，相互に接続することを考慮する必要はない。	なお，東海発電所と相互に接続する重要安全施設は無いことから，相互に接続することを考慮する必要はない。
安全施設（重要安全施設を除く。）を相互に接続する場合には，発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。	安全施設（重要安全施設を除く。）を相互に接続する場合には，発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

変　更　前	変　更　後
ただし，安全施設（重要安全施設を除く。）は，東海発電所と相互に接続しない設計とする。	ただし，安全施設（重要安全施設を除く。）は，東海発電所と相互に接続しない設計とする。 (4)　悪影響防止 重大事故等対処設備は，発電用原子炉施設（隣接する発電用原子炉施設を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。 他の設備への悪影響としては，重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し，他の設備の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。 系統的な影響に対しては，重大事故等対処設備は，弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること，重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること，他の設備から独立して単独で使用可能なこと，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること等により，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 その他，重大事故等対処設備に考慮すべき設備兼用時の容量に関する影響，地震，火災，溢水，風（台風）及び竜巻による他設備への悪影響については，これら波及的影響により他設備の機能を損なわないことを「5.1.4　容量等」及び「5.1.5　環境条件等」に示す。 放水砲については，建屋への放水により，当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 内部発生飛散物による影響に対しては，内部発生エネルギの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断，高速回転機器の破損，ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し，重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 5.1.4　容量等 (1)　常設重大事故等対処設備 常設重大事故等対処設備は，想定される重大事故等の収束において，想定する事象及びその事象の進展等を考慮し，重大事故等時に必要な目的を果たすために，事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は，これらの系統の組合せにより達成する。 「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。 常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては，設計基準対象施設の容量等の仕様が，系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で，設計基準対象施設の容量等の仕様と同仕様の設計とする。 常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので，重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては，その後の事故対応手段と合わせて，系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。 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

変　更　前	変　更　後
	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。 (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。 「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，ボンベ容量，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，信頼度等を考慮し，予備を含めた保有数を確保することにより，必要な容量等に加え，十分に余裕のある容量等を有する設計とする。 可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで，設置の効率化，被ばくの低減が図れるものは，同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし，兼用できる設計とする。 可搬型重大事故等対処設備のうち，原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は，必要となる容量等を有する設備を 1 基当たり 2 セットに加え，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして，発電所全体で予備を確保する。 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ボンベ（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 基当たり 1 セットに加え，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして，発電所全体で予備を確保する。 上記以外の可搬型重大事故等対処設備は，必要となる容量等を有する設備を 1 基当たり 1 セットに加え，設備の信頼度等を考慮し，予備を確保する。
5.1.5　環境条件等 安全施設の設計条件については，材料疲労，劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力，温度，湿度，放射線，荷重，屋外の天候による影響（凍結及び降水），海水を通水する系統への影響，電磁的障害，周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し，十分安全側の条件を与えることにより，これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。	5.1.5　環境条件等 安全施設の設計条件については，材料疲労，劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力，温度，湿度，放射線，荷重，屋外の天候による影響（凍結及び降水），海水を通水する系統への影響，電磁的障害，周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し，十分安全側の条件を与えることにより，これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。 重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，その機能が有効に発揮できるよう，その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに，操作が可能な設計とする。 重大事故等時の環境条件については，重大事故等における温度（環境温度及び使用温度），放射線及び荷重に加えて，その他の使用条件として環境圧力，湿度による影響，屋外の天候による影響（凍結及び降水），重大事故等時に海水を通水する系統への影響，自然現象による影響，外部人為事象の影響，周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

変　更　前	変　更　後
	荷重としては，重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて，環境圧力，温度及び自然現象による荷重を考慮する。 自然現象について，重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として，地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。），風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪及び火山の影響を選定する。これらの事象のうち，凍結及び降水については，屋外の天候による影響として考慮する。 自然現象による荷重の組合せについては，地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。），風（台風），積雪及び火山の影響を考慮する。 これらの環境条件のうち，重大事故等時における環境温度，環境圧力，湿度による影響，屋外の天候による影響（凍結及び降水），重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては，重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて，「(1)　環境圧力，環境温度及び湿度による影響，放射線による影響，屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重」に示すように設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。
(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 安全施設は，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力，環境温度及び湿度による影響，放射線による影響，屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重を考慮しても，安全機能を発揮できる設計とする。	(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 安全施設は，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力，環境温度及び湿度による影響，放射線による影響，屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重を考慮しても，安全機能を発揮できる設計とする。 原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は，想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また，地震による荷重を考慮して，機能を損なわない設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。 原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備は，想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。 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，転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は中央制御室，異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。 原子炉建屋付属棟内（中央制御室を含む。），緊急時対策所建屋内，常設代替高圧電源装置置場（地下階）内，格納容器圧力逃がし装置格納槽内，常設低圧代替注水系格納槽内，緊急用海水ポンプピット内及び立坑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，転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は中央制御室，異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。 屋内の重大事故等対処設備は，風（台風）及び竜巻による影響に対し，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に設置又は保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 インターフェイスシステムＬＯＣＡ時，使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については，これらの環境条件を考慮した設計とするか，これらの環境影響を受けない区画等に設置する。

変　更　前	変　更　後
	特に，使用済燃料プール監視カメラは，使用済燃料プールに係る重大事故等時に使用するため，その環境影響を考慮して，空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。 屋外及び常設代替高圧電源装置置場（地上階）の重大事故等対処設備は，重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室，離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。 また，地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。），積雪及び火山の影響による荷重を考慮し，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，地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。 屋外の重大事故等対処設備については，風（台風）及び竜巻による風荷重の影響に対し，風荷重を考慮すること，又は位置的分散を考慮した設置若しくは保管により，機能を損なわない設計とする。 位置的分散については，同じ機能を有する他の重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねている重大事故等対処設備も含む。）と 100 m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管することにより，竜巻により同じ機能を有する設備が同時に機能喪失することの防止を図る設計とする。ただし，同じ機能を有する重大事故等対処設備がない設備については，竜巻によって 1 台が損傷したとしても必要数を満足し，機能が損なわれないよう，予備も含めて分散させるとともに，原子炉格納容器，使用済燃料プール及びこれらの設備が必要となる事象の発生を防止する設計基準事故対処設備，重大事故等対処設備を内包する原子炉建屋等から 100 m以上の離隔距離を確保した保管場所を定めて保管する設計とする。 運用として，竜巻が襲来して，個々の設備が損傷した場合は，発電用原子炉の停止を含めた対応を速やかにとることとし，この運用について，保安規定に定める。 屋外の重大事故等対処設備は，風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮し浮き上がり又は横滑りによって，設計基準事故対処設備や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し，損傷させることのない設計とする。 悪影響防止のための固縛については，位置的分散とあいまって，浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突し，損傷させることのない設計とするとともに，重大事故等発生時の初動対応時間を確保するために，固縛装置の設置箇所数を可能な限り少なくする設計とする。固縛装置の設計は，風荷重による浮き上がり又は横滑りの荷重並びに保管場所を踏まえて固縛の要否を決定し，固縛が必要な場合は，発生する風荷重に耐える設計とする。 なお，固縛が必要とされた重大事故等対処設備のうち車両型の設備については，耐震設計に影響を与えることがないよう，固縛装置の連結材に適切な余長を持たせた設計とする。 積雪及び火山の影響については，必要により除雪及び降下火砕物の除去等の措置を講じる。この運用について，保安規定に定めて，管理する。 屋外の重大事故等対処設備は，重大事故等時において，万が一，使用中に機能を喪失した場合であっても，可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるよう，位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。

変　更　前	変　更　後
	原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は，設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力，温度等に対して，格納容器スプレイ水による影響を考慮しても，その機能を発揮できる設計とする。 安全施設及び重大事故等対処設備において，主たる流路の機能を維持できるよう，主たる流路に影響を与える範囲について，主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。
(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安全施設は，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。	(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安全施設及び重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。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。 また，使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は，海水の影響を考慮した設計とする。 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 電磁的障害に対しては，安全施設は，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	(3)　電磁波による影響 電磁的障害に対しては，安全施設は，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。 外部人為事象のうち重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害に対しては，重大事故等対処設備は，重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。
(4)　周辺機器等からの悪影響 安全施設は，地震，火災，溢水及びその他の自然現象並びに外部人為事象による他設備からの悪影響により，発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。	(4)　周辺機器等からの悪影響 安全施設は，地震，火災，溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他設備からの悪影響により，発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。 重大事故等対処設備は，事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては，自然現象，外部人為事象，火災及び溢水による波及的影響を考慮する。 このうち，地震以外の自然現象及び外部人為事象による波及的影響に起因する周辺機器等からの悪影響により，それぞれ重大事故等に対処するための必要な機能を損なうおそれがないように，常設重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備と位置的分散を図り設置する。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るとともに，その機能に応じて，全てを一つの保管場所に保管することなく，複数の保管場所に分散配置する。 重大事故等対処設備及び資機材等は，竜巻による風荷重が作用する場合においても，重大事故等に対処するための必要な機能に悪影響を及ぼさないように，浮き上がり又は横滑りにより飛散しない設計とするか，当該保管エリア以外の重大事故等対処設備に衝突し，損傷させない位置に保管する設計とする。位置的分散については「5.1.2　多様性，位置的分散等」に示す。 溢水に対しては，重大事故等対処設備は，想定される溢水により機能を損なわないように，重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。

変　更　前	変　更　後
	可搬型重大事故等対処設備は，地震の波及的影響により，重大事故等に対処するための必要な機能を損なわないように，設計基準事故対処設備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，その機能に応じて，すべてを一つの保管場所に保管することなく，複数の保管場所に分散配置する。また，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，油内包機器による地震随伴火災の影響や，水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響によりその機能を喪失しない場所に保管するとともに，屋外の可搬型重大事故等対処設備は，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化又は揺すり込みによる不等沈下，傾斜及び浮き上がり，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する設計とする。 地震による影響に対しては，重大事故等対処設備は，地震により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とし，また，地震により火災源又は溢水源とならない設計とする。常設重大事故等対処設備については耐震設計を行い，可搬型重大事故等対処設備については，横滑りを含めて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ことにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 地震起因以外の火災による影響に対しては，重大事故等対処設備は，火災発生防止，感知・消火による火災防護対策を行うことで，また，地震起因以外の溢水による影響に対しては，想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水に対する防護対策を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 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（敷地に遡上する津波を含む。）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」に基づく設計とし，それらの事象による波及的影響により重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。
(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。	(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。 重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように，放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定，当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計，放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計，又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。 可搬型重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように，放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定，当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により，当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。
(6)　冷却材の性状 冷却材を内包する安全施設は，水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。	(6)　冷却材の性状 冷却材を内包する安全施設は，水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。

変　更　前	変　更　後
安全施設は，系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては，ストレーナ等を設置することにより，その機能を有効に発揮できる設計とする。	安全施設及び重大事故等対処設備は，系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては，ストレーナ等を設置することにより，その機能を有効に発揮できる設計とする。
5.1.6　操作性及び試験・検査性	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，手順書の整備，訓練・教育により，想定される重大事故等が発生した場合においても，確実に操作でき，設置変更許可申請書「十　発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」ハで考慮した要員数と想定時間内で，アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制，管理等については，保安規定に定めて管理する。 重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため，重大事故等時の環境条件を考慮し，操作が可能な設計とする。 重大事故等対処設備は，操作する全ての設備に対し，十分な操作空間を確保するとともに，確実な操作ができるよう，必要に応じて操作足場を設置する。また，防護具，可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。 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，作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は運搬，設置が確実に行えるように，人力又は車両等による運搬，移動ができるとともに，必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。 現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また，電源操作が必要な設備は，感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。 現場において人力で操作を行う弁は，手動操作が可能な設計とする。 現場での接続操作は，ボルト・ネジ接続，フランジ接続又はより簡便な接続方式等，接続方式を統一することにより，確実に接続が可能な設計とする。 また，重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は，必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。 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，ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い，配管は配管径や内部流体の圧力によって，大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い，小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。窒素ボンベ，空気ボンベ，タンクローリ等については，

変　更　前	変　更　後
	各々専用の接続方式を用いる。 　また，同一ポンプを接続する配管は口径を統一することにより，複数の系統での接続方式の統一も考慮する。 　想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備が移動・運搬できるため，また，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。 　屋外及び屋内において，アクセスルートは，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災を想定しても，運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。 　なお，想定される重大事故等の収束に必要となる屋外アクセスルートは，基準津波の影響を受けない防潮堤内に，基準地震動Ｓ$_s$及び敷地に遡上する津波の影響を受けないルートを少なくとも 1 つ確保する設計とする。 　屋外及び屋内アクセスルートに影響を与えるおそれがある自然現象として，地震，津波（敷地に遡上する津波を含む。），風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を選定する。 　屋外及び屋内アクセスルートに対する外部人為事象については，屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する飛来物（航空機落下），爆発，近隣工場等の火災，危険物を搭載した車両，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して，迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。 　電磁的障害に対しては，道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。 　屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊，周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり），その他自然現象（風（台風）及び竜巻による飛来物，積雪並びに火山の影響）による影響を想定し，複数のアクセスルートの中から状況を確認し，早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため，障害物を除去可能なホイールローダを 2 台（予備 3 台）保管，使用する。 　なお，東海発電所の排気筒の短尺化及びサービス建屋減築等によりアクセスルートへの影響を防止する設計とする。 　また，地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては，道路上への自然流下も考慮した上で，通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。 　津波の影響については，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。 　屋外アクセスルートは，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），爆発，近隣工場等の火災，危険物を搭載した車両，有毒ガス及び船舶の衝突に対しては，迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。 　落雷に対しては，道路面が直接影響を受けることはないため，さらに生物学的事象に対しては，容易に排除可能なため，アクセスルートへの影響はない。

変　更　前	変　更　後
	屋外アクセスルートは，地震の影響による周辺斜面の崩壊及び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迂回路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，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，自然現象のうち凍結及び積雪に対して，道路については融雪剤を配備し，車両についてはタイヤチェーン等を装着することにより通行性を確保できる設計とする。 屋内アクセスルートは，自然現象として選定する津波（敷地に遡上する津波を含む。），風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮による影響に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。 屋内アクセスルートは，外部人為事象として選定する飛来物（航空機落下），爆発，近隣工場等の火災，危険物を搭載した車両，有毒ガス及び船舶の衝突に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。 屋内アクセスルートの設定に当たっては，油内包機器による地震随伴火災の影響や，水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに，迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。
(2)　試験・検査性 設計基準対象施設は，健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし，そのために必要な配置，空間等を備えた設計とする。 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。	(2)　試験・検査性 設計基準対象施設は，健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし，そのために必要な配置，空間等を備えた設計とする。 重大事故等対処設備は，健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検，試験又は検査を実施できるよう，機能・性能の確認，漏えいの有無の確認，分解点検等ができる構造とし，そのために必要な配置，空間等を備えた設計とする。また，接近性を考慮して必要な空間等を備え，構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。 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。 重大事故等対処設備は，原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については，テストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。また，悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは，他の系統と独立して機能・性能確認が可能な設計とする。 発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は，発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き，運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また，多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては，各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。 代替電源設備は，電気系統の重要な部分として，適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。 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。

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，所内ボイラ，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，ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は，施設時において，各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし，その際，日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（ＪＳＭＥ　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　材料及び構造等 設計基準対象施設（圧縮機，所内ボイラ，蒸気タービン（発電用のものに限る。），発電機，変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器，管，ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は，施設時において，各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし，その際，日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（ＪＳＭＥ 設計・建設規格）等に従い設計する。 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って，以下によらない場合は，当該機器及び支持構造物が，その設計上要求される強度を確保できるよう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機器であって，完成品は，以下によらず，消防法に基づく技術上の規格等一般産業品の規格及び基準に適合していることを確認し，使用環境及び使用条件に対して，要求される強度を確保できる設計とする。 重大事故等クラス２容器及び重大事故等クラス２管のうち主要な耐圧部の溶接部の耐圧試験は，母材と同等の方法，同じ試験圧力にて実施する。 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，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，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。 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.　高圧炉心スプレイ系ストレーナ，低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは，その使用される圧力，温度，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。 (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た最低試験温度を確認し，適切な破壊じん性を維持できるよう，原子炉冷却材温度及び圧	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，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，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。 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.　高圧炉心スプレイ系ストレーナ，低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは，その使用される圧力，温度，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。 e.　重大事故等クラス３機器は，その使用される圧力，温度，荷重その他の使用条件に対して日本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た最低試験温度を確認し，適切な破壊じん性を維持できるよう，原子炉冷却材温度及び圧

変　更　前	変　更　後
力の制限範囲を設定することを保安規定に定めて管理する。	力の制限範囲を設定することを保安規定に定めて管理する。
b.　クラス１機器（クラス１容器を除く。），クラス１支持構造物（クラス１管及びクラス１弁を支持するものを除く。），クラス２機器，クラス３機器（工学的安全施設に属するものに限る。），原子炉格納容器，原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は，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，材質又は破壊じん性試験により確認する。	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，原子炉格納容器支持構造物，炉心支持構造物及び重大事故等クラス２機器は，その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また，破壊じん性は，寸法，材質又は破壊じん性試験により確認する。 重大事故等クラス２機器のうち，原子炉圧力容器については，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。
c.　高圧炉心スプレイ系ストレーナ，低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは，その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また，破壊じん性は，寸法，材質又は破壊じん性試験により確認する。	c.　高圧炉心スプレイ系ストレーナ，低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは，その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また，破壊じん性は，寸法，材質又は破壊じん性試験により確認する。
(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は，非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。	(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。），炉心支持構造物及び重大事故等クラス２機器（鋳造品に限る。）に使用する材料は，非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。
5.2.2　構造及び強度について	5.2.2　構造及び強度について
(1)　延性破断の防止	(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。	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支持構造物及び原子炉格納容器支持構造物は，運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて，全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。	b.　クラス１支持構造物及び原子炉格納容器支持構造物は，運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて，全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。
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，b. にかかわらず，設計上定める条件において，全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。	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，b. にかかわらず，設計上定める条件において，全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。
d.　クラス１容器（オメガシールその他のシールを除く。），クラス１管，クラス１弁，クラス１支持構造物，原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。），原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物にあっては，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，補強等により局部的な塑性変形に止まるよう設計する。	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，クラス１支持構造物，原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。），原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物にあっては，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，補強等により局部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，クラス１支持構造物，原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。），原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は，運転状態Ⅳにおいて，延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。	e.　クラス１容器（オメガシールその他のシールを除く。），クラス１管，クラス１支持構造物，原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。），原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は，運転状態Ⅳにおいて，延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。
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。	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	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

変　更　前	変　更　後
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，補強等により局部的な塑性変形に止まるよう設計する。	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，補強等により局部的な塑性変形に止まるよう設計する。
h.　高圧炉心スプレイ系ストレーナ，低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは，運転状態Ⅰ，運転状態Ⅱ及び運転状態Ⅳ（異物付着による差圧を考慮）において，全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。	h.　高圧炉心スプレイ系ストレーナ，低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは，運転状態Ⅰ，運転状態Ⅱ及び運転状態Ⅳ（異物付着による差圧を考慮）において，全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。
i.　クラス２支持構造物であって，クラス２機器に溶接により取り付けられ，その損壊によりクラス２機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには，運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて，延性破断が生じない設計とする。	i.　クラス２支持構造物であって，クラス２機器に溶接により取り付けられ，その損壊によりクラス２機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには，運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて，延性破断が生じない設計とする。
	j.　重大事故等クラス２支持構造物であって，重大事故等クラス２機器に溶接により取り付けられ，その損壊により重大事故等クラス２機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは，設計上定める条件において，延性破断が生じない設計とする。
(2)　進行性変形による破壊の防止 クラス１容器（ボルトその他の固定用金具を除く。），クラス１管，クラス１弁（弁箱に限る。），クラス１支持構造物，原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。），原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は，運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて，進行性変形が生じない設計とする。	(2)　進行性変形による破壊の防止 クラス１容器（ボルトその他の固定用金具を除く。），クラス１管，クラス１弁（弁箱に限る。），クラス１支持構造物，原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。），原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は，運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて，進行性変形が生じない設計とする。
(3)　疲労破壊の防止	(3)　疲労破壊の防止
a.　クラス１容器，クラス１管，クラス１弁（弁箱に限る。），クラス１支持構造物，クラス２管（伸縮継手を除く。），原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。），原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は，運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて，疲労破壊が生じない設計とする。	a.　クラス１容器，クラス１管，クラス１弁（弁箱に限る。），クラス１支持構造物，クラス２管（伸縮継手を除く。），原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。），原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は，運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて，疲労破壊が生じない設計とする。
b.　クラス２機器，クラス３機器及び原子炉格納容器の伸縮継手は，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。	b.　クラス２機器，クラス３機器，原子炉格納容器，重大事故等クラス２機器の伸縮継手及び重大事故等クラス２管（伸縮継手を除く。）は，設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において，疲労破壊が生じない設計とする。
(4)　座屈による破壊の防止	(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，原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は，運転状態Ⅰ，運転状態Ⅱ，運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて，座屈が生じない設計とする。	a.　クラス１容器（胴，鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。），クラス１支持構造物，原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は，運転状態Ⅰ，運転状態Ⅱ，運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて，座屈が生じない設計とする。
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。	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。	c.　クラス１管，クラス２容器，クラス２管，クラス３機器，重大事故等クラス２容器，重大事故等クラス２管及び重大事故等クラス２支持構造物（重大事故等クラス２機器に溶接により取り付けられ，その損壊により重大事故等クラス２機器に損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は，設計上定める条件において，座屈が生じない設計とする。

変　更　前	変　更　後
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。 ・不連続で特異な形状でない設計とする。 ・溶接による割れが生ずるおそれがなく，かつ，健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 ・適切な強度を有する設計とする。 ・適切な溶接施工法，溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。 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，原子炉格納容器支持構造物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，原子炉格納容器支持構造物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。 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っては，最高使用圧力の○・九倍）までに減じて著しい漏え	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，原子炉格納容器，重大事故等クラス２容器及び重大事故等クラス２管のうち主要な耐圧部の溶接部は，次のとおりとし，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。 ・不連続で特異な形状でない設計とする。 ・溶接による割れが生ずるおそれがなく，かつ，健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 ・適切な強度を有する設計とする。 ・適切な溶接施工法，溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。 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，原子炉格納容器支持構造物，炉心支持構造物，重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物は，使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合，有意な残留応力が発生すると予想される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。 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っては，最高使用圧力の○・九倍）までに減じて著しい漏え

変　更　前	変　更　後
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管であって原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は，燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては，通常運転時の圧力を超える圧力とする。 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。	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管であって原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は，燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては，通常運転時の圧力を超える圧力とする。 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機器であって，消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は，上記によらず，運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。
(3)　使用中のクラス１機器，クラス２機器，クラス３機器及びクラス４管は，通常運転時における圧力で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，日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（ＪＳＭＥ Ｓ ＮＡ１）」等に従って実施する。	(3)　使用中のクラス１機器，クラス２機器，クラス３機器及びクラス４管は，通常運転時における圧力で，使用中の重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス３機器に属する機器は，当該機器の使用時における圧力で漏えい試験を行ったとき，著しい漏えいがないことを確認する。 なお，漏えい試験は，日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（ＪＳＭＥ Ｓ ＮＡ１）」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機器であって，消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は，上記によらず，運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。
(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，日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程 （ＪＥＡＣ４２０３）」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。	(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，日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（ＪＥＡＣ４２０３）」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	5.5　安全弁等 蒸気タービン，発電機，変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に設置する

変　更　前	変　更　後
板及び真空破壊弁は，日本機械学会「設計・建設規格」（ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１）及び（ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１）【事例規格】過圧防護に関する規定（ＮＣ－ＣＣ－００１）」に適合するよう，以下のとおり設計する。 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）」又は通商産業省「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「5.5　安全弁等」において「安全弁等」という。）は，確実に作動する構造を有する設計とする。 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っては，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って，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等を 1 個以上，減圧弁に接近して設置し，高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。なお，容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより，系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下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，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っては，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。 安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は，当該容器の最高使用圧力以下で破壊し，破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないよう設計する。 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っては，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	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」（ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１）及び（ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１）【事例規格】過圧防護に関する規定（ＮＣ－ＣＣ－００１）」に適合するよう，以下のとおり設計する。 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「5.5　安全弁等」において「安全弁等」という。）は，確実に作動する構造を有する設計とする。 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施設に係る安全弁又は逃がし弁（以下「5.5　安全弁等」において「安全弁」という。）のうち，補助作動装置付きの安全弁にあっては，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施設のうち減圧弁を有する管にあって，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等を 1 個以上，減圧弁に接近して設置し，高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。なお，容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより，系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下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，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及び重大事故等対処施設に属する容器又は管であって，内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあっては，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。 安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は，当該容器の最高使用圧力以下で破壊し，破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないよう設計する。 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管に設置する安全弁等の出口側には，破壊板を設置しない設計とする。 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っては，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

変　更　前	変　更　後
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，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。 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設計とする。 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。 内燃機関の耐圧部の構造は，最高使用圧力又は最高使用温度において発生する耐圧部分に生じる応力は当該部分に使用する材料の許容応力以下となる設計とする。 内燃機関を屋内その他酸素欠乏の発生のおそれのある場所に設置するときは，給排気部を設ける設計とする。 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用停止装置を設置する設計とする。 内燃機関及びその付属設備であって過圧が生じるおそれのあるものには，適切な過圧防止装置を設ける設計とする。 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。	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施設に属する容器又は管に設置する安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設置する場合は，発電用原子炉の起動時及び運転中に止め弁が全開している事が確認できる設計とする。 内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがある設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管については，適切な箇所に過圧防止に必要な容量以上となる真空破壊弁を1個以上設置し，負圧による容器又は管の損傷を防止する設計とする。 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設のうち，流体に放射性物質を含む系統に設置する安全弁等，破壊板又は真空破壊弁は，放出される流体を，放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して廃棄物処理施設に導き，安全に処理することができる設計とする。 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。 内燃機関の耐圧部の構造は，最高使用圧力又は最高使用温度において発生する耐圧部分に生じる応力は当該部分に使用する材料の許容応力以下となる設計とする。 内燃機関を屋内その他酸素欠乏の発生のおそれのある場所に設置するときは，給排気部を設ける設計とする。 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用停止装置を設置する設計とする。 内燃機関及びその付属設備であって過圧が生じるおそれのあるものには，適切な過圧防止装置を設ける設計とする。 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。

変　更　前	変　更　後
内燃機関の付属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設として，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の材料及び構造，安全弁等，耐圧試験等の規定を満たす設計とする。	内燃機関の付属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設として，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の材料及び構造，安全弁等，耐圧試験等の規定を満たす設計とする。
	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 5.8.1　設計基準対象施設 設計基準対象施設に施設する電気設備（以下「電気設備」という。）は，感電又は火災のおそれがないように接地し，充電部分に容易に接触できない設計とする。 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の電路と低圧の電路とを結合する変圧器には，適切な箇所に接地を施し，変圧器により特別高圧の電路に結合される高圧の電路には，避雷器を施設する設計とする。 電気設備は，電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器を施設する設計とする。 電気設備は，他の電気設備その他の物件の機能に電気的又は磁気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。 電気設備における架空電線は，接触又は誘導作用による感電のおそれがなく，かつ，交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設する設計とする。 電気設備における電力保安通信線は，他の電線等を損傷するおそれがなく，かつ，接触又は断線によって生じる混触による感電又は火災のおそれがない設計とする。 電気設備のうちガス絶縁機器は，最高使用圧力に耐え，かつ，漏えいがなく，異常な圧力を検知するとともに，使用する絶縁ガスは可燃性，腐食性及び有毒性のない設計とする。 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	5.8　電気設備の設計条件 5.8.1　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電気設備（以下「電気設備」という。）は，感電又は火災のおそれがないように接地し，充電部分に容易に接触できない設計とする。 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の電路と低圧の電路とを結合する変圧器には，適切な箇所に接地を施し，変圧器により特別高圧の電路に結合される高圧の電路には，避雷器を施設する設計とする。 電気設備は，電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器を施設する設計とする。 電気設備は，他の電気設備その他の物件の機能に電気的又は磁気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。 電気設備における架空電線は，接触又は誘導作用による感電のおそれがなく，かつ，交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設する設計とする。 電気設備における電力保安通信線は，他の電線等を損傷するおそれがなく，かつ，接触又は断線によって生じる混触による感電又は火災のおそれがない設計とする。 電気設備のうちガス絶縁機器は，最高使用圧力に耐え，かつ，漏えいがなく，異常な圧力を検知するとともに，使用する絶縁ガスは可燃性，腐食性及び有毒性のない設計とする。 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

変　更　前	変　更　後
する。 電気設備のうち水素冷却式発電機は，軸封部から漏えいした水素を外部に放出でき，発電機内への水素の導入及び発電機内からの水素の外部への放出が安全にできる設計とする。 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。 また，蒸気タービンに接続する発電機は，軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。 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。	する。 電気設備のうち水素冷却式発電機は，軸封部から漏えいした水素を外部に放出でき，発電機内への水素の導入及び発電機内からの水素の外部への放出が安全にできる設計とする。 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。 また，蒸気タービンに接続する発電機は，軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。 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。 5.8.2　可搬型重大事故等対処設備 可搬型の非常用発電装置の発電機は，電気的・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	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

変　更　前	変　更　後
置を実施する。	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，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接近を防止する設計とする。 これらの対策については，核物質防護規定に定めて管理する。	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，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接近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，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，発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが，電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けることがないように，当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。 これらの対策については，核物質防護規定に定めて管理する。
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電力を供給できる非常灯（一部「東海，東海第二発電所共用」）及び誘導灯（一部「東海，東海第二発電所共用」）を設置し，安全に避難できる設計とする。	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電力を供給できる非常灯（一部「東海，東海第二発電所共用」）及び誘導灯（一部「東海，東海第二発電所共用」）を設置し，安全に避難できる設計とする。 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（非常用）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又は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。 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までの間，点灯可能な設計とする。 設計基準事故に対応するための操作が必要な場所には，作業用照明を設置することにより作業が可能となる設計とする。
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って，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	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って，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

変　更　前	変　更　後
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，液体廃棄物処理設備で処理する設計とする。	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，液体廃棄物処理設備で処理する設計とする。

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，熱水力的性質として冷却能力が適切であることを保持し，かつ，燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であり，通常運転時において放射線に対して化学的に安定であることを保持し得る設計とする。	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，再循環系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，炉水を原子炉圧力容器内に循環させて，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，原子炉冷却材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 変更なし
3.　原子炉冷却材の循環設備 3.1　主蒸気系，復水給水系等 炉心で発生した蒸気は，原子炉圧力容器内の気水分離器及び蒸気乾燥器を経た後，主蒸気管で蒸気タービンに導く設計とする。 なお，主蒸気管には，逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁を取り付ける。 蒸気タービンを出た蒸気は主復水器で復水する。復水は復水ポンプ，復水脱塩装置，給水加熱器を通り，給水ポンプにより発電用原子炉に戻す設計とする。主蒸気管には，タービンバイパス系を設け，蒸気を主復水器へバイパスできる設計とする。 復水給水系には復水中の核分裂生成物及び腐食生成物を除去するために復水脱塩装置を設け，高純度の給水を発電用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，発電用原子炉への適切な給水温度を確保できる設計とする。 タービンバイパス系は，原子炉起動時，停止時，通常運転時及び過渡状態において，原子炉蒸気を直接主復水器に導き，原子炉定格蒸気流量の約 25 %を処理できる設計とする。 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系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて，ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。）を考慮した設計とする。	3.　原子炉冷却材の循環設備 3.1　主蒸気系，復水給水系等 炉心で発生した蒸気は，原子炉圧力容器内の気水分離器及び蒸気乾燥器を経た後，主蒸気管で蒸気タービンに導く設計とする。 なお，主蒸気管には，逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁を取り付ける。 蒸気タービンを出た蒸気は主復水器で復水する。復水は復水ポンプ，復水脱塩装置，給水加熱器を通り，給水ポンプにより発電用原子炉に戻す設計とする。主蒸気管には，タービンバイパス系を設け，蒸気を主復水器へバイパスできる設計とする。 復水給水系には復水中の核分裂生成物及び腐食生成物を除去するために復水脱塩装置を設け，高純度の給水を発電用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，発電用原子炉への適切な給水温度を確保できる設計とする。 タービンバイパス系は，原子炉起動時，停止時，通常運転時及び過渡状態において，原子炉蒸気を直接主復水器に導き，原子炉定格蒸気流量の約 25 %を処理できる設計とする。 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系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて，ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。）を考慮した設計とする。

変　更　前	変　更　後
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)　原子炉冷却系を構成する機器及び配管（主蒸気管及び給水管のうち原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲） (3)　接続配管 （一）通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。 （二）通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁を含むまでの範囲とする。 （三）通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち，（二）以外のものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁を含むまでの範囲とする。 （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，設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は，開となるおそれがなく，上記（三）に該当する。 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」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設けること，また逃がし安全弁を設けること等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍の圧力（9.48 MPa）を超えない設計とする。 設計基準事故時のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性がある制御棒落下事象については，「原子炉出力ペリオド短」，「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，設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え，原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器の材料は，耐食性を考慮して選定する。 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には，原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって，原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し，適切に隔離弁を設ける設計とする。 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）通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。 （二）通常時開又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁を対象とする。	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)　原子炉冷却系を構成する機器及び配管（主蒸気管及び給水管のうち原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲） (3)　接続配管 （一）通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。 （二）通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。 （三）通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち，（二）以外のものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁を含むまでの範囲とする。 （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，設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は，開となるおそれがなく，上記（三）に該当する。 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」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設けること，また逃がし安全弁を設けること等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍の圧力（9.48 MPa）を超えない設計とする。 設計基準事故時のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性がある制御棒落下事象については，「原子炉出力ペリオド短」，「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，設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え，原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器の材料は，耐食性を考慮して選定する。 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には，原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって，原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し，適切に隔離弁を設ける設計とする。 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）通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。 （二）通常時開又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。

変　更　前	変　更　後
（三）通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち，（二）以外のものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁を対象とする。 （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，発電用原子炉側からみて第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。 （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，設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は，開となるおそれがなく，上記（三）に該当することから，発電用原子炉側からみて第一隔離弁を対象とする。	（三）通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち，（二）以外のものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁を対象とする。 （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，発電用原子炉側からみて第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。 （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，設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は，開となるおそれがなく，上記（三）に該当することから，発電用原子炉側からみて第一隔離弁を対象とする。
3.4　逃がし安全弁の機能 (1)　系統構成 逃がし安全弁は，アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有し，蒸気をサプレッション・チェンバのプール水中に導き，原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。 自動減圧系は，中小破断の原子炉冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサプレッション・チェンバへ逃がし原子炉圧力をすみやかに低下させて低圧炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とし，燃料被覆材の大破損を防止しジルコニウムー水反応を無視しうる程度に抑えることができる設計とする。	3.4　逃がし安全弁の機能 (1)　系統構成 逃がし安全弁は，アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有し，蒸気をサプレッション・チェンバのプール水中に導き，原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。 自動減圧系は，中小破断の原子炉冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサプレッション・チェンバへ逃がし原子炉圧力をすみやかに低下させて低圧炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とし，燃料被覆材の大破損を防止しジルコニウムー水反応を無視しうる程度に抑えることができる設計とする。 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備として，逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として，逃がし安全弁を設ける設計とする。 逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，逃がし安全弁は，中央制御室からの遠隔手動操作により，自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給することで作動し，蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において，高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，逃がし安全弁は，中央制御室からの遠隔手動操作により，自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給することで作動し，蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。
	(2)　多様性，位置的分散等 逃がし安全弁（安全弁機能）は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び独

変　更　前	変　更　後
	立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2　多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。 (3)　環境条件等 逃がし安全弁は，想定される重大事故等時に確実に作動するように，原子炉格納容器内に設置し，制御用空気が喪失した場合に使用する非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ボンベの容量の設定も含めて，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は，中央制御室で可能な設計とする。
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他，外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素圧力を供給して弁を強制的に開放することができるものを使用し，サプレッション・チェンバからの背圧変動が逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。なお，逃がし安全弁は，18 個設置する設計とする。 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，原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため，吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより，原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。なお，容量は運転時の異常な過度変化時に，原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。	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他，外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素圧力を供給して弁を強制的に開放することができるものを使用し，サプレッション・チェンバからの背圧変動が逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。なお，逃がし安全弁は，18 個設置する設計とする。 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，原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため，吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより，原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。なお，容量は運転時の異常な過度変化時に，原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。
	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が高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として，逃がし安全弁を作動させる過渡時自動減圧機能を設ける設計とする。 逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，逃がし安全弁は，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アクチュエータのピストンに供給することで作動し，蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。
	3.4.3　逃がし安全弁（操作対象弁）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，逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系を使用できる設計とする。

変　更　前	変　更　後
	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用できる設計とする。 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重大事故等対処設備として，可搬型代替直流電源設備は，逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても，緊急用電源切替盤を切り替えることにより，逃がし安全弁（7 個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。 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重大事故等対処設備として，逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても，逃がし安全弁の作動回路に接続することにより，逃がし安全弁（2 個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として，逃がし安全弁は，可搬型代替直流電源設備により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として，逃がし安全弁は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備を受電し，作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。 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ＬＯＣＡ発生時の重大事故等対処設備として，逃がし安全弁は，中央制御室からの手動操作によって作動させ，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。
4.　残留熱除去設備 4.1　残留熱除去系 (1)　系統構成 発電用原子炉を停止した場合において，燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため，原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。 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。 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，サプレッション・プール水温度を所定の温度以下に冷却できる設計とする。 残留熱除去系は，使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。残留熱除去系熱交換器で除去した熱は，残留熱除去系海水系を経て，最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。	4.　残留熱除去設備 4.1　残留熱除去系 (1)　系統構成 発電用原子炉を停止した場合において，燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため，原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。 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。 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，サプレッション・プール水温度を所定の温度以下に冷却できる設計とする。 残留熱除去系は，使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。残留熱除去系熱交換器で除去した熱は，残留熱除去系海水系を経て，最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

変　更　前	変　更　後
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の重大事故等対処設備として，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系注入弁は，現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。 なお，設計基準事故対処設備である残留熱除去系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系注入弁は，重大事故等対処設備として使用することから，重大事故等対処設備としての設計を行う。 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用できる場合は，重大事故等対処設備として使用できる設計とする。 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が使用できる場合は，重大事故等対処設備として使用できる設計とする。 発電用原子炉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（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧できる設計とする。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は，残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の流路として，設計基準対象施設である原子炉圧力容器，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。 (2)　多様性，位置的分散等 残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2　多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。
	4.2　格納容器圧力逃がし装置 (1)　系統構成 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として，格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。

変　更　前	変　更　後
	残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，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），圧力開放板，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，フィルタ装置へ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 13.4 kg/s（1 Pd において））することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ，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に放出される放射性物質の放出量に対して，設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い，実効線量が 5 mSv 以下であることを確認しており，格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。 フィルタ装置は，排気中に含まれる粒子状放射性物質，ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また，無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態においてｐH13 以上）に維持する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置はサプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し，いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェル側からの排気では，ドライウェル床面からの高さを確保する設計と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長期的にも溶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，窒素ガス代替注入系により，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，不活性ガスで置換できる設計とするとともに，系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け，可燃性ガスを排出できる設計とすることで，系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は，他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また，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 個設置し，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。 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては，原子炉格納容器が負圧とならないよう，代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用を保安規定に定めて管理する。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規定の圧力まで減圧した場合には，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。 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隔離弁は，遠隔人力操作機構（個数 4）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。 排出経路に設置される隔離弁の電動弁については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から操作が可能な設計とする。 系統内に設ける圧力開放板は，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破裂する設計とする。

変　更　前	変　更　後
	格納容器圧力逃がし装置は，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽から，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フィルタ装置にスクラビング水を補給できる設計とする。 (2)　多様性，位置的分散等 格納容器圧力逃がし装置は，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を輸送できる設計とすることで，残留熱除去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。 格納容器圧力逃がし装置は，排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構を用いた人力による遠隔操作若しくは操作ハンドルを用いた人力による操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，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）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。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に，圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し，原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することで，残留熱除去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位置的分散を図った設計とする。 (3)　独立性 格納容器圧力逃がし装置は，除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって，残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。 4.3　耐圧強化ベント系 (1)　系統構成 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として，耐圧強化ベント系を設ける設計とする。 残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，耐圧強化ベント系は，格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで，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として使用する場合の耐圧強化ベント系は，炉心損傷前に使用するため，排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。 耐圧強化ベント系は，使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより，悪影響を及ぼさない設計とする。 耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。

変　更　前	変　更　後
	耐圧強化ベント系の使用に際しては，代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用を保安規定に定めて管理する。仮に，原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても，原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。 耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は電動弁とし，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により操作が可能な設計とする。 第一弁（Ｓ／Ｃ側），第一弁（Ｄ／Ｗ側）については，遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とし，隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。 耐圧強化ベント系の系統設計流量は 48000 kg/h（1 Pd において）であり，サプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し，いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェル側からの排気では，ドライウェル床面からの高さを確保するとともに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溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。 耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して，設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い，実効線量が 5 mSv 以下であることを確認しており，耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足する設計とする。 耐圧強化ベント系の流路として，設計基準対象施設である非常用ガス処理系排気筒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。 (2)　多様性，位置的分散等 耐圧強化ベント系は，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を輸送できる設計とすることで，残留熱除去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。 耐圧強化ベント系は，排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構を用いた人力による遠隔操作若しくは操作ハンドルを用いた人力による操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，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）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。 耐圧強化ベント系は原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することで，残留熱除去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位置的分散を図った設計とする。 (3)　独立性 耐圧強化ベント系は，除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって，残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。

変　更　前	変　更　後
	4.4　水源，代替水源供給設備 4.4.1　重大事故等の収束に必要となる水源 (1)　系統構成 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な水の量を供給するために必要な重大事故等対処設備として，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備及びサプレッション・チェンバを重大事故等の収束に必要となる水源として設ける設計とする。 また，これら重大事故等の収束に必要となる水源とは別に，代替淡水源として淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）を設ける設計とする。 代替淡水貯槽を水源として重大事故等の対応を実施する際には，西側淡水貯水設備を代替淡水源とし，西側淡水貯水設備を水源として重大事故等の対応を実施する際には，代替淡水貯槽を代替淡水源とする。また，淡水が枯渇した場合に，海を水源として利用できる設計とする。 代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は，想定される重大事故等時において，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置へのスクラビング水補給の水源として使用できる設計とする。 サプレッション・チェンバ（容量 3400 m^3，個数 1）は，想定される重大事故等時において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の水源として使用できる設計とする。 代替淡水源である淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）は，想定される重大事故等時において，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源であるとともに，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置へのスクラビング水補給の水源として使用できる設計とする。 海は，想定される重大事故等時において，淡水が枯渇した場合に，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源として利用できる設計とする。 4.4.2　代替水源供給設備 (1)　系統構成 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備及び海を利用するために必要な設備として，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設ける設計とする。 重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として，可搬型代替注水中型ポンプは，代替淡水源である西側淡水貯水設備，淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を，可搬型代替注水大型ポンプは，淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。

変　更　前	変　更　後
	また，淡水が枯渇した場合に，重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として，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は，海水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。 重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として，可搬型代替注水大型ポンプは，代替淡水源である代替淡水貯槽，淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。 また，淡水が枯渇した場合に，重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ海水を供給するための重大事故等対処設備として，可搬型代替注水大型ポンプは，海水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。 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，空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。 代替水源及び代替淡水源からの移送ルートを確保するとともに，可搬型のホース，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ついては，複数箇所に分散して保管する。
5.　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (1)　系統構成 非常用炉心冷却設備は，工学的安全施設の一設備であって，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び自動減圧系から構成する。これらの各系統は，原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに，サプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内に注水し，又は原子炉蒸気をサプレッション・チェンバのプール水中に逃がし原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより，炉心を冷却し，燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに，燃料の過熱による燃料被覆材の大破損を防ぎ，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，著しく多量の水素を生じない設計とする。 非常用炉心冷却設備は，設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。 非常用炉心冷却設備のうち，サプレッション・チェンバのプール水を水源とする非常用炉心冷却系のポンプは，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「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20・02・12 原院第 5 号（平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により，設計基準事故時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても，正常に機能する能力を有する設計とする。 非常用炉心冷却設備のうち，復水貯蔵タンクを水源とする非常用炉心冷却系のポンプは，復水貯蔵タンクの圧力及び温度により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。	5.　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (1)　系統構成 非常用炉心冷却設備は，工学的安全施設の一設備であって，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び自動減圧系から構成する。これらの各系統は，原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに，サプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内に注水し，又は原子炉蒸気をサプレッション・チェンバのプール水中に逃がし原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより，炉心を冷却し，燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに，燃料の過熱による燃料被覆材の大破損を防ぎ，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，著しく多量の水素を生じない設計とする。 非常用炉心冷却設備は，設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち，サプレッション・チェンバのプール水を水源とする非常用炉心冷却系のポンプは，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「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20・02・12 原院第 5 号（平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により，設計基準事故時又は重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても，正常に機能する能力を有する設計とする。 非常用炉心冷却設備のうち，復水貯蔵タンクを水源とする非常用炉心冷却系のポンプは，復水貯蔵タンクの圧力及び温度により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。

変　更　前	変　更　後
	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち，ほう酸水貯蔵タンク，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，ＳＡ用海水ピットを水源とする非常用炉心冷却系のポンプは，ほう酸水貯蔵タンク，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，ＳＡ用海水ピットの圧力及び温度により，想定される最も小さい有効吸込水頭においても，正常に機能する能力を有する設計とする。
自動減圧系を除く非常用炉心冷却設備については，作動性を確認するため，発電用原子炉の運転中に，テスト・ラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とするとともに，弁については単体で開閉試験ができる設計とする。	自動減圧系を除く非常用炉心冷却設備については，作動性を確認するため，発電用原子炉の運転中に，テスト・ラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とするとともに，弁については単体で開閉試験ができる設計とする。
自動減圧系については，発電用原子炉の運転中に逃がし安全弁の駆動用窒素供給圧力の確認を行うことで，非常用炉心冷却設備の能力の維持状況を確認できる設計とする。なお，発電用原子炉停止中に，逃がし安全弁の作動試験ができる設計とする。	自動減圧系については，発電用原子炉の運転中に逃がし安全弁の駆動用窒素供給圧力の確認を行うことで，非常用炉心冷却設備の能力の維持状況を確認できる設計とする。なお，発電用原子炉停止中に，逃がし安全弁の作動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	5.1　高圧炉心スプレイ系及び低圧炉心スプレイ系
(1)　系統構成	(1)　系統構成
高圧炉心スプレイ系は，原子炉冷却材圧力バウンダリの配管の小破断から最大破断に至るまでの全ての破断に対して専用の非常用電源を有している電動機駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を炉心上部より炉心へスプレイして燃料の過熱を防止する設計とする。	高圧炉心スプレイ系は，原子炉冷却材圧力バウンダリの配管の小破断から最大破断に至るまでの全ての破断に対して専用の非常用電源を有している電動機駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を炉心上部より炉心へスプレイして燃料の過熱を防止する設計とする。
	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。
	高圧炉心スプレイ系の流路として，設計基準対象施設である原子炉圧力容器，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。
低圧炉心スプレイ系は，再循環回路配管の完全破断のような原子炉冷却材喪失時に，非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を炉心上部より炉心にスプレイして，燃料の過熱を防止する設計とする。	低圧炉心スプレイ系は，再循環回路配管の完全破断のような原子炉冷却材喪失時に，非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を炉心上部より炉心にスプレイして，燃料の過熱を防止する設計とする。
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系が使用できる場合は，重大事故等対処設備として使用できる設計とする。
	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起動できない場合の重大事故等対処設備として常設代替交流電源設備を使用し，低圧炉心スプレイ系を復旧できる設計とする。低圧炉心スプレイ系は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，低圧炉心スプレイ系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へスプレイすることで炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は，残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。
	低圧炉心スプレイ系の流路として，設計基準対象施設である原子炉圧力容器，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

変　更　前	変　更　後
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の重大事故等対処設備として，高圧炉心スプレイ系注入弁及び低圧炉心スプレイ系注入弁は，現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。 なお，設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系注入弁及び低圧炉心スプレイ系注入弁は，重大事故等対処設備として使用することから，重大事故等対処設備としての設計を行う。 (2)　多様性，位置的分散等 高圧炉心スプレイ系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・チェンバは，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2　多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。 5.2　原子炉隔離時冷却系 (1)　系統構成 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備として，設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない，かつ，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に，原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できる設計とする。 原子炉隔離時冷却系は，全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても，現場で弁を人力操作することにより起動し，蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり，発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお，人力による措置は容易に行える設計とする。 全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は，所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する設計とする。 原子炉隔離時冷却系は，常設代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 原子炉隔離時冷却系の流路として，設計基準対象施設である原子炉圧力容器及び炉心支持構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

変　更　前	変　更　後
	(2)　多様性，位置的分散等 原子炉隔離時冷却系ポンプは，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2　多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。
5.3　低圧注水系 (1)　系統構成 残留熱除去系（低圧注水系）は，炉心スプレイ系とは独立して，再循環回路の完全破断のような原子炉冷却材喪失時に，非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を炉心内に注水し，炉心を水浸けにすることにより，燃料の過熱を防止する設計とする。	5.3　低圧注水系 (1)　系統構成 残留熱除去系（低圧注水系）は，炉心スプレイ系とは独立して，再循環回路の完全破断のような原子炉冷却材喪失時に，非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を炉心内に注水し，炉心を水浸けにすることにより，燃料の過熱を防止する設計とする。 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）が使用できる場合は，重大事故等対処設備として使用できる設計とする。 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，残留熱除去系（低圧注水系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（低圧注水系）を復旧できる設計とする。残留熱除去系（低圧注水系）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は，残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。 残留熱除去系（低圧注水系）の流路として，設計基準対象施設である原子炉圧力容器，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。 (2)　多様性，位置的分散等 残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため， 重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2　多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。
	5.4　ほう酸水注入系 (1)　系統構成 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち，事象進展抑制のための設備として，ほう酸水注入系を設ける設計とする。 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として，ほう酸水注入系は，ほう酸水注入ポンプにより，

変　更　前	変　更　後
	ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで，重大事故等の進展を抑制できる設計とする。 　ほう酸水注入系の流路として，設計基準対象施設である原子炉圧力容器，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。 5.5　高圧代替注水系 (1)　系統構成 　原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備として，高圧代替注水系を設ける設計とする。また，設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない，かつ，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に，高圧代替注水系を現場操作により起動できる設計とする。 　高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として，高圧代替注水系は，蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を高圧炉心スプレイ系等を経由して，原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 　高圧代替注水系は，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし，中央制御室からの操作が可能な設計とする。 　高圧代替注水系は，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても，現場での人力による弁の操作により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり，発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお，人力による措置は容易に行える設計とする。 　高圧代替注水系の流路として，設計基準対象施設である原子炉圧力容器及び炉心支持構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。 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 　原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備として，炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための低圧代替注水系（常設）を設ける設計とする。

変　更　前	変　更　後
	残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合並びに全交流動力電源喪失又は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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合の重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（常設）は，常設低圧代替注水系ポンプにより，代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に，溶融炉心を冷却し，原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（常設）は，常設低圧代替注水系ポンプにより，代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。 発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能が喪失した場合及び発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は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（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（常設）は，常設低圧代替注水系ポンプにより，代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 低圧代替注水系（常設）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 低圧代替注水系（常設）の流路として，設計基準対象施設である原子炉圧力容器，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。 (2)　多様性，位置的分散等 低圧代替注水系（常設）は，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動することで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。 低圧代替注水系（常設）は，代替淡水貯槽を水源とすることで，サプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は，原子炉建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サプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 (3)　独立性 低圧代替注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，低圧代替注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

変　更　前	変　更　後
	低圧代替注水系（常設）は，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有する設計とする。 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，低圧代替注水系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。 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の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（可搬型）を設ける設計とする。 残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合並びに全交流動力電源喪失又は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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合の重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（可搬型）は，可搬型代替注水中型ポンプ（直列２ 台）により西側淡水貯水設備の水を，可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。 炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に，溶融炉心を冷却し，原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（可搬型）は，可搬型代替注水中型ポンプ（直列２ 台）により西側淡水貯水設備の水を，可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。 発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能が喪失した場合及び発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は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（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（可搬型）は，可搬型代替注水中型ポンプ（直列２ 台）により西側淡水貯水設備の水を，可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。 低圧代替注水系（可搬型）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 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より駆動できる設計とする。 低圧代替注水系（可搬型）の流路として，設計基準対象施設である原子炉圧力容器，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

変　更　前	変　更　後
	(2)　多様性，位置的分散等 低圧代替注水系（可搬型）は，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，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空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは，西側淡水貯水設備を水源とすることで，サプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系並びに代替淡水貯槽を水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。また，低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，代替淡水貯槽を水源とすることで，サプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。 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，原子炉建屋及び常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ並びに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。 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 低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 低圧代替注水系（可搬型）は，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，水源から残留熱除去系配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有する設計とする。 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，低圧代替注水系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また，これらの多様性及び位置的分散によって，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は，互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
	5.7　代替循環冷却系 (1)　系統構成 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として，炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合の重大事故等対処設備として代替循環冷却系を設ける設計とする。

変　更　前	変　更　後
	炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合の重大事故等対処設備として代替循環冷却系は，代替循環冷却系ポンプにより，サプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は，残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。 代替循環冷却系は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 代替循環冷却系の流路として，設計基準対象施設である残留熱除去系ポンプ，原子炉圧力容器，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。 5.8　水源，代替水源供給設備 5.8.1　重大事故等の収束に必要となる水源 (1)　系統構成 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な水の量を供給するために必要な重大事故等対処設備として，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，サプレッション・チェンバ及びほう酸水貯蔵タンクを重大事故等の収束に必要となる水源として設ける設計とする。 また，これら重大事故等の収束に必要となる水源とは別に，代替淡水源として淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）を設ける設計とする。 代替淡水貯槽を水源として重大事故等の対応を実施する際には，西側淡水貯水設備を代替淡水源とし，西側淡水貯水設備を水源として重大事故等の対応を実施する際には，代替淡水貯槽を代替淡水源とする。また，淡水が枯渇した場合に，海を水源として利用できる設計とする。 代替淡水貯槽は，想定される重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の水源として使用できる設計とする。 西側淡水貯水設備は，想定される重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）の水源として使用できる設計とする。 サプレッション・チェンバ（容量 3400 m^3，個数 1）は，想定される重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系，代替循環冷却系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の水源として使用できる設計とする。 ほう酸水貯蔵タンクは，想定される重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として使用できる設計とする。

変　更　前	変　更　後
	代替淡水源である淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）は，想定される重大事故等時において，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源として使用できる設計とする。 海は，想定される重大事故等時において，淡水が枯渇した場合に，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源であるとともに，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）の水源として利用できる設計とする。 5.8.2　代替水源供給設備 (1)　系統構成 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備及び海を利用するために必要な設備として，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設ける設計とする。 重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として，可搬型代替注水中型ポンプは，代替淡水源である西側淡水貯水設備，淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を，可搬型代替注水大型ポンプは，淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。 また，淡水が枯渇した場合に，重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として，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は，海水を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。 重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として，可搬型代替注水大型ポンプは，代替淡水源である代替淡水貯槽，淡水タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンク）の淡水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。 また，淡水が枯渇した場合に，重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ海水を供給するための重大事故等対処設備として，可搬型代替注水大型ポンプは，海水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。 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，空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。 代替水源及び代替淡水源からの移送ルートを確保するとともに，可搬型のホース，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ついては，複数箇所に分散して保管する。
6.　原子炉冷却材補給設備 6.1　原子炉隔離時冷却系 (1)　系統構成 原子炉隔離時冷却系は，発電用原子炉停止後，何らかの原因で給水が停止した場合等に原子炉水位を	6.　原子炉冷却材補給設備 6.1　原子炉隔離時冷却系 (1)　系統構成 原子炉隔離時冷却系は，発電用原子炉停止後，何らかの原因で給水が停止した場合等に原子炉水位を

変　更　前	変　更　後
維持するため，発電用原子炉で発生する蒸気の一部を用いたタービン駆動のポンプにより，サプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器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設計とする。 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。	維持するため，発電用原子炉で発生する蒸気の一部を用いたタービン駆動のポンプにより，サプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器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設計とする。 原子炉隔離時冷却系は，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間，炉心を冷却する機能を有する設計とする。 インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の重大事故等対処設備として，原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁は，現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。 なお，設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁は，重大事故等対処設備として使用することから，重大事故等対処設備としての設計を行う。
7.　原子炉補機冷却設備 7.1　残留熱除去系海水系 (1)　系統構成 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残留熱除去系海水系は，発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉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した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。 また，津波又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。 残留熱除去系海水系は，残留熱除去系海水系ポンプを設置し残留熱除去系熱交換器に冷却用海水を供給することにより，非常時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも，残留熱除去設備，非常用炉心冷却設備等の機器から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。	7.　原子炉補機冷却設備 7.1　残留熱除去系海水系 (1)　系統構成 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残留熱除去系海水系は，発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉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した熱を，常設代替交流電源設備から電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時を除いて，最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。 また，津波，溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。 残留熱除去系海水系は，残留熱除去系海水系ポンプを設置し残留熱除去系熱交換器に冷却用海水を供給することにより，非常時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも，残留熱除去設備，非常用炉心冷却設備等の機器から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備，最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備，原子炉格納容器内の冷却等のための設備，原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備として，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。 (2)　多様性，位置的分散等 残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系海水系ストレーナは，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を

変　更　前	変　更　後
	適用する。ただし，多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2　多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。 7.2　緊急用海水系 (1)　系統構成 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として，緊急用海水系を設ける設計とする。 残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，緊急用海水系は，サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に，緊急用海水ポンプにて残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで，残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。 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ＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管，ＳＡ用海水ピット，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系ストレーナにより異物を除去し，残留熱除去系熱交換器又は代替燃料プール冷却系熱交換器に海水を送水することで，残留熱除去系熱交換器又は代替燃料プール冷却系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。 緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 (2)　多様性，位置的分散等 緊急用海水系は，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，常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系海水系に対して，多様性を有する設計とする。また，緊急用海水系は，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して，除熱手段の多様性を有する設計とする。 緊急用海水系は，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，海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ，原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 (3)　独立性 緊急用海水系は，電源の多様性及び機器の位置的分散により，残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。
8.　原子炉冷却材浄化設備 8.1　原子炉冷却材浄化系 (1)　系統構成 原子炉冷却材浄化系は，原子炉冷却材の純度を高く保つために設置するもので，原子炉冷却材再循環	8.　原子炉冷却材浄化設備 変更なし

変　更　前	変　更　後
系配管から冷却材を一部取り出し，原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器によって浄化脱塩して給水系へ戻すことにより，原子炉冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を発電用原子炉施設の運転に支障を及ぼさない値以下に保つことができる設計とする。 放射性物質を含む原子炉冷却材を，原子炉起動時，停止時及び高温待機時において，原子炉冷却系統外に排出する場合は，原子炉冷却材浄化系により原子炉冷却材を浄化して，液体廃棄物処理系へ導く設計とする。	
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に対して，格納容器床ドレン流量，格納容器機器ドレン流量及び原子炉格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射能の測定により検出する装置を設ける設計とする。 このうち，漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいに対しては，格納容器床ドレン流量により１時間以内に 0.23　m^3/h の漏えい量を検出する能力を有する設計とするとともに，自動的に中央制御室に警報を発信する設計とする。また，測定値は，中央制御室に指示する設計とする。 格納容器床ドレン流量計は，格納容器床ドレンサンプから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへのドレン配管に設ける設計とする。 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，格納容器床ドレンサンプへ流入した後，原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへのドレン配管を通ることにより，格納容器床ドレン流量計にて検出できる設計とする。 格納容器床ドレン流量計が故障した場合は，これと同等の機能を有するドライウェルエアークーラードレン流量計及び核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタにより，漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいを検知可能な設計とする。	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に対して，格納容器床ドレン流量，格納容器機器ドレン流量及び原子炉格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射能の測定により検出する装置を設ける設計とする。 このうち，漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいに対しては，格納容器床ドレン流量により１時間以内に 0.23　m^3/h の漏えい量を検出する能力を有する設計とするとともに，自動的に中央制御室に警報を発信する設計とする。また，測定値は，中央制御室に指示する設計とする。 格納容器床ドレン流量計は，格納容器床ドレンサンプから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへのドレン配管に設ける設計とする。 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，格納容器床ドレンサンプへ流入した後，導入管及び原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへのドレン配管を通ることにより，格納容器床ドレン流量計にて検出できる設計とする。 格納容器床ドレンサンプの水位は，通常運転中ドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水が流入することで，常時導入管高さ（1 m）に維持可能な設計とする。格納容器床ドレンサンプの水位が低下していると想定される場合には，水張りを実施することで，常時導入管高さ（1 m）に維持可能な設計とする。 また，格納容器床ドレンサンプ水位維持を確認することを保安規定に定めて管理する。 格納容器床ドレン流量計が故障した場合は，これと同等の機能を有するドライウェルエアークーラードレン流量計及び核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタにより，漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいを検知可能な設計とする。
10.　流体振動等による損傷の防止 原子炉冷却系統，原子炉冷却材浄化系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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。	10.　流体振動等による損傷の防止 原子炉冷却系統，原子炉冷却材浄化系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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。 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」（ＪＳＭＥ　Ｓ　０１２）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。 温度差のある流体の混合等で生じる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は，日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（ＪＳＭＥ　Ｓ　０１７）の規定に基づく手法

変　更　前	変　更　後
	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（1／48）

			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 ～ 再循環系ポンプ吸込管分岐点	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			再循環系ポンプ吸込管分岐点 ～ 弁 B35-F023A	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			原子炉圧力容器 ～ 弁 B35-F023B	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 B35-F023A，B ～ 再循環系ポンプA，B	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			再循環系ポンプA，B ～ 弁 B35-F067A，B	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 B35-F067A，B ～ 再循環系ポンプA，B吐出管合流点	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			再循環系ポンプA，B吐出管合流点 ～ 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 ～ 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	ＳＡクラス２
			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			－	－
		主蒸気流量制限器	流出制限器	S	－	－		変更なし			－	－
		安全弁及び逃がし弁	B22-F013D，E，J，M，N，P，U	S	－	－		変更なし			常設耐震／防止	－

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（2／48）

			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	安全弁及び逃がし弁	B22-F013A，G，S，V	S	－	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	－
			B22-F013B，C，F，H，K，L，R	S	－	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	－
		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 ～ A系統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	ＳＡクラス２
			原子炉圧力容器 ～ 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	ＳＡクラス２
			原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点 ～ B系統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	ＳＡクラス２
			原子炉圧力容器 ～ C 系統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	ＳＡクラス２
			原子炉圧力容器 ～ D 系統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	ＳＡクラス２
			A，B，C，D 系統逃がし安全弁分岐点 ～ 弁 B22-F028	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			主蒸気管 ～ 弁 B22-F013D，E，J，M，N，P，U	S	クラス１	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			主蒸気管 ～ 弁 B22-F013B，C，F，H，K，L，R	S	クラス１	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			主蒸気管 ～ 弁 B22-F013A，G，S，V	S	クラス１	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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（3／48）

			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	弁 B22-F013D，E，J，M，N，P，U ～ クエンチャ	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 B22-F013B，C，F，H，K，L，R ～ 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	ＳＡクラス２
			弁 B22-F013A，G，S，V ～ 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	ＳＡ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	ＳＡクラス２
			弁 B22-F036 及び逃がし安全弁制御用アキュムレータ ～ 弁 B22-F013D，E，J，M，N，P，U，B，C，F，H，K，L，R，A，G，S，V	Ｓ	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 B22-F040 ～ 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 ～ 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			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			アキュムレータ窒素供給配管分岐点 ～ 弁B22-F013B，C，F，H，K，L，R	Ｓ	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			弁 B22-F028 ～ 弁 B22-F098	Ｓ	クラス２	－		変更なし			－	－
			弁 B22-F098 ～ 主蒸気ヘッダ	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（4／48）

			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	主蒸気ヘッダ ～ 高圧タービン主塞止弁	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			主蒸気ヘッダ ～ 蒸気式空気抽出器駆動蒸気分岐点	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			蒸気式空気抽出器駆動蒸気分岐点 ～ バイパスチェスト	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			蒸気式空気抽出器駆動蒸気分岐点 ～ 弁 6-7V31A，B及び弁 6-7V32A，B	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			バイパスチェスト ～ タービンバイパス減圧管	Ｂ－１	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	復水脱塩塔出口弁 ～ 復水器水位制御配管分岐点	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			復水器水位制御配管分岐点 ～ 制御棒駆動水配管分岐点	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			制御棒駆動水配管分岐点 ～ 弁 7-18V562	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			復水器水位制御配管分岐点 ～ 高圧復水ポンプ	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			高圧復水ポンプ ～ タービン及び電動機駆動原子炉給水ポンプ	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			タービン駆動原子炉給水ポンプ ～ 原子炉給水ポンプ出口ヘッダ合流点	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（5／48）

設備区分	系統名	機器区分	変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 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	電動機駆動原子炉給水ポンプ ～ 原子炉給水ポンプ出口ヘッダ合流点	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			原子炉給水ポンプ出口ヘッダ ～ 第１給水加熱器	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			第１給水加熱器 ～ 弁 B22-F065A，B	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 B22-F065A，B ～ 弁 B22-F032A，B	Ｓ	クラス２	－		変更なし			－	－
			弁 B22-F032A，B ～ 弁 B22-F010A，B	Ｓ	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 B22-F010A，B ～ 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			－	－

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（6／48）

設備区分	系統名	機器区分	変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	復水脱塩系	主配管	復水脱塩塔入口弁 ～ 復水脱塩系脱塩器	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			復水脱塩系脱塩器 ～ 復水脱塩塔出口弁	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 ～ 第２給水加熱器	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			第１給水加熱器ドレン管 ～ 弁 LCV-5-11.54A，B，C	Ｂ－１	クラス３	－		－*2				
			第２給水加熱器 ～ 第３給水加熱器	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			第２給水加熱器ドレン管 ～ 弁 LCV-5-12.54A，B，C	Ｂ－１	クラス３	－		－*2				
			第３給水加熱器 ～ 第４給水加熱器	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			第３給水加熱器ドレン管 ～ 弁 LCV-5-13.54A，B，C	Ｂ－１	クラス３	－		－*2				
			第４給水加熱器 ～ 第５給水加熱器	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			第４給水加熱器ドレン管 ～ 弁 LCV-5-14.54A，B，C	Ｂ－１	クラス３	－		－*2				
			第５給水加熱器 ～ ドレンポンプ	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（7／48）

			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５給水加熱器ドレン管 ～ 弁 LCV-5-15.54A，B，C	Ｂ－１	クラス３	－		－*2				
			ドレンポンプ ～ 第６給水加熱器	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			第６給水加熱器 ～ 弁 LCV-5-16.53A，B，C	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			第６給水加熱器 ～ 弁 LCV-5-16.54A，B，C	Ｂ－１	クラス３	－		－*2				
			湿分分離器ドレンタンク出口第３給水加熱器側逆止弁 ～ 第３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（8／48）

			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	抽気系	主配管	弁 RCV 6-2-11-50A，B，C ～ 第１給水加熱器（3系列）	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 RCV 6-2-12-50A，B，C ～ 第２給水加熱器（3系列）	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 RCV 6-2-13-50A，B，C ～ 第３給水加熱器（3系列）	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 RCV 6-2-14-50A，B，C ～ 第４給水加熱器（3系列）	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 RCV 6-2-15-50A，B，C ～ 第５給水加熱器（3 系列）	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			低圧タービン ～ 第６給水加熱器（主復水器内抽気管）	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 6-2V21 ～ 原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－

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（9／48）

			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	主蒸気隔離弁漏えい抑制系	主配管	弁 B22-F028 ～ 低圧マニホールドＢ入口配管分岐点 ～ サプレッション・チェンバ	S	クラス２ クラス３	－		変更なし			－	－
			低圧マニホールドＢ入口配管分岐点 ～ 弁 E32-F002E，F，G，H	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			弁 B22-F028 と弁 B22-F098 間の主蒸気管 ～ 低圧マニホールドＡ入口配管分岐点 ～ サプレッション・チェンバ	S	クラス２ クラス３	－		変更なし			－	－
			低圧マニホールドＡ入口配管分岐点 ～ 弁 E32-F002A，B，C，D	S	クラス２	－		変更なし			－	－
残留熱除去設備	残留熱除去系	熱交換器	残留熱除去系熱交換器	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡ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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			残留熱除去系ポンプＢ	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡ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			常設耐震／防止	ＳＡ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			常設耐震／防止	ＳＡ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			常設耐震／防止	－
			E12-F025A	S	－	－		変更なし			常設耐震／防止	－
			E12-F025B	S	－	－		変更なし			常設耐震／防止	－
			E12-F025C	S	－	－		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（10／48）

			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	安全弁及び逃がし弁	E12-FF028	S	－	－		変更なし			常設耐震／防止	－
		主要弁	E12-F008	S	クラス２	－		変更なし		クラス１	－	－
			E12-F009	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			E12-F050A	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			E12-F050B	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			E12-F053A，B	S	クラス２	－		変更なし		クラス１	－	－
			E12-F041A，B，C	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			E12-F042A，B，C	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			E12-F023	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			E12-F027A，B	S	クラス２	－		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			－	－
		主配管	残留熱除去系ストレーナA ～ サプレッション・チェンバ	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			残留熱除去系ストレーナB ～ サプレッション・チェンバ	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			残留熱除去系ストレーナC ～ 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 ～ 弁 E12-F004A	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡ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（11／48）

			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 ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			残留熱除去系ポンプA吸込管合流点 ～ 残留熱除去系ポンプA	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			サプレッション・チェンバ ～ 弁 E12-F004B	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 E12-F004B ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			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B	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			再循環系ポンプ吸込管分岐点 ～ 弁 E12-F009	S	クラス１	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 E12-F009 ～ 弁 E12-F008	S	クラス２	－		変更なし		クラス１	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 E12-F008 ～ 原子炉停止時冷却系配管分岐点	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			残留熱除去系ポンプC吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系ポンプC吸込管合流点	S	クラス２	－		－*2				
			残留熱除去系ポンプA ～ 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			常設耐震／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 ～ 残留熱除去系熱交換器A	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			残留熱除去系ポンプB ～ 残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡ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（12／48）

			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	残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器B	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			残留熱除去系熱交換器A ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			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A出口管合流点	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			残留熱除去系熱交換器A出口管合流点 ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点 ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点 ～ A系統テスト配管分岐点	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			A系統テスト配管分岐点 ～ 低圧代替注水系残留熱除去系配管A系合流点	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			低圧代替注水系残留熱除去系配管A系合流点 ～ A系統原子炉注水管分岐点	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			A系統原子炉注水管分岐点 ～ 格納容器スプレイヘッダA（ドライウェル側）	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			残留熱除去系熱交換器B ～ B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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			B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出口管合流点	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			残留熱除去系熱交換器B出口管合流点 ～ 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			常設耐震／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 ～ B系統テスト配管分岐点	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡ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（13／48）

			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系統テスト配管分岐点 ～ B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			常設耐震／防止	ＳＡ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 ～ 低圧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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			低圧代替注水系残留熱除去系配管B系合流点 ～ 格納容器スプレイヘッダB（ドライウェル側）	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／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 ～ 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 ～ 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			－	－
			サプレッション・チェンバ ～ 弁 E12-F004C	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			弁 E12-F004C ～ 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 ～ 残留熱除去系ポンプC	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			残留熱除去系ポンプC ～ 低圧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			－	－
			低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点 ～ C系統低圧注水系配管分岐点	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			C系統低圧注水系配管分岐点 ～ 弁 E12-F042C	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			A系統テスト配管分岐点 ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡ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（14／48）

			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	A系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点 ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			A系統代替循環冷却系テスト配管合流点 ～ サプレッション・チェンバ	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			B系統テスト配管分岐点 ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点 ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ B系統低圧注水系配管分岐点	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			B系統低圧注水系配管分岐点 ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			B系統代替循環冷却系テスト配管合流点 ～ サプレッション・チェンバ	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			C系統低圧注水系配管分岐点 ～ C系統低圧注水系配管合流点	S	クラス２	－		－*2				
			A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点 ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			A系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	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 ～ 弁 E12-F042A	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			B系統低圧注水系配管分岐点 ～ 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 ～ 弁 E12-F053A	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡ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（15／48）

			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系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ 弁 E12-F053B	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡ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 ～ 格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡ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 ～ 格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 E12-F042A ～ 弁 E12-F041A	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 E12-F041A ～ 原子炉圧力容器	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 E12-F042B ～ 弁 E12-F041B	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 E12-F041B ～ 原子炉圧力容器	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 E12-F042C ～ 弁 E12-F041C	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 E12-F041C ～ 原子炉圧力容器	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 E12-F053A ～ 弁 E12-F050A	S	クラス２	－		変更なし		クラス１	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 E12-F050A ～ 再循環系ポンプA吐出管合流点	S	クラス１	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 E12-F053B ～ 弁 E12-F050B	S	クラス２	－		変更なし		クラス１	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 E12-F050B ～ 再循環系ポンプB吐出管合流点	S	クラス１	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡ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（16／48）

			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 G41-F016 ～ 燃料プール冷却浄化系配管合流点	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			B系統燃料プール冷却浄化系配管分岐点 及びA系統燃料プール冷却浄化系配管分岐点 ～ 弁 G41-F036	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			A系統原子炉注水管分岐点 ～ 残留熱除去系原子炉注水管合流点	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			－					原子炉圧力容器 ～ 再循環系ポンプ吸込管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								再循環系ポンプA，B吐出管合流点 ～ マニホールド管	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								マニホールド管	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								マニホールド管 ～ ジェットポンプへの供給管	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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	ＳＡクラス２
								格納容器スプレイヘッダB （ドライウェル側）	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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）	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-11A	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-11B	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（17／48）

			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	－					原子炉格納容器配管貫通部X-19A*5	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-19B*5	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-20*5	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-25A	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-25B	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-32	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-35	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-47	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-48	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
	格納容器圧力逃がし装置	ポンプ	－					可搬型代替注水大型ポンプ	－	－	可搬／防止	ＳＡクラス３
								可搬型代替注水中型ポンプ	－	－	可搬／防止	ＳＡクラス３
		主要弁	－					SA14-F001A，B	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								2-26B-10	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								2-26B-12	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２

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（18／48）

			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	－					原子炉格納容器 ～ 弁2-26B-12	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁2-26B-12 ～ 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	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器 ～ 弁2-26B-10	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁2-26B-10 ～ 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	ＳＡ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 ～ 窒素排気管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								窒素排気管合流点 ～ 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	ＳＡ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 ～ 耐圧強化ベント系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								耐圧強化ベント系配管分岐点 ～ 格納容器圧力逃がし装置配管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								格納容器圧力逃がし装置配管分岐点 ～ フィルタ装置	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								フィルタ装置 ～ 排気管	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（19／48）

			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	－					フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口 ～ フィルタ装置	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								格納容器圧力逃がし装置送水用20mホース	－	－	可搬／防止	ＳＡクラス３
								原子炉格納容器配管貫通部X-79	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-3	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								取水用5mホース	－	－	可搬／防止	ＳＡクラス３
								送水用5m，10m，50mホース	－	－	可搬／防止	ＳＡクラス３
	耐圧強化ベント系	主配管	－					耐圧強化ベント系配管分岐点 ～ 格納容器圧力逃がし装置配管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								格納容器圧力逃がし装置配管分岐点 ～ 耐圧強化ベント系配管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器 ～ 弁 2-26B-12	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器 ～ 弁 2-26B-10	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（20／48）

			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	－					弁 2-26B-12 ～ 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	ＳＡクラス２
								弁 2-26B-10 ～ 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	ＳＡ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 ～ 窒素排気管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								窒素排気管合流点 ～ 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	ＳＡ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 ～ 耐圧強化ベント系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								耐圧強化ベント系配管合流点 ～ 非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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 ～ 非常用ガス処理系排気筒接続部	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-3	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-79	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（21／48）

			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	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	ＳＡクラス３
								可搬型代替注水中型ポンプ	－	－	可搬／防止	ＳＡクラス３
		主配管	－					取水用5mホース	－	－	可搬／防止	ＳＡクラス３
								送水用5m，10m，50mホース	－	－	可搬／防止	ＳＡ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（22／48）

			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	ポンプ	高圧炉心スプレイ系ポンプ	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡ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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
		安全弁及び逃がし弁	E22-F014	S	－	－		変更なし			常設耐震／防止	－
			E22-F035	S	－	－		変更なし			常設耐震／防止	－
		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			－	－
		主配管	高圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ サプレッション・チェンバ	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			サプレッション・チェンバ ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点 ～ 補給水系配管合流点	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			補給水系配管合流点 ～ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			高圧炉心スプレイ系ポンプ ～ 弁 E22-F004	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 E22-F004 ～ 弁 E22-F005	S	クラス１	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 E22-F005 ～ 原子炉圧力容器	S	クラス１	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 E22-F001 ～ 補給水系配管合流点	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			－					原子炉格納容器配管貫通部X-6*5	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-31	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（23／48）

			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			常設耐震／防止	ＳＡ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			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
		安全弁及び逃がし弁	E21-F018	S	－	－		変更なし			常設耐震／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	低圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ サプレッション・チェンバ	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			サプレッション・チェンバ ～ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			低圧炉心スプレイ系ポンプ ～ 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			常設耐震／防止	ＳＡ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 ～ 弁 E21-F005	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 E21-F005 ～ 弁 E21-F006	S	クラス１	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 E21-F006 ～ 原子炉圧力容器	S	クラス１	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			－					原子炉格納容器配管貫通部X-8*5	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-34	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（24／48）

			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	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
		ろ過装置	－					原子炉隔離時冷却系ストレーナ	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
		安全弁及び逃がし弁	－					E51-F017	－	－	常設耐震／防止	－
		主配管	－					原子炉圧力容器 ～ 原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉隔離時冷却系 主蒸気管分岐点 ～ 弁 E51-F063	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E51-F063 ～ 弁 E51-F064	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E51-F064 ～ 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	ＳＡ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 ～ 弁 E51-F045	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E51-F045 ～ 原子炉隔離時冷却系タービン	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								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排気管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点 ～ 弁 E51-F068	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E51-F068 ～ サプレッション・チェンバ	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（25／48）

			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ストレーナ ～ サプレッション・チェンバ	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								サプレッション・チェンバ ～ 補給水系配管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								補給水系配管合流点 ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉隔離時冷却系ポンプ ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点 ～ 残留熱除去系原子炉注水管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系原子炉注水管合流点 ～ 弁 E51-F065	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E51-F065 ～ 弁 E51-F066	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E51-F066 ～ 原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-2*5	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-4	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-21*5	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-33	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（26／48）

			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	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ポンプB	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ポンプC	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ストレーナB	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ストレーナC	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
		安全弁及び逃がし弁	－					E12-F025A	－	－	常設耐震／防止	－
								E12-F025B	－	－	常設耐震／防止	－
								E12-F025C	－	－	常設耐震／防止	－
		主配管	－					残留熱除去系ストレーナA ～ サプレッション・チェンバ	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ストレーナB ～ サプレッション・チェンバ	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ストレーナC ～ サプレッション・チェンバ	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								サプレッション・チェンバ ～ 弁 E12-F004A	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E12-F004A ～ 残留熱除去系ポンプA吸込管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ポンプA吸込管合流点 ～ 残留熱除去系ポンプA	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（27／48）

			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	－					サプレッション・チェンバ ～ 弁 E12-F004B	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E12-F004B ～ 残留熱除去系ポンプB吸込管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								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B	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ポンプA ～ 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	ＳＡクラス２
								残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ポンプB ～ 残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								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B	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系熱交換器A ～ 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	ＳＡクラス２
								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A出口管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系熱交換器A出口管合流点 ～ 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	ＳＡ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（28／48）

			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	－					A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点 ～ A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系熱交換器B ～ 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	ＳＡクラス２
								B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出口管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系熱交換器B出口管合流点 ～ 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	ＳＡクラス２
								B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点 ～ B系統テスト配管分岐点	－	－	常設耐震／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 ～ 残留熱除去系熱交換器A出口管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								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B出口管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								サプレッション・チェンバ ～ 弁 E12-F004C	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E12-F004C ～ 残留熱除去系ポンプC吸込管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（29／48）

			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C吸込管合流点 ～ 残留熱除去系ポンプC	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ポンプC ～ 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	ＳＡクラス２
								低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点 ～ C系統低圧注水系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								C系統低圧注水系配管分岐点 ～ 弁 E12-F042C	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								B系統テスト配管分岐点 ～ 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	ＳＡクラス２
								B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点 ～ B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ B系統低圧注水系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点 ～ A系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								A系統原子炉停止時冷却系 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	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（30／48）

			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	－					A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点 ～ 弁 E12-F042A	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								B系統低圧注水系配管分岐点 ～ 弁 E12-F042B	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E12-F042A ～ 弁 E12-F041A	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E12-F041A ～ 原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E12-F042B ～ 弁 E12-F041B	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E12-F041B ～ 原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E12-F042C ～ 弁 E12-F041C	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E12-F041C ～ 原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-32	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-35	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-36	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-12A	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-12B	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-12C	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（31／48）

			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	ポンプ	－					ほう酸水注入ポンプ	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
		容器	－					ほう酸水貯蔵タンク	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
		安全弁及び逃がし弁	－					C41-F029A，B	－	－	常設／緩和	－
		主配管	－					ほう酸水貯蔵タンク ～ ほう酸水注入ポンプ （連絡配管含む）	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								ほう酸水注入ポンプ ～ 弁 C41-F004A，B （連絡配管含む）	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								弁 C41-F004A，B ～ 原子炉圧力容器	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-13*5	－	－	常設／緩和	ＳＡ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	ＳＡ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	ＳＡクラス２
		主配管	－					原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点 ～ 常設高圧代替注水系タービン	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								常設高圧代替注水系タービン ～ 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	ＳＡクラス２
								高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点 ～ 常設高圧代替注水系ポンプ	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								常設高圧代替注水系ポンプ ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（32／48）

			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 ～ 原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点 ～ 弁 E51-F063	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E51-F063 ～ 弁 E51-F064	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E51-F064 ～ 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	ＳＡクラス２
								原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点 ～ 弁 E51-F068	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E51-F068 ～ サプレッション・チェンバ	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点 ～ 残留熱除去系 原子炉注水管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								残留熱除去系原子炉注水管合流点 ～ 弁 E51-F065	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E51-F065 ～ 弁 E51-F066	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								弁 E51-F066 ～ 原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								高圧炉心スプレイ系ストレーナ ～ サプレッション・チェンバ	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（33／48）

			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	－					サプレッション・チェンバ ～ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-2	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-4	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-21	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-31	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
	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	ＳＡクラス２
								可搬型代替注水大型ポンプ	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡクラス３
								可搬型代替注水中型ポンプ	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡクラス３
		貯蔵槽	－					代替淡水貯槽	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								西側淡水貯水設備	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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 ～ 常設低圧代替注水系ポンプ	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								常設低圧代替注水系ポンプ ～ 低圧代替注水系配管合流点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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（34／48）

			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	－					低圧代替注水系配管合流点 ～ 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	ＳＡクラス２
								代替格納容器スプレイ冷却系配管B系分岐点 ～ 格納容器下部注水系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								格納容器下部注水系配管分岐点 ～ 代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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 ～ 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	ＳＡクラス２
								原子炉建屋西側接続口 ～ 高所接続口配管合流点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								高所接続口配管合流点 ～ 低圧代替注水系配管合流点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								原子炉建屋東側接続口 ～ 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	ＳＡ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 ～ 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	ＳＡクラス２
								高所西側接続口 及び高所東側接続口 ～ 高所接続口配管合流点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								低圧代替注水系残留熱除去系配管C系合流点 ～ C系統低圧注水系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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（35／48）

			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	－					C系統低圧注水系配管分岐点 ～ 弁 E12-F042C	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								弁 E12-F042C ～ 弁 E12-F041C	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								弁 E12-F041C ～ 原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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 ～ 弁 E21-F005	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								弁 E21-F005 ～ 弁 E21-F006	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								弁 E21-F006 ～ 原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-8	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-12C	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								取水用5mホース	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡクラス３
								送水用5m，10m，50mホース	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡ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（36／48）

			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	ＳＡクラス２
		ろ過装置	－					残留熱除去系ストレーナA	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ストレーナB	－	－	常設／緩和	ＳＡ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	－
		主配管	－					A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点 ～ 代替循環冷却系ポンプA	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								代替循環冷却系ポンプA ～ 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	ＳＡ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 ～ 代替循環冷却系 テスト配管A系分岐点	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								代替循環冷却系 テスト配管A系分岐点 ～ A系統代替循環冷却系 原子炉注水配管合流点	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								B系統代替循環冷却系ポンプ 吸込管分岐点 ～ 代替循環冷却系ポンプB	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								代替循環冷却系ポンプB ～ 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	ＳＡ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（37／48）

			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	－					代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管B系分岐点 ～ 代替循環冷却系テスト配管B系分岐点	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								代替循環冷却系テスト配管B系分岐点 ～ B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ストレーナA ～ サプレッション・チェンバ	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ストレーナB ～ サプレッション・チェンバ	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								サプレッション・チェンバ ～ 弁 E12-F004A	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								弁 E12-F004A ～ 残留熱除去系ポンプA吸込管合流点	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ポンプA吸込管合流点 ～ 残留熱除去系ポンプA	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								サプレッション・チェンバ ～ 弁 E12-F004B	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								弁 E12-F004B ～ 残留熱除去系ポンプB 吸込管合流点	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								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B	－	－	常設／緩和	ＳＡ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（38／48）

			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	－					残留熱除去系ポンプA ～ 残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								残留熱除去系ポンプB ～ 残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								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B	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								残留熱除去系熱交換器A ～ A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								残留熱除去系熱交換器B ～ B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点 ～ B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ B系統低圧注水系配管分岐点	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								A系統代替循環冷却系 原子炉注水配管合流点 ～ 弁 E12-F042A	－	－	常設／緩和	ＳＡ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（39／48）

			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系統低圧注水系配管分岐点 ～ 弁 E12-F042B	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								弁 E12-F042A ～ 弁 E12-F041A	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								弁 E12-F041A ～ 原子炉圧力容器	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								弁 E12-F042B ～ 弁 E12-F041B	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								弁 E12-F041B ～ 原子炉圧力容器	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-35	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-32	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-12A*5	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
								原子炉格納容器配管貫通部X-12B*5	－	－	常設／緩和	ＳＡ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	ＳＡクラス３
								可搬型代替注水中型ポンプ	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡクラス３
		貯蔵槽	－					代替淡水貯槽	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								西側淡水貯水設備	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
		主配管	－					取水用5mホース	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡクラス３
								送水用5m，10m，50mホース	－	－	可搬／防止 可搬／緩和	ＳＡ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（40／48）

			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 ～ 弁 E51-F063	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 E51-F063 ～ 弁 E51-F064	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 E51-F064 ～ 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 ～ 弁 E51-F045	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			弁 E51-F045 ～ 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 ～ 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 ～ 弁 E51-F068	S	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 E51-F068 ～ サプレッション・チェンバ	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（41／48）

			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ストレーナ ～ 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 ～ 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 ～ 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ポンプ ～ 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 ～ 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 ～ 弁 E51-F065	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			弁 E51-F065 ～ 弁 E51-F066	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 E51-F066 ～ 原子炉圧力容器	S	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 E51-F010 ～ 補給水系配管合流点	S	クラス２	－		変更なし			－	－
	補給水系	ポンプ	復水移送ポンプ	B	Non*3	－		変更なし			－	－
		容器	復水貯蔵タンク	B－１	クラス２	－		変更なし			－	－
		主配管	復水貯蔵タンク ～ 復水移送ポンプ	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（42／48）

			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	補給水系	主配管	復水貯蔵タンク ～ 弁 E22-F001 及び弁 E51-F010	Ｂ－１	クラス２	－		変更なし			－	－
			制御棒駆動水配管分岐点 ～ 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配管取合点 （機器ドレン処理系） ～ 復水貯蔵タンク	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			復水移送ポンプ ～ 弁 7-18V25B	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 7-18V562 ～ 復水給水系配管合流点	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			復水貯蔵タンク ～ 復水給水系配管合流点	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			復水給水系配管合流点 ～ 制御棒駆動水配管取合点	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（43／48）

			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	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			－	－
		ポンプ	原子炉補機冷却系ポンプ	B	Non*3	－		変更なし			－	－
		容器	サージタンク	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
		主配管	原子炉補機冷却系ポンプ ～ 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 ～ 原子炉補機冷却系熱交換器	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			サージタンク ～ 原子炉補機冷却系熱交換器入口管合流点	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			原子炉補機冷却系ポンプ出口管分岐点 ～ 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 ～ 原子炉補機冷却系熱交換器入口管合流点	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			原子炉補機冷却系熱交換器 ～ 原子炉補機冷却系ポンプ	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
	補機冷却系海水系	ポンプ	補機冷却系海水系ポンプ	B－1	Non*3	－		変更なし			－	－
		ろ過装置	補機冷却系海水ストレーナ	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
		主配管	補機冷却系海水系ポンプ ～ 補機冷却系海水ストレーナ	B－1	クラス3	－		変更なし			－	－
			補機冷却系海水ストレーナ ～ 弁 7-11W1A，B，C	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（44／48）

			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			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
		主配管	残留熱除去系海水系ポンプA及びC ～ 残留熱除去系海水系ストレーナA	S	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			残留熱除去系海水系ストレーナA ～ A系統緊急用海水系配管合流点	S	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			残留熱除去系海水系ポンプB及びD ～ 残留熱除去系海水系ストレーナB	S	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			残留熱除去系海水系ストレーナB ～ B系統緊急用海水系配管合流点	S	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			A系統緊急用海水系配管合流点 ～ 残留熱除去系熱交換器A	S	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			B系統緊急用海水系配管合流点 ～ 残留熱除去系熱交換器B	S	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			残留熱除去系熱交換器A ～ 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			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			残留熱除去系熱交換器B ～ 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			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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 ～ A系統非常用放出配管分岐点	S	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			A系統非常用放出配管分岐点 ～ 弁 7-12V82A	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（45／48）

			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	弁 7-12V82A ～ 放水路*4	C	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 ～ B系統非常用放出配管分岐点	S	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			B系統非常用放出配管分岐点 ～ 弁 7-12V82B	S	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 7-12V82B ～ 放水路*4	C	クラス３	－		変更なし			－	－
			A系統非常用放出配管分岐点 ～ A系統放水先	S	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
			B系統非常用放出配管分岐点 ～ B系統放水先	S	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
	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	ＳＡ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	ＳＡクラス２
		主配管	－					緊急用海水ポンプ ～ 緊急用海水系ストレーナ	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								緊急用海水系ストレーナ ～ 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	ＳＡクラス２
								代替燃料プール冷却系配管分岐点 ～ 緊急用海水系配管分岐点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								緊急用海水系配管分岐点 ～ A系統緊急用海水系配管合流点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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（46／48）

			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	－					緊急用海水系配管分岐点 ～ B系統緊急用海水系配管合流点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								代替燃料プール冷却系配管分岐点 ～ 代替燃料プール冷却系熱交換器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
								代替燃料プール冷却系熱交換器 ～ 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	ＳＡクラス２
								A系統緊急用海水系配管合流点 ～ 残留熱除去系熱交換器A	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								B系統緊急用海水系配管合流点 ～ 残留熱除去系熱交換器B	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								残留熱除去系熱交換器A ～ 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	ＳＡクラス２
								残留熱除去系熱交換器B ～ 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	ＳＡ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 ～ A系統非常用放出配管分岐点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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 ～ B系統非常用放出配管分岐点	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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（47／48）

			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系統非常用放出配管分岐点 ～ A系統放水先	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
								B系統非常用放出配管分岐点 ～ B系統放水先	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡ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			－	－
		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 ～ 弁 G33-F001	Ｓ	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 G33-F001 ～ 弁 G33-F004	Ｓ	クラス１	－		変更なし			－	－
			弁 G33-F004 ～ 循環ポンプ	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（48／48）

			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	循環ポンプ ～ 再生熱交換器	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			再生熱交換器連結管	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			再生熱交換器 ～ 非再生熱交換器	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			非再生熱交換器連結管	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			非再生熱交換器 ～ 弁 G33-32A，B	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 G33-32A，B ～ 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			－	－
			原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器 ～ 弁 G33-31A，B	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 G33-31A，B ～ 再生熱交換器	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			再生熱交換器 ～ 弁 G33-F040	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 G33-F040 ～ 給水系合流点	Ｓ	クラス２	－		変更なし			－	－
原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置	－	－	格納容器床ドレン流量計*4	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：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：「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。
＊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：格納容器貫通部のうち管を示す。

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

				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*		重大事故等対処設備*		名　　称	設計基準対象施設*		重大事故等対処設備*	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
残留熱除去設備	残留熱除去系	－	原子炉本体 炉心	－					炉心シュラウド	－	－	常設耐震／防止	－
									シュラウドサポート	－	－	常設耐震／防止	－
									上部格子板	－	－	常設耐震／防止	－
									炉心支持板	－	－	常設耐震／防止	－
									中央燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									周辺燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									制御棒案内管	－	－	常設耐震／防止	－
			原子炉本体 原子炉圧力容器	－					原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
									ジェットポンプ	－	－	常設耐震／防止	－
			原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備	－					E12-F042A，B，C	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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	ＳＡクラス２
									原子炉格納容器 （サプレッション・チェンバ）	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（2／10）

				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*		重大事故等対処設備*		名　　称	設計基準対象施設*		重大事故等対処設備*	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
残留熱除去設備	格納容器圧力逃がし装置	－	原子炉格納施設 原子炉格納容器	－					原子炉格納容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
									原子炉格納容器 （サプレッション・チェンバ）	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
		－	原子炉格納施設 圧力低減設備その他安全設備	－					圧力開放板	－	－	常設耐震／防止	－
									フィルタ装置	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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	－					代替淡水貯槽	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
									西側淡水貯水設備	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
	耐圧強化ベント系	－	放射性廃棄物の廃棄施設 気体，液体又は固体廃棄物処理設備	－					非常用ガス処理系排気筒	－	－	常設耐震／防止	－
			原子炉格納施設 原子炉格納容器	－					原子炉格納容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
									原子炉格納容器 （サプレッション・チェンバ）	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			原子炉格納施設 圧力低減設備その他安全設備	－					2-26B-12	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
									2-26B-10	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
	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	－					代替淡水貯槽	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
									西側淡水貯水設備	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（3／10）

				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*		重大事故等対処設備*		名　　称	設計基準対象施設*		重大事故等対処設備*	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧炉心スプレイ系	－	原子炉本体 炉心	－					炉心シュラウド	－	－	常設耐震／防止	－
									シュラウドサポート	－	－	常設耐震／防止	－
									上部格子板	－	－	常設耐震／防止	－
									炉心支持板	－	－	常設耐震／防止	－
									中央燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									周辺燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									制御棒案内管	－	－	常設耐震／防止	－
			原子炉本体 原子炉圧力容器	－					原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
									高圧炉心スプレイスパージャ	－	－	常設耐震／防止	－
									高圧炉心スプレイ配管 （原子炉圧力容器内部）	－	－	常設耐震／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	－					E22-F004	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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 （サプレッション・チェンバ）	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（4／10）

				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*		重大事故等対処設備*		名　　称	設計基準対象施設*		重大事故等対処設備*	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧炉心スプレイ系	－	原子炉本体 炉心	－					炉心シュラウド	－	－	常設耐震／防止	－
									シュラウドサポート	－	－	常設耐震／防止	－
									上部格子板	－	－	常設耐震／防止	－
									炉心支持板	－	－	常設耐震／防止	－
									中央燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									周辺燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									制御棒案内管	－	－	常設耐震／防止	－
			原子炉本体 原子炉圧力容器	－					原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
									低圧炉心スプレイスパージャ	－	－	常設耐震／防止	－
									低圧炉心スプレイ配管 （原子炉圧力容器内部）	－	－	常設耐震／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	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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 （サプレッション・チェンバ）	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（5／10）

				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*		重大事故等対処設備*		名　　称	設計基準対象施設*		重大事故等対処設備*	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	原子炉隔離時冷却系	－	原子炉本体 炉心	－					炉心シュラウド	－	－	常設耐震／防止	－
									シュラウドサポート	－	－	常設耐震／防止	－
									上部格子板	－	－	常設耐震／防止	－
									炉心支持板	－	－	常設耐震／防止	－
									中央燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									周辺燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									制御棒案内管	－	－	常設耐震／防止	－
		－	原子炉本体 原子炉圧力容器	－					原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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 （サプレッション・チェンバ）	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（6／10）

				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*		重大事故等対処設備*		名　　称	設計基準対象施設*		重大事故等対処設備*	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧注水系	－	原子炉本体 炉心	－					炉心シュラウド	－	－	常設耐震／防止	－
									シュラウドサポート	－	－	常設耐震／防止	－
									上部格子板	－	－	常設耐震／防止	－
									炉心支持板	－	－	常設耐震／防止	－
									中央燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									周辺燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									制御棒案内管	－	－	常設耐震／防止	－
			原子炉本体 原子炉圧力容器	－					原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
									残留熱除去系配管 （原子炉圧力容器内部）	－	－	常設耐震／防止	－
			原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備	－					残留熱除去系熱交換器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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 （サプレッション・チェンバ）	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（7／10）

				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*		重大事故等対処設備*		名　　称	設計基準対象施設*		重大事故等対処設備*	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	ほう酸水注入系	－	原子炉本体 炉心	－					炉心シュラウド	－	－	常設／緩和	－
									シュラウドサポート	－	－	常設／緩和	－
									上部格子板	－	－	常設／緩和	－
									炉心支持板	－	－	常設／緩和	－
									中央燃料支持金具	－	－	常設／緩和	－
									周辺燃料支持金具	－	－	常設／緩和	－
									制御棒案内管	－	－	常設／緩和	－
			原子炉本体 原子炉圧力容器	－					原子炉圧力容器	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
									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	ＳＡクラス２
									差圧検出・ほう酸水注入管 （原子炉圧力容器内部）	－	－	常設／緩和	－

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

				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*		重大事故等対処設備*		名　　称	設計基準対象施設*		重大事故等対処設備*	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧代替注水系	－	原子炉本体 炉心	－					炉心シュラウド	－	－	常設耐震／防止	－
									シュラウドサポート	－	－	常設耐震／防止	－
									上部格子板	－	－	常設耐震／防止	－
									炉心支持板	－	－	常設耐震／防止	－
									中央燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									周辺燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									制御棒案内管	－	－	常設耐震／防止	－
			原子炉本体 原子炉圧力容器	－					原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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 （サプレッション・チェンバ）	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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（9／10）

				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*		重大事故等対処設備*		名　　称	設計基準対象施設*		重大事故等対処設備*	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧代替注水系	－	原子炉本体 炉心	－					炉心シュラウド	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
									シュラウドサポート	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
									上部格子板	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
									炉心支持板	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
									中央燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
									周辺燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
									制御棒案内管	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
			原子炉本体 原子炉圧力容器	－					原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	ＳＡクラス２
									低圧炉心スプレイスパージャ	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
									残留熱除去系配管 （原子炉圧力容器内部）	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
									低圧炉心スプレイ配管 （原子炉圧力容器内部）	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－

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

				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*		重大事故等対処設備*		名　　称	設計基準対象施設*		重大事故等対処設備*	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	代替循環冷却系	－	原子炉本体 炉心	－					炉心シュラウド	－	－	常設／緩和	－
									シュラウドサポート	－	－	常設／緩和	－
									上部格子板	－	－	常設／緩和	－
									炉心支持板	－	－	常設／緩和	－
									中央燃料支持金具	－	－	常設／緩和	－
									周辺燃料支持金具	－	－	常設／緩和	－
									制御棒案内管	－	－	常設／緩和	－
			原子炉本体 原子炉圧力容器	－					原子炉圧力容器	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
									残留熱除去系配管 （原子炉圧力容器内部）	－	－	常設／緩和	－
			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	ＳＡクラス２
									残留熱除去系ポンプB	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２
									残留熱除去系熱交換器	－	－	常設／緩和	ＳＡ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 （サプレッション・チェンバ）	－	－	常設／緩和	ＳＡクラス２

注記　＊：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。

(2)　適用基準及び適用規格

変　更　前	変　更　後
第１章　共通項目 原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については，以下の基準及び規格並びに，火災防護設備，浸水防護施設の「(2)　適用基準及び適用規格　第１章　共通項目」に示す。なお，以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については「表１　施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）」に示す。 ・建築基準法（昭和 25 年 5 月 24 日法律第２０１号） 建築基準法施行令（昭和 25 年 11 月 16 日政令第３３８号） 建築基準法施行規則（昭和 25 年 11 月 16 日建設省令第４０号） ・消防法（昭和 23 年 7 月 24 日法律第１８６号） 消防法施行令（昭和 36 年 3 月 25 日政令第３７号） 消防法施行規則（昭和 36 年 4 月 1 日自治省令第６号） ・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） ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第５０１号） ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（平成 6 年通商産業省告示第５０１号） ・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号）	第１章　共通項目 原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については，以下の基準及び規格並びに，火災防護設備，浸水防護施設の「(2)　適用基準及び適用規格　第１章　共通項目」に示す。なお，以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については「表１　施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）」に示す。 ・建築基準法（昭和 25 年 5 月 24 日法律第２０１号） 建築基準法施行令（昭和 25 年 11 月 16 日政令第３３８号） 建築基準法施行規則（昭和 25 年 11 月 16 日建設省令第４０号） ・消防法（昭和 23 年 7 月 24 日法律第１８６号） 消防法施行令（昭和 36 年 3 月 25 日政令第３７号） 消防法施行規則（昭和 36 年 4 月 1 日自治省令第６号） ・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） ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第５０１号） ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（平成 6 年通商産業省告示第５０１号） ・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号）

変　更　前	変　更　後
	・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第１３０６１９４号）
	・原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第１３０６１９９号）
・発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定）	・発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定）
・実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（平成 21・06・25 原院第 1 号平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院制定）	・実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（平成 21・06・25 原院第 1 号平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院制定）
・原子力発電所耐震設計技術指針　重要度分類・許容応力編（ＪＥＡＧ４６０１・補－1984）	・原子力発電所耐震設計技術指針　重要度分類・許容応力編（ＪＥＡＧ４６０１・補－1984）
・原子力発電所耐震設計技術指針（ＪＥＡＧ４６０１－1987）	・原子力発電所耐震設計技術指針（ＪＥＡＧ４６０１－1987）
・原子力発電所耐震設計技術指針（ＪＥＡＧ４６０１－1991 追補版）	・原子力発電所耐震設計技術指針（ＪＥＡＧ４６０１－1991 追補版）
	・乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程（ＪＥＡＣ４６１６－2009）
・原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（ＪＥＡＣ４２０６－2007）	・原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（ＪＥＡＣ４２０６－2007）

変　更　前	変　更　後
・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＡ１－2002　発電用原子力設備規格　維持規格	・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＡ１－2002　発電用原子力設備規格　維持規格
・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＡ１－2008　発電用原子力設備規格　維持規格	・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＡ１－2008　発電用原子力設備規格　維持規格
・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＢ１－2007　発電用原子力設備規格　溶接規格	・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＢ１－2007　発電用原子力設備規格　溶接規格
・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005　発電用原子力設備規格　設計・建設規格	・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005　発電用原子力設備規格　設計・建設規格
・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005/2007　発電用原子力設備規格　設計・建設規格	・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005/2007　発電用原子力設備規格　設計・建設規格
	・【事例規格】過圧防護に関する規定（ＮＣ－ＣＣ－００１）　発電用原子力設備規格　設計・建設規格
・【事例規格】発電用原子力設備における応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（ＮＣ－ＣＣ－００２）発電用原子力設備規格　設計・建設規格	・【事例規格】発電用原子力設備における応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（ＮＣ－ＣＣ－００２）発電用原子力設備規格　設計・建設規格
・土木学会　2002 年　コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕	・土木学会　2002 年　コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕
・土木学会　2002 年　コンクリート標準示方書〔耐震性能照査編〕	・土木学会　2002 年　コンクリート標準示方書〔耐震性能照査編〕
	・土木学会　2007 年　コンクリート標準示方書〔設計編〕
	・土木学会　2012 年　コンクリート標準示方書〔設計編〕
	・土木学会　2005 年　原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル
・日本建築学会　1990 年　建築耐震設計における保有耐力と変形性能	・日本建築学会　1990 年　建築耐震設計における保有耐力と変形性能
	・日本建築学会　1988 年　鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説
・日本建築学会　1999 年　鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説　―許容応力度設計法―	・日本建築学会　1999 年　鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説　―許容応力度設計法―

変　更　前	変　更　後
	・日本建築学会　2010 年　鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説
・日本建築学会　2001 年　鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 －許容応力度設計と保有水平耐力－	・日本建築学会　2001 年　鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 －許容応力度設計と保有水平耐力－
・日本建築学会　2005 年　原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説	・日本建築学会　2005 年　原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説
・日本建築学会　2005 年　鋼構造設計規準　－許容応力度設計法－	・日本建築学会　2005 年　鋼構造設計規準　－許容応力度設計法－
	・日本建築学会　2001 年　建築基礎構造設計指針
	・日本建築学会　2010 年　各種合成構造設計指針・同解説
	・日本建築学会　2005 年　容器構造設計指針・同解説
	・日本建築学会　2010 年　容器構造設計指針・同解説
	・日本建築学会　1980 年　塔状鋼構造設計指針・同解説
	・日本建築学会　2010 年　鋼構造限界状態設計指針・同解説
	・日本建築学会　2007 年　煙突構造設計指針
	・日本建築学会　2010 年　鋼構造塑性設計指針
	・日本建築学会　2012 年　鋼構造接合部設計指針
	・日本建築学会　2004 年　建築物荷重指針・同解説
	・日本建築センター　1982 年　煙突構造設計施工指針
・日本道路協会　平成 14 年 3 月　道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅳ下部構造編）・同解説	・日本道路協会　平成 14 年 3 月　道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅳ下部構造編）・同解説
	・日本道路協会　平成 24 年 3 月　道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅳ下部構造編）・同解説
	・日本道路協会　平成 24 年 3 月　道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅱ鋼橋編）・同解説

変　更　前	変　更　後
	・日本道路協会　平成 29 年 11 月　道路橋示方書（Ⅱ鋼橋・鋼部材編）・同解説 ・日本道路協会　平成 24 年 3 月　道路橋示方書（Ⅴ耐震設計編）・同解説 ・日本道路協会　平成 20 年 8 月　小規模吊橋指針・同解説 ・ＩＳＥＳ７６０７－３「軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査　その３　ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討」（昭和 51 年 10 月　高温構造安全技術研究組合）
・タービンミサイル評価について（昭和 52 年 7 月 20 日　原子力委員会原子炉安全専門審査会）	・タービンミサイル評価について（昭和 52 年 7 月 20 日　原子力委員会原子炉安全専門審査会）
・発電用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（平成 21・11・18 原院第 1 号　平成 21 年 12 月 25 日　原子力安全・保安院制定）	・実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈（原規技発第１４０８０６３号　平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会決定）
	・Methodology for Performing Aircraft Impacts Assessments for New Plant Designs (Nuclear Energy Institute 2011 Rev8 (NEI07-13))
・ASME CODE SEC Ⅲ (1971)	・ASME CODE SEC Ⅲ (1971)
・ASME B16.5-1968 Pipe Flanges and Flanged Fittings	・ASME B16.5-1996 Pipe Flanges and Flanged Fittings
	・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）

変　更　前	変　更　後
	・BWR MARK Ⅱ型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の設計指針（原子力安全委員会 昭和56年7月）

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

表１　施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）

	原子炉本体	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他の発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設（注）	補機駆動用燃料設備（注）	非常用取水設備	緊急時対策所
建築基準法（昭和 25 年 5 月 24 日法律第２０１号） 建築基準法施行令（昭和 25 年 11 月 16 日政令第３３８号） 建築基準法施行規則（昭和 25 年 11 月 16 日建設省令第４０号）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
消防法（昭和 23 年 7 月 24 日法律第１８６号） 消防法施行令（昭和 36 年 3 月 25 日政令第３７号） 消防法施行規則（昭和 36 年 4 月 1 日自治省令第６号）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	—	○	○	—	—	○
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）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	○	○
発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第５０１号）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	○	○
発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（平成 6 年通商産業省告示第５０１号）	—	—		—	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—
発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	○	○
実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第１３０６１９４号）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第１３０６１９９号）	—	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	○
発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（平成 21・06・25 原院第 1 号平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院制定）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子力発電所耐震設計技術指針　重要度分類・許容応力編（ＪＥＡＧ４６０１・補－1984）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子力発電所耐震設計技術指針（ＪＥＡＧ４６０１－1987）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子力発電所耐震設計技術指針（ＪＥＡＧ４６０１－1991 追補版）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

（注）変更後のみ適用する施設

表１　施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）

	原子炉本体	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他の発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設（注）	補機駆動用燃料設備（注）	非常用取水設備	緊急時対策所
乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程（ＪＥＡＣ４６１６－2009）	－	○		－	－	－	－	－	○	－	－	－	○	－	○	－
原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（ＪＥＡＣ４２０６－2007）	－	－		－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－
ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＡ１－2002　発電用原子力設備規格　維持規格	○	○		－	○	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－
ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＡ１－2008　発電用原子力設備規格　維持規格	○	○		－	○	○	○	○	○	－	－	○	－	○	－	－
ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＢ１－2007　発電用原子力設備規格　溶接規格	○	○		－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－
ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005　発電用原子力設備規格　設計・建設規格	－	－		－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－
ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005/2007　発電用原子力設備規格　設計・建設規格	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
【事例規格】過圧防護に関する規定（ＮＣ－ＣＣ－００１）　発電用原子力設備規格　設計・建設規格	－	○		○	○	○	－	○	○	－	○	－	－	－	－	－
【事例規格】発電用原子力設備における応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（ＮＣ－ＣＣ－００２）発電用原子力設備規格　設計・建設規格	○	－		－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
土木学会　2002 年　コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
土木学会　2002 年　コンクリート標準示方書〔耐震性能照査編〕	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	○
土木学会　2007 年　コンクリート標準示方書〔設計編〕	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
土木学会　2012 年　コンクリート標準示方書〔設計編〕	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
土木学会　2005 年　原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル	－	○		－	－	－	－	○	○	－	－	－	○	－	○	－
日本建築学会　1990 年　建築耐震設計における保有耐力と変形性能	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○

（注）変更後のみ適用する施設

表１　施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）

	原子炉本体	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他の発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設（注）	補機駆動用燃料設備（注）	非常用取水設備	緊急時対策所
日本建築学会　1988 年　鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会　1999 年　鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説―許容応力度設計法―	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会　2010 年　鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会　2001 年　鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説　―許容応力度設計と保有水平耐力―	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	―	○
日本建築学会　2005 年　原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会　2005 年　鋼構造設計規準―許容応力度設計法―	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会　2001 年　建築基礎構造設計指針	―	○		―	―	○	―	○	○	―	―	―	○	―	―	○
日本建築学会　2010 年　各種合成構造設計指針・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会　2005 年　容器構造設計指針・同解説	―	―		―	―	○	―	○	―	―	―	―	―	―	―	―
日本建築学会　2010 年　容器構造設計指針・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会　1980 年　塔状鋼構造設計指針・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会　2010 年　鋼構造限界状態設計指針・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会　2007 年　煙突構造設計指針	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会　2010 年　鋼構造塑性設計指針	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会　2012 年　鋼構造接合部設計指針	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会　2004 年　建築物荷重指針・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築センター　1982 年　煙突構造設計施工指針	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本道路協会　平成 14 年 3 月　道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅳ下部構造編）・同解説	―	―		―	―	―	―	―	○	―	―	―	○	―	○	○

（注）変更後のみ適用する施設

表１　施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）

	原子炉本体	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他の発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設（注）	補機駆動用燃料設備（注）	非常用取水設備	緊急時対策所
日本道路協会　平成 24 年 3 月　道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅳ下部構造編）・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本道路協会　平成 24 年 3 月　道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅱ鋼橋編）・同解説	－	○		－	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－
日本道路協会　平成 29 年 11 月　道路橋示方書（Ⅱ鋼橋・鋼部材編）・同解説	－	－		－	－	－	－	－	○	－	－	－	○	－	－	－
日本道路協会　平成 24 年 3 月　道路橋示方書（Ⅴ耐震設計編）・同解説	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－
日本道路協会　平成 20 年 8 月　小規模吊橋指針・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
ＩＳＥＳ７６０７－３「軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査その３　ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討」（高温構造安全技術研究組合）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
タービンミサイル評価について（昭和 52 年 7 月 20 日　原子炉安全専門審査会）	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
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（原規技発第 1408063 号　平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会決定）	○	○		○	○	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－
Methodology for Performing Aircraft Impacts Assessments for New Plant Designs (Nuclear Energy Institute 2011 Rev8 (NEI07-13))	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
ASME CODE SEC Ⅲ (1971)	○	－		－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－
ASME B16.5-1996 Pipe Flanges and Flanged Fittings	－	－		－	○	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－
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）	－	－		－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－
BWR MARK Ⅱ型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の設計指針（原子力安全委員会 昭和 56 年 7 月）	－	－		－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－

（注）変更後のみ適用する施設

変　更　前	変　更　後
第２章　個別項目 原子炉冷却系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。	第２章　個別項目 原子炉冷却系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。
	・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年６月 19 日原規技発第１３０６１９４号）
・発電用原子力設備に関する技術規準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号）	・発電用原子力設備に関する技術規準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号）
・軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（平成４年６月 11 日原子力安全委員会一部改定）	・軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（平成４年６月 11 日原子力安全委員会一部改定）
・非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成 20・02・12 原院第５号平成 20 年２月 27 日原子力安全・保安院制定）	・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）
・原子炉冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規定（ＪＥＡＣ４６０２－2004）	・原子炉冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規定（ＪＥＡＣ４６０２－2004）
・原子力発電所配管破損防護設計技術指針（ＪＥＡＧ４６１３－1998）	・原子力発電所配管破損防護設計技術指針（ＪＥＡＧ４６１３－1998）
・ＪＳＭＥ　Ｓ　０１２－1998　配管内円柱状構造物の流力振動評価指針	・ＪＳＭＥ　Ｓ　０１２－1998　配管内円柱状構造物の流力振動評価指針
・ＪＳＭＥ　Ｓ　０１７－2003　配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針	・ＪＳＭＥ　Ｓ　０１７－2003　配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針
	・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＡ１－2002　発電用原子力設備規格　維持規格
・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005/2007　発電用原子力設備規格　設計・建設規格	・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005/2007　発電用原子力設備規格　設計・建設規格

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」（ＪＥＡＣ４１１１－2009）（以下「ＪＥＡＣ４１１１」という。）及び「原子力発電所の保守管理規程」（ＪＥＡＣ４２０９－2007）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（ＪＥＡＣ４１１１－2009)」（以下「ＪＥＡＣ４１１１」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，「品質保証規程」を定めている。本品質保証計画は，「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ＪＥＡＣ４１１１に従う。 (1)　原子炉施設 原子力発電所を構成する構築物，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 発電所の保安に関する組織のうち，発電管理室，安全室，地域共生・広報室，総務室（本店)，経理・資材室，開発計画室及び発電所をいう。 (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。
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，ＪＥＡＣ４１１１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。	4.　品質マネジメントシステム 4.1　一般要求事項 (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，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。	(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。	(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。
※１：括弧内の数字は，ＪＥＡＣ４１１１の項目番号を示す（以下同様）。	
1.2　文 書	4.2　文書化に関する要求事項
1.2.1　一般（4.2.1）	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。	(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	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	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」	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)　ＪＥＡＣ４１１１が要求する“文書化された手順”及び記録	c)　ＪＥＡＣ４１１１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ＪＥＡＣ４１１１が要求する“文書化された手順”である二次文書	イ．　文書化された手順は，「第１表(2)　ＪＥＡＣ４１１１が要求する“文書化された手順”である二次文書」に示す。
ロ．　「品質管理要項」に定める記録	ロ．　記録は，「第２表　ＪＥＡＣ４１１１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	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	イ．　第１表(3)に示す二次文書
ロ．　「品質管理要項」に定める三次文書	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	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。）	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	ホ．　上記イ.からニ.で規定する記録

変更前	変更後
	(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。
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	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
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。	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，配布する必要の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の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。	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。
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。	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。
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。	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する。 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。	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）。
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ＪＥＡＣ４２０９－2007 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。	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。
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ＪＥＡＣ４２０９－2007 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。	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。
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。	5.4.2　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)　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。	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。
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。	5.5.2　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。）を実施部門管理責任者，考査・品質監査室長を監査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。	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。
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。	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
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。	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。	(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）。
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	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
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	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
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。	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。
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。	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。	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）。
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。	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。
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。	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。
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	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	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)　規程は，業務の運営方法に適した形式にする。	(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。
4.2　業務に対する要求事項の管理	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
4.2.1　業務に対する要求事項の明確化（7.2.1）	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。
(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)　明示されてはいないが，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	a)　業務・原子炉施設に適用される法令・規制要求事項 b)　明示されてはいないが，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
4.2.2　業務に対する要求事項のレビュー（7.2.2）	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。	(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)　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。	(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)　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。	(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)　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。	(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)　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。	(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。
4.2.3　外部とのコミュニケーション（7.2.3）	7.2.3　外部とのコミュニケーション
(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。	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	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。
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。	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。
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，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。	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。
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	7.3.3　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。	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。
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。	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）。
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。	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。
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。	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。	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）。
4.4　調達	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。
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。	7.4.1　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。	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。
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。	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。
4.5　業務の実施	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。
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。	7.5.1　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。	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)　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。	(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，(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	(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
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。	7.5.3　識別及びトレーサビリティ (1)　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）。
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。	7.5.4　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。	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。
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。	7.6　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。	(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。
5.　評価及び改善	8.　評価及び改善
5.1　一般	8.1　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。	(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。
5.2　監視及び測定	8.2　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。	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。
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．　ＪＥＡＣ４１１１及びＪＥＡＣ４２０９－2007 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。	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，ＪＥＡＣ４１１１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。	(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。
(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。	(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。
(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。	(4)　監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。
(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)　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）。
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。	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。
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。	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。	(2)　検査及び試験要員の独立の程度を定める。
(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。	(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)　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	(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。
5.3　不適合管理	
5.3.1　不適合管理（8.3）	8.3　不適合管理
(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。	(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)　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。	(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。
(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。	(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)　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。	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，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。	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)　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。	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。
(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)　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。
(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。	(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。	(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。
5.4　データの分析	8.4　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。	(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	(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）
5.5　改善	8.5　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。	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。
5.5.2　是正処置（8.5.2） (1)　組織は，次の各号に掲げる事項（ＪＥＡＣ４１１１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	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（ＪＥＡＣ４１１１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。	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
5.5.3　予防処置（8.5.3） (1)　組織は，次の各号に掲げる事項（ＪＥＡＣ４１１１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（ＢＷＲ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。	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（ＢＷＲ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（ＪＥＡＣ４１１１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
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	

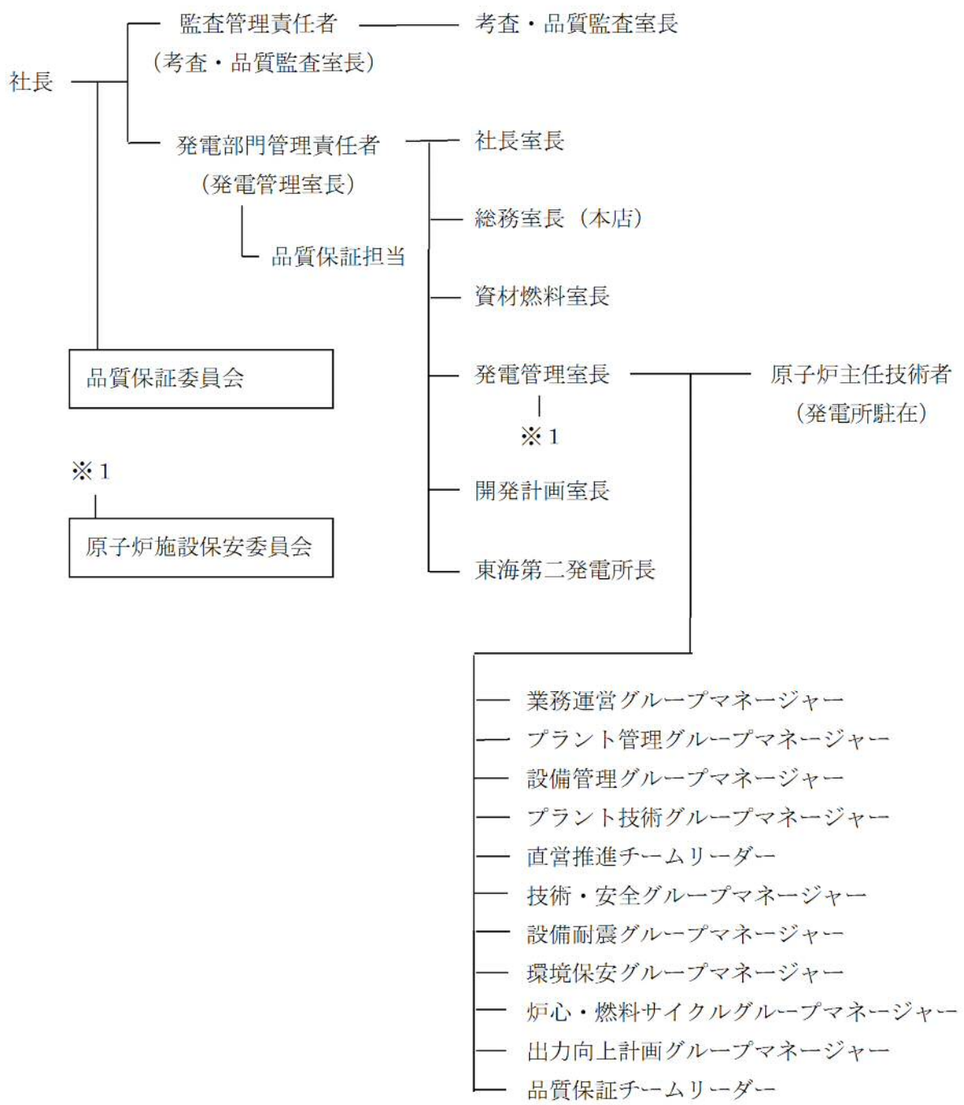
変更前	変更後
第１表　本工事に係る保安活動の概要	

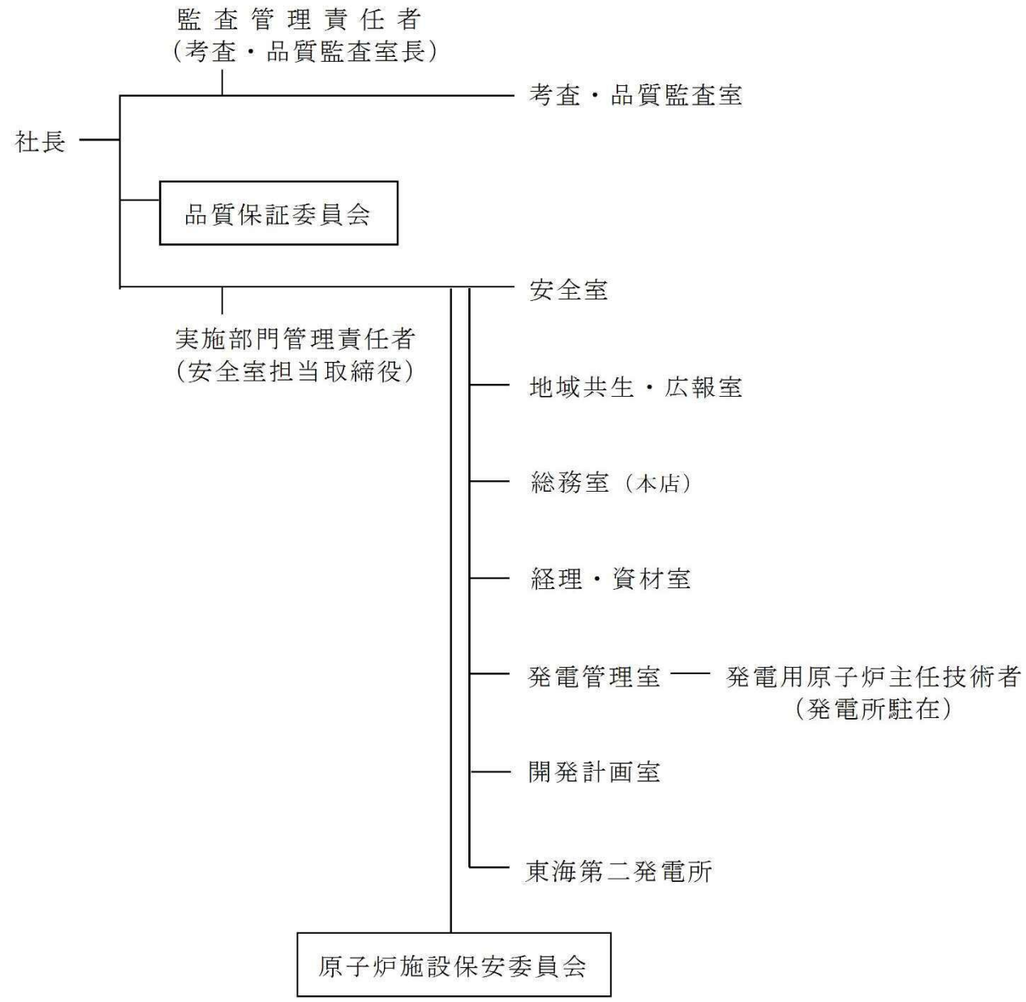
主な品質保証活動項目			当社／発注先	主な確認対象
全段階	組織	責任及び権限，組織間の連絡及び協調，教育・訓練	◎／◎	規程類，仕様書，要領書，教育・訓練計画及び実績
	文書管理	文書の作成，審査及び承認，発行及び配布，変更管理	◎／◎	要領書
	不適合管理	不適合の識別，審査及び処理	◎／◎	要領書，不適合管理票
	再発防止対策	原因の明確化，再発防止対策の立案，決定及び実施，原因及び再発防止対策の伝達	◎／◎	要領書，不適合管理票
	品質記録の管理	品質記録の作成，取扱い，保管	◎／◎	要領書，品質記録
	監査	監査の運営，実施，是正措置	◎／◎	要領書，監査計画，監査結果
設計段階	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

－

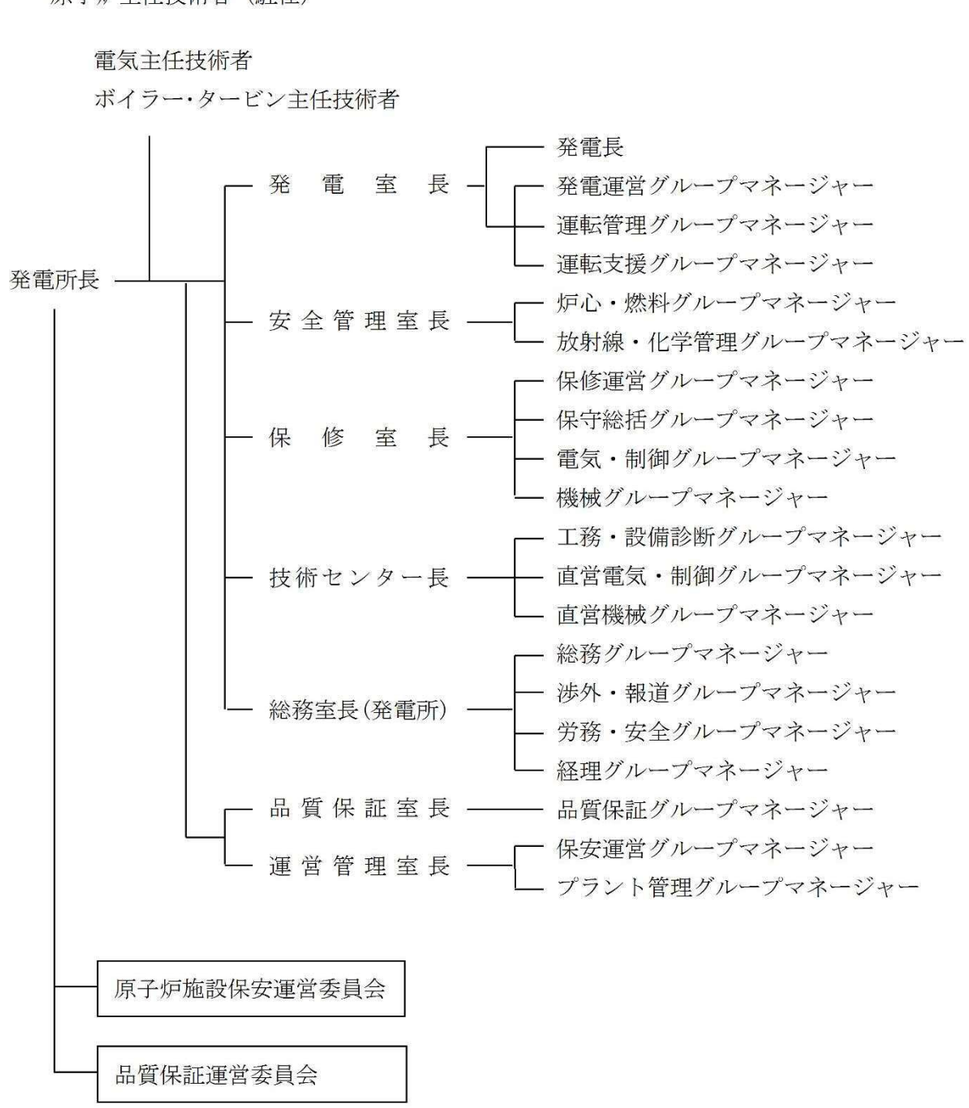
変更前	変更後
第１図（1／2）東海第二発電所　品質マネジメントシステム組織図（本店）	第1図（1／2）東海第二発電所　品質マネジメントシステム組織図（本店）



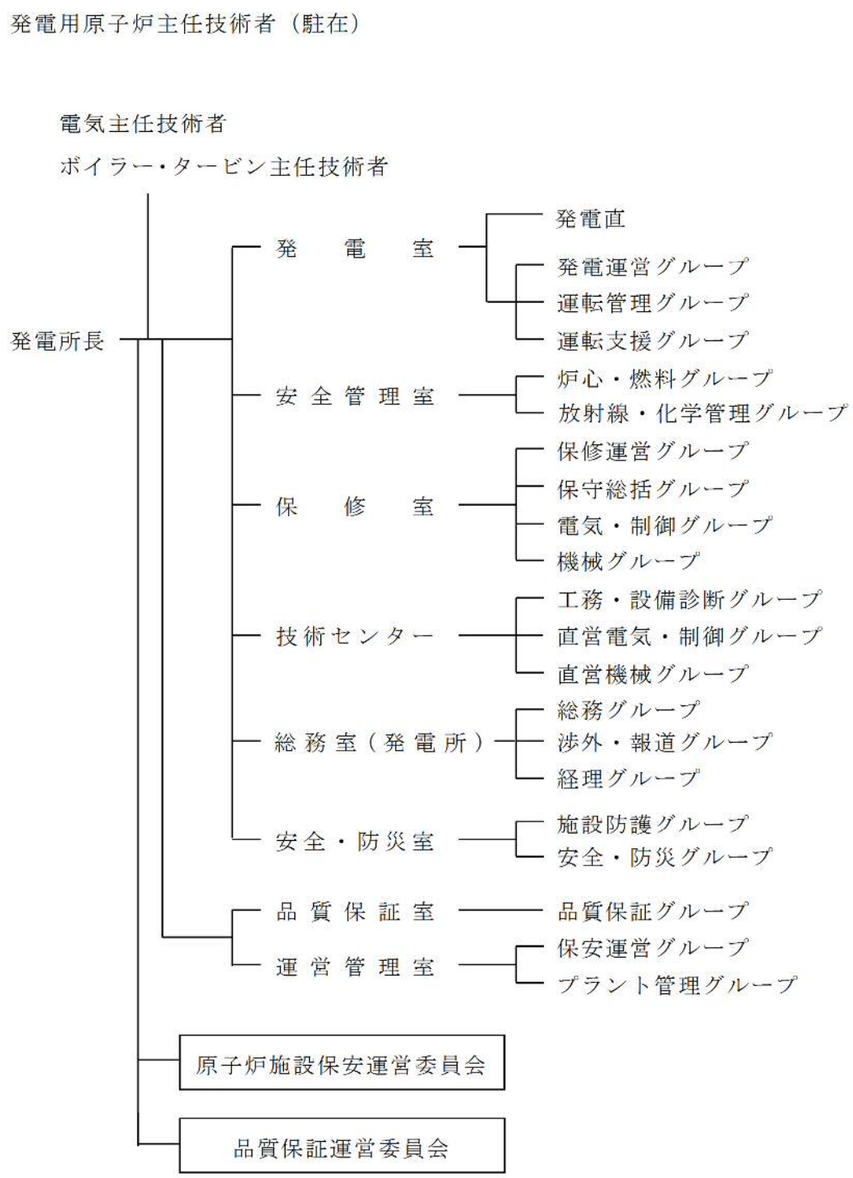


変更前

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）

<table>
<tr><th>変更前</th><th>変更後</th></tr>
<tr><td>－</td><td>

第１表　品質マネジメントシステムの文書

(1)　一次文書

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	ＱＭ共通：4-2	品質保証規程	安全室

(2)　ＪＥＡＣ４１１１が要求する“文書化された手順”である二次文書

項目	管理番号	文書名	所管箇所
4.2.3	ＱＭ共通：4-2-1	文書取扱要項	総務室（本店）
4.2.4	ＱＭ共通：4-2-2	品質記録管理要項	発電管理室
8.2.2	ＱＭ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	ＱＭ共通：8-3-1	不適合管理要項	安全室
8.5.2 8.5.3	ＱＭ共通：8-3-3	根本原因分析実施要項	安全室

(3)　二次文書

項目	管理番号	文書名	所管箇所
4.1	ＱＭ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
	ＱＭ共通：4-1-2	品質管理要項	安全室
5.4.1	ＱＭ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	ＱＭ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	ＱＭ共通：5-6-1	マネジメントレビュー要項	安全室
6.2.2	ＱＭ共通：6-2-1	力量設定管理要項	総務室（本店）
	ＱＭ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
	ＱＭ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	ＱＭ東Ⅱ：7-1-1	保守管理業務要項	発電管理室
6.4	ＱＭ共通：6-4-1	作業環境測定管理要項	総務室（本店）
7.1	ＱＭ東Ⅱ：7-1-2	運転管理業務要項	発電管理室
	ＱＭ東Ⅱ：7-1-3	燃料管理業務要項	経理・資材室 発電管理室
	ＱＭ共通：7-1-5	放射性廃棄物管理業務要項	発電管理室
	ＱＭ共通：7-1-6	放射線管理業務要項	発電管理室
	ＱＭ東Ⅱ：7-1-1	保守管理業務要項	発電管理室
	ＱＭ共通：7-1-4	原子力災害対策業務要項	発電管理室
	ＱＭ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
	ＱＭ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。

</td></tr>
</table>

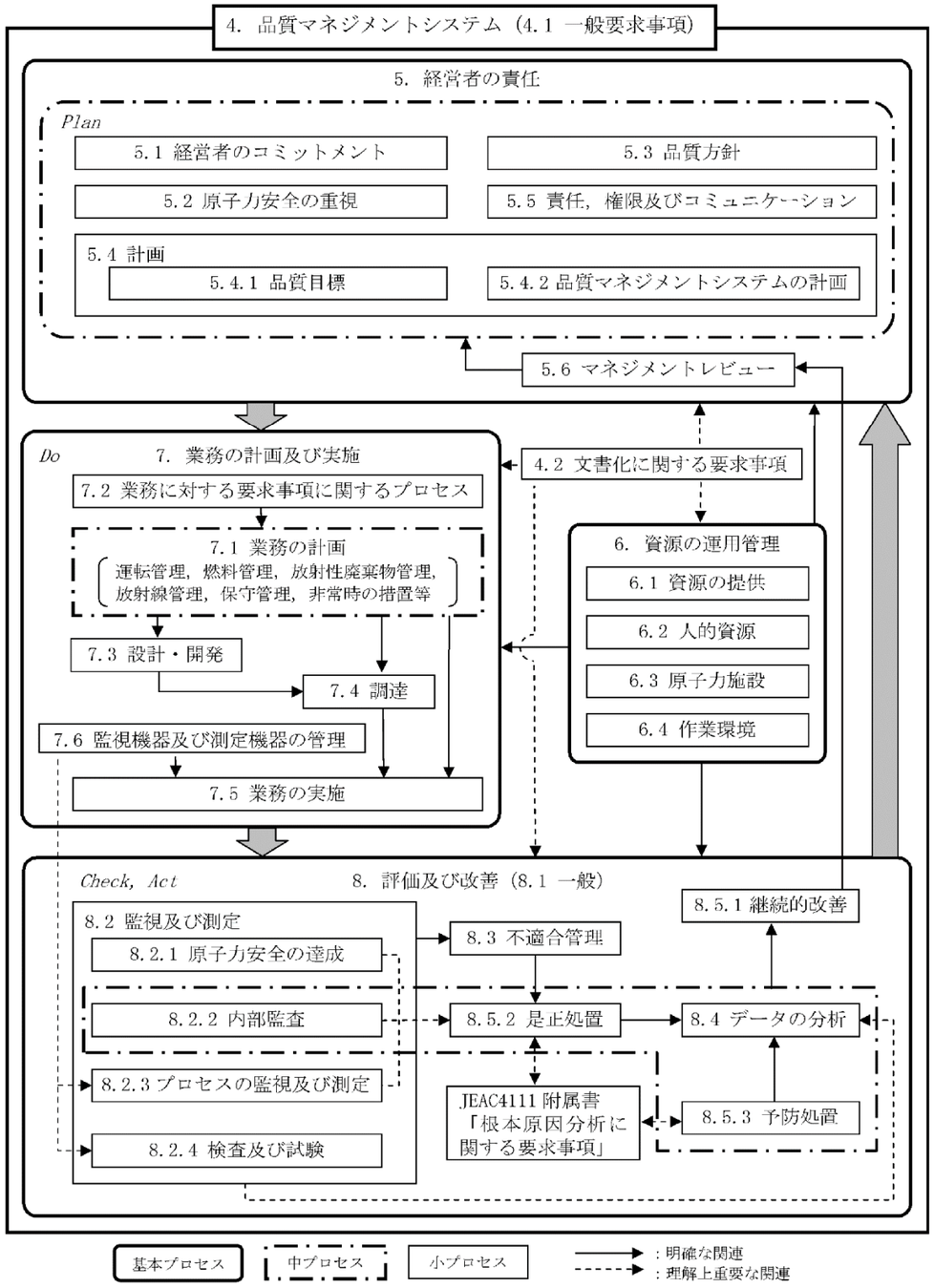
変更前	変更後
—	第１表　品質マネジメントシステムの文書（続き）

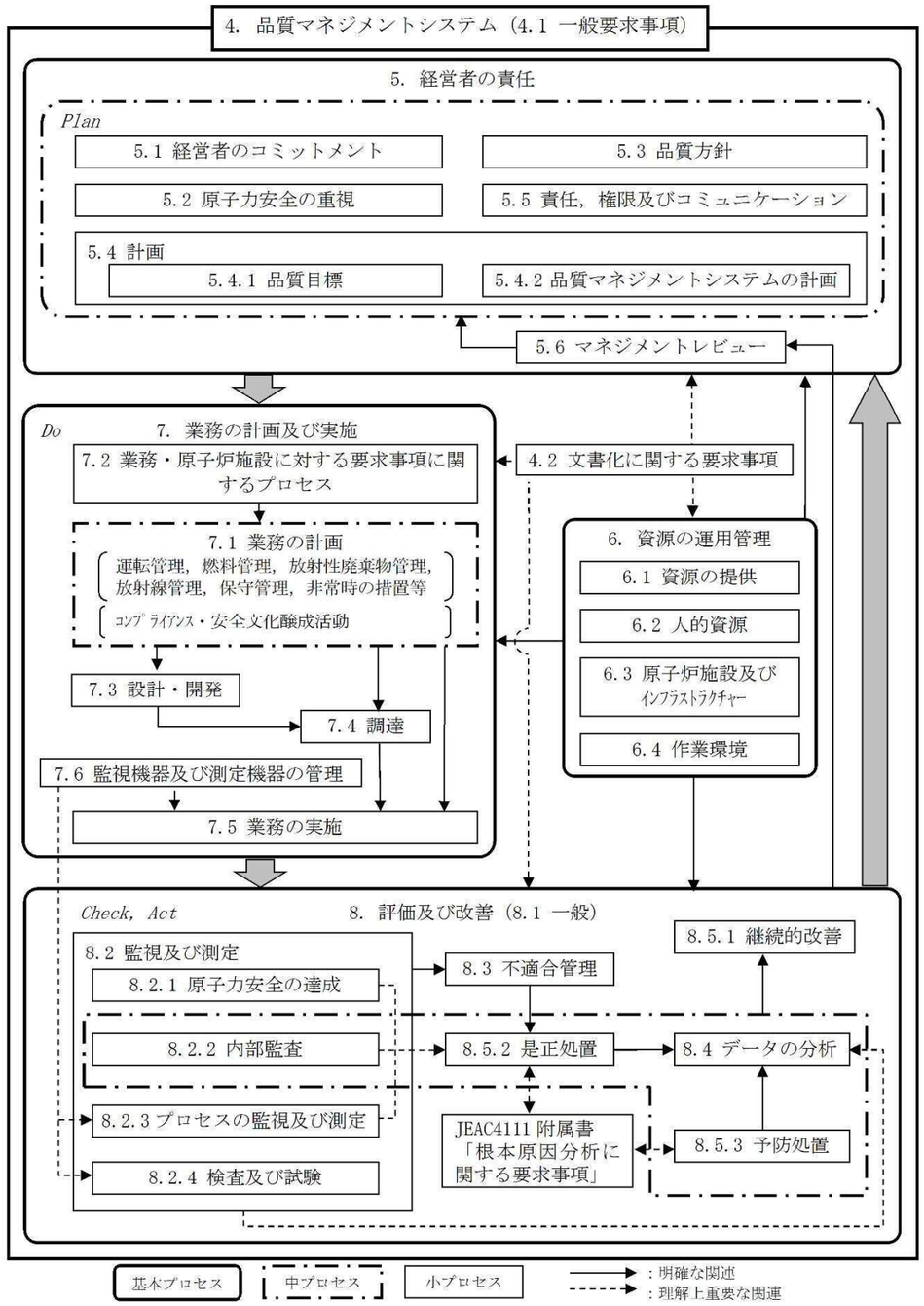
項目	管理番号	文書名	所管箇所
7.2.1	ＱＭ共通：7-2-1	官庁申請手続取扱要項	総務室（本店）
	ＱＭ共通：7-2-2	対外約束事項管理要項	発電管理室
7.2.2	ＱＭ共通：7-2-3	原子炉施設保安委員会及び原子炉施設保安運営委員会要項	発電管理室
7.2.3	ＱＭ共通：7-2-4	官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項	発電管理室
	ＱＭ東Ⅱ：7-2-5	事故・故障時等対応要項	発電管理室
7.3	ＱＭ共通：7-3-1	設計管理要項	発電管理室
7.4	ＱＭ共通：7-4-1	調達管理要項	発電管理室
	ＱＭ共通：7-4-2	重要設備取引先登録要項	経理・資材室 発電管理室
7.5.4	ＱＭ共通：7-5-1	組織外所有物管理要項	発電管理室
7.5.5	ＱＭ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	ＱＭ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	ＱＭ共通：8-2-2	業務プロセスレビュー要項	安全室
8.2.4	ＱＭ共通：8-2-3	試験・検査管理要項	発電管理室
8.3	ＱＭ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	ＱＭ共通：8-4-1	データ分析要項	安全室

変更前	変更後
－	第２表　ＪＥＡＣ４１１１の要求事項に基づき作成する記録

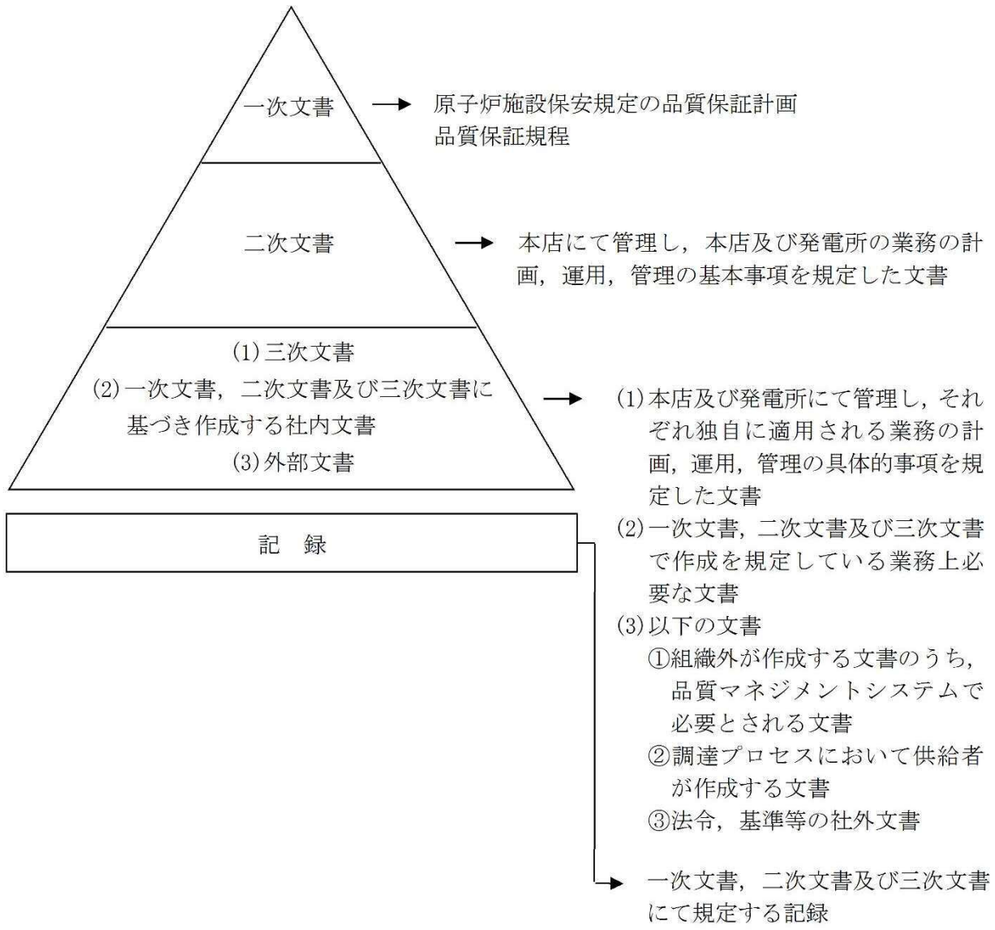
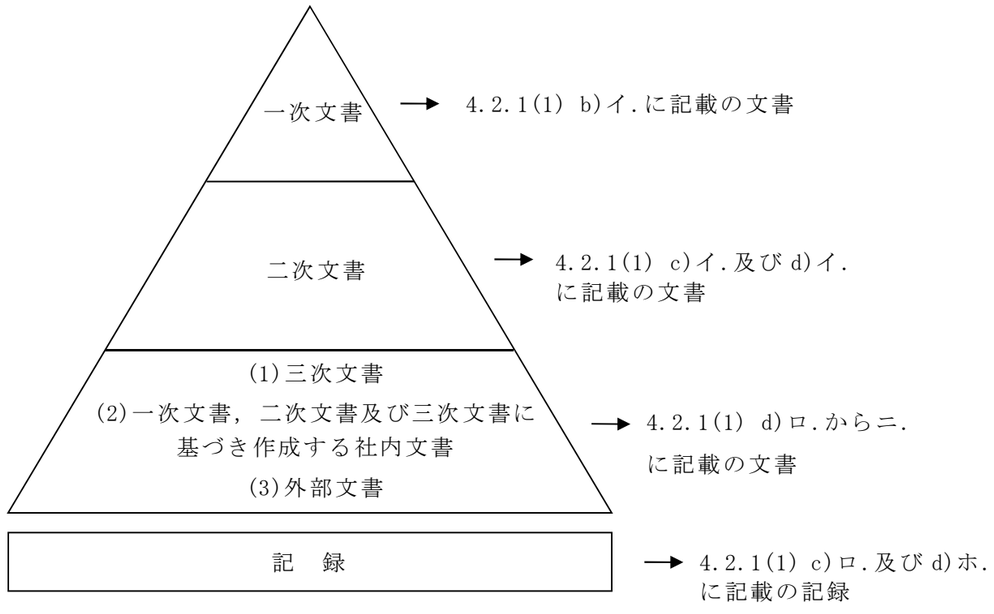
No.	項目	記録の種類
1	5.6.1(3)	マネジメントレビューの結果の記録
2	6.2.2 e)	教育，訓練，技能及び経験について該当する記録
3	7.1(3) d)	業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が，要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録
4	7.2.2(3)	業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録，及びそのレビューを受けてとられた処置の記録
5	7.3.2(1)	原子炉施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録
6	7.3.4(2)	設計・開発のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録
7	7.3.5(1)	設計・開発の検証の結果の記録，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	





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

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。

1　蒸気タービン本体に係る次の事項

(2)　車室，円板，隔板，噴口，翼，車軸の主要寸法及び材料並びに管の最高使用圧力，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*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
蒸気タービンの管	主塞止弁 ～ 高圧タービン	8.62*2	302	711.2	[redacted] (31.8*1)	STPT42 相当 [redacted]	蒸気タービンの管	変更なし					
	高圧タービン ～ 湿分分離器	1.81*2	210	1219.2	[redacted] (15.9*1)	SB42 相当 [redacted]		変更なし					
	湿分分離器 ～ 中間塞止加減弁	1.81*2	210	1066.8	[redacted] (15.9*1)	SB42 相当 [redacted]		変更なし					
				1066.8*4	[redacted] (15.9*1, *4)	SCMV3-2*4							
	中間塞止加減弁*4 ～ 低圧タービン	1.82	210	927.1	[redacted] (19.0*1)	SB450 相当 [redacted]		変更なし					
				939.1	[redacted] (25*1)	SCMV3-1							

（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 (mm)	厚さ (mm)	材料
蒸気タービンの管	*5, *6 高圧タービン（第５段） ～ 弁 RCV 6-2-11-50A, B, C	2.97*2	235	406.4	[redacted] (12.7*1)	STPA23 相当 [redacted]	蒸気タービンの管	変更なし					
				609.6	[redacted] (17.5*1)	STPA23 相当 [redacted]							
				355.6	11.1*1	STPA23							
	*5, *10 クロスアラウンド管分岐点 ～ 弁 RCV 6-2-12-50A, B, C	1.81*2	210	457.2	[redacted] (9.5*1)	STPA23 相当 [redacted]		変更なし					
				609.6	[redacted] (12.7*1)	STPA23 相当 [redacted]							
				508.0	[redacted] (9.5*1)	STPA23 相当 [redacted]							
	*5, *8 低圧タービン（第１０段） ～ 弁 RCV 6-2-13-50A, B, C	0.69*2	172	267.4	9.3*1	STPA23		変更なし					
				406.4	[redacted] (9.5*1)	STPA23 相当 [redacted]							
	*5, *9 低圧タービン（第１１段） ～ 弁 RCV 6-2-14-50A, B, C	0.42*2	155	457.2	[redacted] (9.5*1)	STPA23 相当 [redacted]		変更なし					
				762.0	[redacted] (9.5*1)	STPA23 相当 [redacted]							

（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 (mm)	厚さ (mm)	材料
蒸気タービンの管	低圧タービン（第１３段）*5, *11 ～ 弁 RCV 6-2-15-50A, B, C	0.35*13	149	508.0	[redacted] (9.5*1)	STPA23 相当 [redacted]	蒸気タービンの管	変更なし					
				508.0*4	[redacted] (9.5*1, *4)	SCMV3-2*4							
				762.0	[redacted] (9.5*1)	STPA23 相当 [redacted]							
				1016.0	[redacted] (12.7*1)	STPA23 相当 [redacted]							
				165.2	7.1*1	STPA23		—*12					

注記　＊1：公称値を示す。

＊2：ＳＩ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 7 月 1 日付け建建発第 60 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-2　蒸気タービンに附属する主要配管の規格計算書」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，設計図書による。

＊5：記載の適正化を行う。抽気系から蒸気タービンの管に整理。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「高圧タービン（第５段）より第一給水加熱器入口逆止弁まで」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 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ－1－7 抽気系配管の規格計算書」による。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「低圧タービン（１０段）より第三給水加熱器入口逆止弁まで」と記載。

＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「低圧タービン（１１段）より第四給水加熱器入口逆止弁まで」と記載。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「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」と記載。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「低圧タービン（１３段）より第５給水加熱器入口逆止弁まで及び主復水器まで」と記載。

＊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「3.6 Kg/cm^{2}G／760 mmHg」と記載。記載内容は，正圧側をＳＩ単位に換算したもの。

(4)　復水器に係る次の事項

イ　種類，冷却水温度，冷気面積及び材料

			変　更　前	変　更　後
名　　称			主復水器	変更なし
種　　類		－	三胴表面接触一折流 6 区分式	
冷却水温度		℃	19（標準温度）	
冷気面積		m^2	76830	
材料	胴　　体	－	SMA41A	
	管　　板	－	NBsP1	
	冷却管	－	BsTF3-0，CNTF1	
	水　　室	－	SS41*	

注記　＊：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SS41 [redacted] と記載。

NT2 補② Ⅱ R2

2　蒸気タービンの附属設備に係る次の事項

(2)　熱交換器（湿分分離器を含む。）に係る次の事項

イ　種類，容量又は発生蒸気量，入口及び出口の温度，最高使用圧力（一次側及び二次側の別に記載すること。），最高使用温度（一次側及び二次側の別に記載すること。），主要寸法，材料並びに個数

				変　更　前	変更後
名称				湿分分離器	変更なし
種類			－	横置円筒形*1	
発生蒸気量*2			kg/h/個	[redacted] (2692114*3)	
温度	入口		℃	[redacted]	
	出口		℃	[redacted]	
最高使用圧力	一次側		MPa	1.81*5	
	二次側		MPa	―*6	
最高使用温度	一次側		℃	210	
	二次側		℃	―*6	
主要寸法	胴内径*7		mm	3200.4*3	
	胴板厚さ*8		mm	[redacted] (31.8*3)	
	鏡板厚さ（左右）		mm	[redacted] (31.8*3, *10)	
	鏡板長径（左右）		mm	3200.4*3, *9	
	鏡板短径（左右）		mm	800.1*3, *9	
	管台外径（入口）		mm	1558.8*3, *9	
	管台外径（出口）		mm	1092.2*3, *9	
	マンホール外径		mm	800.0*3, *9	
	マンホール平板厚さ		mm	[redacted] (144.0*3, *9)	
	全長*11		mm	14789.2*3	
材料	胴板*12		－	SGV49 相当 [redacted] *13	
	鏡板		－	SGV49 相当 [redacted] *13	
	マンホール平板		－	SF45 相当 [redacted] *9	
個数			－	2	

注記　＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「円筒横形波型式」と記載。

＊2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「最大蒸気流量」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：ＳＩ単位に換算したものである。

＊6：本設備は，波板式の湿分分離器であり，二次側がないことを示す。

＊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「厚さ」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23日付け50資庁第11106号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-1　蒸気タービンに附属する熱交換器の規格計算書　Ⅲ-1-1-2　湿分分離器」による。

＊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50年10月23日付け50資庁第11106号にて認可された工事計画の添付図面「第2-5図　湿分分離器構造図」による。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「長さ」と記載。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SGV49相当[redacted]」と記載。

2.1 抽気系

(4) 管等に係る次の事項

イ 主配管の最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（加圧水型発電用原子炉施設に係るものであって補助給水設備その他重大事故等に対処するためのものにあっては，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。）

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
抽気系	クロスアラウンド管分岐点*2 ～ 弁 6-2V21	1.81*3	210	355.6	11.1*1	STPA23	抽気系	変更なし					
抽気系	弁 6-2B16A，B*5 ～ 主復水器	0.35*6	149	1676.4	[redacted] (16.0*1)	STPA23 相当 [redacted]	抽気系	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「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」と記載。

＊3：ＳＩ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，昭和 51 年 11 月 27 日付け建建発第 112 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ－1－7 抽気系配管の規格計算書」による。

＊5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン排気管」と記載。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3.6 Kg/cm^{2}G／760 mmHg」と記載。記載内容は，正圧側をＳＩ単位に換算したもの。

2.2 給水加熱器ドレン系

(4) 管等に係る次の事項

イ 主配管の最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（加圧水型発電用原子炉施設に係るものであって補助給水設備その他重大事故等に対処するためのものにあっては，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。）

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
給水加熱器ドレン系	湿分分離器ドレンタンク*2 ～ 湿分分離器ドレンタンク出口 第３給水加熱器側逆止弁	1.81*3	210	318.5	10.3*1	STPT42	給水加熱器ドレン系	変更なし					
								—*5					
		0.35*7	149	355.6	15.1*1	STPA23		—*5					
	弁 LCV-5-16.53A，B，C*6 ～ 主復水器	0.35*8	149	558.8	[redacted] (12.7*1)	STPA23 相当 [redacted]		変更なし					
	弁 LCV-5-16.54A，B，C*6 ～ 主復水器	0.35*8	149	558.8	[redacted] (12.7*1)	STPA23 相当 [redacted]		—*5					

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「湿分分離器ドレンタンク主復水器までおよび第３給水加熱器への逆止弁まで」と記載。

＊3：ＳＩ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，昭和 51 年 11 月 27 日付け建建第 112 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-5 給水加熱器ドレン系配管の規格計算書(Ⅲ-1-8)」による。

＊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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「主復水器入口調整弁より主復水器まで」と記載。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3.6 Kg/cm²G／760 mmHg」と記載。記載内容は，正圧側をＳＩ単位に換算したもの。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3.6 kg/cm²g／760 mmHg」と記載。記載内容は，正圧側をＳＩ単位に換算したもの。

2.3　復水系

(4)　管等に係る次の事項

イ　主配管の最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（加圧水型発電用原子炉施設に係るものであって補助給水設備その他重大事故等に対処するためのものにあっては，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。）

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
復水系	主復水器 ～ 低圧復水ポンプ	0.35*7	60	609.6	[redacted] (9.5*1)	SM41A	復水系	変更なし					
				1219.2	[redacted] (12.7*1)	SM41A							
				1066.8	[redacted] (12.7*1)	SM41A							
				1074.0	[redacted] (12.0*1)	SM41B							
	低圧復水ポンプ*4 ～ 弁 6-3V67	1.38*2	63	609.6	[redacted] (12.7*1)	SM50A		変更なし					
				914.4	[redacted] (15.1*1)	SM50A		変更なし					
								—*6					
	弁 6-3V67*5 ～ 復水脱塩塔入口弁	1.38*2, *3	63*3	914.4*3	[redacted] (15.1*1, *3)	SM50A*3		変更なし					
				762.0*3	[redacted] (15.1*1, *3)	SM50A*3							
				609.6*3	[redacted] (12.7*1, *3)	SM50A*3							
				457.2*3	[redacted] (12.7*1, *3)	SM50A*3							
				318.5*3	10.3*1, *3	STPT42*3							

注記　＊1：公称値を示す

＊2：ＳＩ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8月30日付け建建発第98号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-5-1　復水系配管の規格計算書」による。

＊4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「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（ﾊﾞｲﾊﾟｽﾗｲﾝ：第１仕切弁まで)」と記載。

＊5：記載の適正化を行う。復水給水系から復水系に整理。

＊6：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。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3.6 Kg/cm²g／760 mmHg」と記載。記載内容は，正圧側をＳＩ単位に換算したもの。

2.4　復水器空気抽出系

(4)　管等に係る次の事項

イ　主配管の最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（加圧水型発電用原子炉施設に係るものであって補助給水設備その他重大事故等に対処するためのものにあっては，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。）

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
復水器空気抽出系	主復水器 ～ 蒸気式空気抽出器出口弁 *2	0.35*7	38	318.5	10.3*1	STPT42	復水器空気抽出系	変更なし					
				318.5*4	10.3*1, *4	STPT410*4							
				762.0	[redacted] (9.5*1)	SM41A							
				762.0*4	[redacted] (9.5*1, *4)	SM400A*4							
				457.2	[redacted] (9.5*1)	SM41A		—*6					
				267.4	9.3*1	STPT42		変更なし					
		2.41*3	205	267.4	9.3*1	STPT42		変更なし					
				165.2	7.1*1	STPT42							
		0.35*3	94	318.5	10.3*1	STPT42		—*6					
				457.2	[redacted] (9.5*1)	SM41A							
	弁 6-7V31A，B 及び 弁 6-7V32A，B ～ 蒸気式空気抽出器 *4	2.45	225	114.3	6.0*1	STPA23		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「復水器出口より蒸気式空気抽出器出口止め弁および真空ポンプ気水分離器出口逆止弁まで」と記載。

＊3：ＳＩ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：既工事計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 7 月 1 日付け建建発第 60 号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1-3　復水器空気抽出系配管の規格計算書（Ⅲ-1-3）」による。

＊6：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。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3.6 Kg/cm^{2}g／真空」と記載。記載内容は，正圧側をＳＩ単位に換算したもの。

ロ　蒸気だめ，ドレンタンクの最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法及び材料

			変　更　前	変更後
名　称			湿分分離器ドレンタンク	変更なし
最高使用圧力		MPa	1.81*1	
最高使用温度		℃	210	
主要寸法	胴内径*2	mm	1365*3	
	胴板厚さ*4	mm	[redacted] (22*3)	
	鏡板厚さ	mm	[redacted] (22.0*3，*5)	
	鏡板の形状に係る寸法	mm	1365.0*3，*5 (鏡板長径)	
			341.3*3，*5 (鏡板短径の2分の1)	
	ドレン出口管台外径	mm	318.5*3，*5	
	ドレン出口管台厚さ	mm	[redacted] (10.3 *3，*5)	
	高さ*6	mm	2750*3	
材料	胴板*7	－	SB42	
	鏡板	－	SB42*5	

注記　＊1：ＳＩ単位に換算したもの。

＊2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「内径」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「胴板厚」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7月1日付け建建発第60号にて届け出した工事計画の添付書類「Ⅲ-1規格計算書」のうち，「Ⅲ-1-1-3　湿分分離器ドレンタンク」による。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全長」と記載。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴」と記載。

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

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 蒸気タービンの共通項目である「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 蒸気タービンの共通項目である「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.　蒸気タービン 設計基準対象施設に施設する蒸気タービン及び蒸気タービンの付属設備は，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を考慮した設計とする。 また，振動対策，過速度対策等各種の保護装置及び監視制御装置により，中央制御室及び現場において運転状態の監視を行い，発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう，以下の事項を考慮して設計する。 1.1　蒸気タービン本体 蒸気タービンの定格出力は，排気圧力-96.3 kPa，補給水率 0 %にて，発電端で 1100000 kW となる設計とする。 定格熱出力一定運転の実施においても，蒸気タービン設備の保安が確保できるように定格熱出力一定運転を考慮した設計とする。 蒸気タービンは，非常調速装置が作動したときに達する回転速度並びに蒸気タービンの起動時及び停止過程を含む運転中に主要な軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。 また，蒸気タービンの軸受は，主油ポンプ，補助油ポンプ，非常用油ポンプ等の軸受潤滑設備を設置することにより，運転中の荷重を安定に支持でき，かつ，異常な摩耗，変形及び過熱が生じない設計とする。 蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一軸上に結合したものの危険速度は，速度調定率で定まる回転速度の範囲のうち最小の回転速度から，非常調速装置が作動したときに達する回転速度までの間に発生しない設計とする。 また，蒸気タービン起動時の危険速度を通過する際には速やかに昇速できる設計とする。 蒸気タービン及びその付属設備の耐圧部分の構造は，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が当該部分に使用する材料の許容応力を超えない設計とする。 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	第２章　個別項目 1.　蒸気タービン 変更なし

変　更　前	変　更　後
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。 　また，調速装置は，最大負荷を遮断した場合に達する回転速度を非常調速装置が作動する回転速度未満にする能力を有する設計とする。 　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調速装置が作動する設計とする。 　蒸気タービン及びその付属設備であって，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っては，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)　主塞止弁の前及び中間塞止加減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付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，冷却水温度 19 ℃，補給水率 0 ％及び蒸気タービンの定格出力において，排気圧力-96.3 kPa を確保できる設計とする。 1.2　蒸気タービンの付属設備 　ポンプを除く蒸気タービンの付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，蒸気タービンの付属設備のうち，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。 (1)　不連続で特異な形状でないものであること。 (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したものであること。 (3)　適切な強度を有するものであること。	

変　更　前	変　更　後
(4)　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 1960 kPa，それ以外の容器については，最高使用圧力 98 kPa，水用の管以外の管については，最高使用圧力 980 kPa（長手継手の部分にあっては，490 kPa）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 150 ㎜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。 蒸気タービンの付属設備の機器仕様は，運転中に想定される最大の圧力・温度，必要な容量等を考慮した設計とする。 給水処理系のうち，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク及び純水貯蔵タンクは，東海発電所と共用とするが，必要な容量をそれぞれ確保するとともに，接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。	
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）

設備区分	系統名	機器区分		変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス
蒸気タービン本体	－	車室，円板，隔板，噴口，翼，車軸，及び管	蒸気タービンの管	主塞止弁 ～ 高圧タービン	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				高圧タービン ～ 湿分分離器	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				湿分分離器 ～ 中間塞止加減弁	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				中間塞止加減弁 ～ 低圧タービン	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				高圧タービン（第５段） ～ 弁 RCV 6-2-11-50A，B，C	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				クロスアラウンド管分岐点 ～ 弁 RCV 6-2-12-50A，B，C	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				低圧タービン（第１０段） ～ 弁 RCV 6-2-13-50A，B，C	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				低圧タービン（第１１段） ～ 弁 RCV 6-2-14-50A，B，C	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				低圧タービン（第１３段） ～ 弁 RCV 6-2-15-50A，B，C	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
	－	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		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	クロスアラウンド管分岐点 ～ 弁 6-2V21	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				弁 6-2B16A，B ～ 主復水器	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 ～ 湿分分離器ドレンタンク出口 第３給水加熱器側逆止弁	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				弁 LCV-5-16.53A，B，C ～ 主復水器	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				弁 LCV-5-16.54A，B，C ～ 主復水器	Ｂ－１	火力技術基準	－		－*2				
	復水系	管等	主配管	主復水器 ～ 低圧復水ポンプ	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				低圧復水ポンプ ～ 弁 6-3V67	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				弁 6-3V67 ～ 復水脱塩塔入口弁	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
	復水器空気抽出系	管等	主配管	主復水器 ～ 蒸気式空気抽出器出口弁	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
				弁 6-7V31A，B 及び弁 6-7V32A，B ～ 蒸気式空気抽出器	Ｂ－１	火力技術基準	－		変更なし			－	－
	－	管等	蒸気だめ，ドレンタンク	湿分分離器ドレンタンク	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。
　　＊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。

(2)　適用基準及び適用規格

変　更　前	変　更　後
第１章　共通項目 蒸気タービンに適用する共通項目の基準及び規格については，原子炉冷却系統施設，火災防護設備，浸水防護施設の「(2)　適用基準及び適用規格　第１章　共通項目」に示す。	第１章　共通項目 蒸気タービンに適用する共通項目の基準及び規格については，原子炉冷却系統施設，火災防護設備，浸水防護施設の「(2)　適用基準及び適用規格　第１章　共通項目」に示す。
第２章　個別項目 蒸気タービンに適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。 ・発電用原子力設備に関する技術規準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号） ・発電用火力設備の技術基準の解釈　（平成 25 年 5 月 17 日 20130507 商局第２号） ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＢ１－2007　発電用原子炉設備規格　溶接規格 ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005/2007　発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・タービンミサイル評価について（昭和 52 年 7 月 20 日原子力委員会原子炉安全専門審査会）	第２章　個別項目 蒸気タービンに適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。 ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第１３０６１９４号） ・発電用原子力設備に関する技術規準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号） ・発電用火力設備の技術基準の解釈　（平成 25 年 5 月 17 日 20130507 商局第２号） ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＢ１－2007　発電用原子炉設備規格　溶接規格 ・ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005/2007　発電用原子力設備規格　設計・建設規格 ・タービンミサイル評価について（昭和 52 年 7 月 20 日原子力委員会原子炉安全専門審査会）

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 ハ　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 (次頁へ続く)

（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	（前頁の続き）
	－		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（代替再循環系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 （次頁へ続く）

（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，*8 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。 原子炉緊急停止系のチャンネル部及び論理回路*9は，論理回路の遮断，論理回路又はチャンネル部の駆動源が喪失した場合において，原子炉スクラム信号を発信する。 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	（前頁の続き） （次頁へ続く）

（続き）

変　更　前		変　更　後	
発電用原子炉の制御方法	その他の安全保護系起動信号のチャンネル部及び論理回路は，論理回路の遮断，論理回路又はチャンネル部の駆動源喪失時には，原子炉施設の安全上支障がない状態を維持するため，そのままの状態を維持する。また，駆動源が喪失した場合において，故障を示す警報を中央制御室に表示する。ただし，その他の安全保護系起動信号のうち，主蒸気隔離弁，その他の原子炉格納容器隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系については，チャンネル部又は論理回路の駆動源が喪失した場合には，その他の安全保護系起動信号を発信する。	発電用原子炉の制御方法	（前頁の続き）
	－		ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動回路は２チャンネルで構成され，作動信号により両チャンネルが同時に動作すると全制御棒を全挿入させて原子炉を未臨界にする。 ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）のチャンネル部及び論理回路は，論理回路の遮断，論理回路又はチャンネル部の駆動源喪失時には，原子炉施設の安全上支障がない状態を維持するため，そのままの状態を維持する。また，駆動源が喪失した場合において，故障を示す警報を中央制御室に表示する。 ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の作動回路は２チャンネルで構成され，作動信号により両チャンネルが同時に動作すると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。
	（次頁へ続く）		

（続き）

変　更　前		変　更　後	
発電用原子炉の制御方法	（前頁の続き）	発電用原子炉の制御方法	ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）のチャンネル部及び論理回路は，論理回路の遮断，論理回路又はチャンネル部の駆動源喪失時には，原子炉施設の安全上支障がない状態を維持するため，そのままの状態を維持する。また，駆動源が喪失した場合において，故障を示す警報を中央制御室に表示する。 過渡時自動減圧機能の作動回路は2チャンネルで構成され，作動信号により片チャンネルが動作した場合に，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。 過渡時自動減圧機能のチャンネル部及び論理回路は，論理回路の遮断，論理回路又はチャンネル部の駆動源喪失時には，原子炉施設の安全上支障がない状態を維持するため，そのままの状態を維持する。また，駆動源が喪失した場合において，故障を示す警報を中央制御室に表示する。

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。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には安全保護系等の制御として「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。」と記載。

＊9：安全保護系は，検出器から動作装置入力端子までをいい，安全保護系に必要な単一の信号を発生させるまでをチャンネル部，それ以降を論理回路という。

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	[redacted]		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[redacted]以上）			
最大反応度価値*4		Δk	[redacted]			
主要寸法	全長*5	mm	[redacted]	[redacted]	[redacted]	
	有効長さ	mm	[redacted]		変更なし	
	幅	mm	[redacted]			
	ブレード厚さ	mm	[redacted]			
	シース厚さ*4	mm	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	落下速度リミッタ外径	mm	[redacted]	[redacted]	[redacted]	
個数		－	185		185	
落下速度*4		m/s	[redacted]		変更なし	

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[redacted]	
反応度制御能力*3	Δk	[redacted]	
停止余裕	Δk	[redacted]	
負の反応度添加率	Δk	毎分[redacted]以上*5	
貯蔵量*6	m^3	[redacted](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「$Na_2(B_5O_8)_2 \cdot 10H_2O$」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[redacted]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「[redacted]kg 以上（五ほう酸ナトリウム)」と記載。

NT2 補① Ⅱ R1

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	[redacted] (85.7*3，*4)		
			[redacted] (85.7*4，*5)		
	外径	mm	[redacted]		
	厚さ	mm	[redacted]		
			[redacted]		
材料	フランジ	―	SUSF304 相当 [redacted]		
			SUSF304*1		
	インジケータチューブ	―	[redacted]		
			[redacted]		
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 32*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	[redacted]	―	
挿入時間		―	―	全ストロークの[redacted]%挿入まで[redacted]秒以下（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：ＳＩ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図面「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 号にて届け出した工事計画の添付図面「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。駆動速度は定格値±20%以内。

(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	[redacted]（17.8*3）			
	平板厚さ*8	mm	[redacted]（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	－	[redacted] EL. 20.30 m*10	[redacted] 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. 21.29 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ームレータ」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（ピストン式)」と記載。

＊3：公称値を示す。

＊4：ＳＩ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 59 資庁第 13358 号にて認可された工事計画の添付書類「1.　制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットアキュー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			水圧制御ユニット窒素容器	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	[redacted]		
	胴板厚さ*5	mm	[redacted]		
	鏡板厚さ*5	mm	[redacted]		
	鏡板の形状に係る寸法	mm	[redacted]（内半径）		
	管台外径	mm	[redacted]		
	管台厚さ	mm	[redacted]		
	高さ	mm	[redacted]		
材料	胴板*9	－	[redacted]		
個　数		－	185		
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	水圧制御ユニット窒素容器 制御棒駆動水圧系*10		
	設置床	－	[redacted] EL.20.30 m*10 / [redacted] 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.21.29 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：ＳＩ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図面「第 3-10 図　制御棒駆動水圧系窒素容器構造図」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-1-2-3　水圧制御ユニットの計算書」による。

＊8：窒素容器の鏡板は，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。

			変　更　前		変更後
名　称			スクラム水排出容器*9		変更なし
種　類		－	たて置円筒形*1		
容　量		L/個	[redacted](62*2)		
最高使用圧力		MPa	8.62*3		
最高使用温度		℃	138		
主要寸法	胴外径*4	mm	355.6*2, *5		
	胴板厚さ	mm	[redacted](27.8*2)		
	鏡板厚さ	mm	[redacted](27.8*2)		
	鏡板の形状に係る寸法	mm	300.0*2, *5 (鏡板長径)		
			75.0*2, *5 (鏡板短径の2分の1)		
	ドレン出口管台外径	mm	77.9*2, *5		
	ドレン出口管台厚さ	mm	[redacted](17.4*2, *5)		
	計装ノズル管台外径	mm	50.0*2, *5		
	計装ノズル管台厚さ	mm	[redacted](7.8*2, *5)		
	高さ*6	mm	874.8*2, *7		
材料	胴板	－	STPT42		
	鏡板	－	SB42		
個　数		－	2		
取付箇所	系統名（ライン名）	－	スクラム水排出容器Ⅰ 制御棒駆動水圧系*8	スクラム水排出容器Ⅱ 制御棒駆動水圧系*8	
	設置床	－	[redacted] EL.20.30 m*8	[redacted] EL.20.30 m*8	
	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「円筒形」と記載。

＊2：公称値を示す。

＊3：ＳＩ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「胴内径」と記載。

＊5：記載の適正化を行う。記載内容は，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の添付書類「1-1-1-1　スクラム排出水容器の強度計算書」による。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「全高」と記載。

＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には，ドレン出口下部端部から胴上端溶接部までの高さである「955」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。記載内容は，設計図書による。

＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「スクラム排出水容器」と記載。

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

<table>
<tr><th colspan="3"></th><th>変　更　前*</th><th colspan="2">変　更　後</th></tr>
<tr><td colspan="2">名　　称</td><td></td><td>C12-126</td><td colspan="2" rowspan="13">変更なし</td></tr>
<tr><td colspan="2">種　　類</td><td>－</td><td>止め弁</td></tr>
<tr><td colspan="2">最高使用圧力</td><td>MPa</td><td>12.06</td></tr>
<tr><td colspan="2">最高使用温度</td><td>℃</td><td>66</td></tr>
<tr><td rowspan="3">主要寸法</td><td>呼び径</td><td>－</td><td>25 A（入口側）／
25 A（出口側）</td></tr>
<tr><td>弁箱厚さ</td><td>mm</td><td>[redacted]</td></tr>
<tr><td>弁ふた厚さ</td><td>mm</td><td>[redacted]</td></tr>
<tr><td rowspan="2">材料</td><td>弁箱</td><td>－</td><td>SUS304 相当
[redacted]</td></tr>
<tr><td>弁ふた</td><td>－</td><td>SUS304 相当
[redacted]</td></tr>
<tr><td colspan="2">駆動方法</td><td>－</td><td>空気作動</td></tr>
<tr><td colspan="2">個　　数</td><td>－</td><td>185</td></tr>
<tr><td rowspan="3">取付箇所</td><td>系統名
（ライン名）</td><td>－</td><td>C12-126
制御棒駆動水圧系</td></tr>
<tr><td>設置床</td><td>－</td><td>[redacted]
EL.20.30 m</td><td>[redacted]
EL.20.30 m</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の区画番号</td><td>－</td><td rowspan="2">－</td><td>RB-3-3</td><td>RB-3-4</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>－</td><td>EL.21.29 m
以上</td><td>EL.21.75 m
以上</td></tr>
</table>

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			C12-127		変更なし	
種類		－	止め弁			
最高使用圧力		MPa	8.62			
最高使用温度		℃	138			
主要寸法	呼び径	－	20 A（入口側）／ 20 A（出口側）			
	弁箱厚さ	mm	[redacted]			
	弁ふた厚さ	mm	[redacted]			
材料	弁箱	－	SUS304 相当 [redacted]			
	弁ふた	－	SUS304 相当 [redacted]			
駆動方法		－	空気作動			
個数		－	185			
取付箇所	系統名（ライン名）	－	C12-127 制御棒駆動水圧系			
	設置床	－	[redacted] EL. 20.30 m	[redacted] 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. 21.29 m 以上	EL. 21.75 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。

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 (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
制御棒駆動水圧系	復水補給水系配管（制御棒駆動水配管取合点）*2 ～ 弁 C12-F013A，B	1.03*3	66	114.3	6.0*1	STPT42	制御棒駆動水圧系	変更なし					
制御棒駆動水圧系	弁 C12-F013A，B ～ 駆動水ポンプ*4	1.03*3	66	114.3	6.0*1	STPT42	制御棒駆動水圧系	変更なし					
制御棒駆動水圧系	駆動水ポンプ*17 ～ 駆動水フィルタ	12.06*3	66	60.5	8.7*1	STPT42	制御棒駆動水圧系	変更なし					
制御棒駆動水圧系	駆動水フィルタ*5 ～ 排出水配管合流点	12.06*3	66	60.5	5.5*1	SUS304TP	制御棒駆動水圧系	変更なし					
				48.6	5.1*1	SUS304TP							
				48.6	7.1*1	STPT42							
				89.1	11.1*1	STPT42	制御棒駆動水圧系	—*7					
				33.4	[redacted] (4.5*1)	SUS304TP							
				26.7	[redacted] (3.9*1)	SUS304TP							
制御棒駆動水圧系	マスターコントロール内配管*8 ～ マニホールド（駆動水配管）	12.06*3	66	33.4	[redacted] (4.5*1)	SUS304TP	制御棒駆動水圧系	変更なし					
				21.3	[redacted] (3.7*1)	SUS304TP							
				21.3*12	[redacted] (3.7*1，*12)	SUS304TP 相当 [redacted]							
制御棒駆動水圧系	マスターコントロール内配管*9 ～ マニホールド（冷却水配管）	12.06*3	66	60.5	5.5*1	SUS304TP	制御棒駆動水圧系	変更なし					
				33.4	[redacted] (4.5*1)	SUS304TP							
				21.3	[redacted] (3.7*1)	SUS304TP							
				21.3*12	[redacted] (3.7*1，*12)	SUS304TP 相当 [redacted]							

（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 (mm)	厚さ (mm)	材料
制御棒駆動水圧系	*10 マスターコントロール内配管 ～ 弁 C12-115	12.06*3	66	60.5	5.5*1	SUS304TP	制御棒駆動水圧系	変更なし					
				33.4	[redacted] (4.5*1)	SUS304TP							
				21.3	[redacted] (3.7*1)	SUS304TP							
				21.3*12	[redacted] (3.7*1, *12)	SUS304TP 相当 [redacted]							
	*11 弁 C12-115 ～ 制御ユニット内アキュムレータ充填水配管合流点	12.06*12	66*12	21.3*12	[redacted] (3.7*1, *12)	SUS304TP 相当 [redacted]		変更なし					
	*11 水圧制御ユニット アキュムレータ ～ 制御ユニット内アキュムレータ充填水配管合流点	12.06*12	66*12	49.8*12	[redacted] (12.7*1, *12)	SUSF304 相当 [redacted]		変更なし					
	*11 制御ユニット内アキュムレータ充填水配管合流点 ～ 制御ユニット内挿入配管合流点	12.06*12	66*12	33.4*12	[redacted] (4.5*1, *12)	SUS304TP 相当 [redacted]		変更なし					
	*11 マニホールド ～ 制御ユニット内挿入配管合流点	12.06*12	66*12	21.3*12	[redacted] (3.7*1, *12)	SUS304TP 相当 [redacted]		変更なし					
	*11 制御ユニット内挿入配管合流点 ～ 挿入配管制御ユニット出口	12.06*12	66*12	33.4*12	[redacted] (4.5*1, *12)	SUS304TP 相当 [redacted]		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*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	挿入配管制御ユニット出口～制御棒駆動機構ハウジング *13	12.06*3	66	33.4	[redacted] (4.5*1)	SUS304TP	制御棒駆動水圧系	変更なし				
				47.0*12	[redacted] (6.6*1, *12)	SUS27*12						
				46.3*12	[redacted] (5.9*1, *12)	SUS304*12						
				48.0*12	[redacted] (6.8*1, *12)	SUS304*12						
				48.1*12	[redacted] (7.1*1, *12)	SUS304*12						
				50.0*12	[redacted] (11.5*1, *12)	SUS304*12						
				26.7	[redacted] (3.9*1)	SUS304TP						
	制御棒駆動機構ハウジング～引抜配管制御ユニット入口 *14	12.06*3	66	26.7	[redacted] (3.9*1)	SUS304TP		変更なし	変更なし	変更なし		
		—						12.06*19	66*19	42.0*12, *18	[redacted] (7.5*1, *12, *18)	SUS304*12, *18
										40.1*12, *18	[redacted] (6.5*1, *12, *18)	SUS304*12, *18
		12.06*3	66	39.0*12	[redacted] (6.0*1, *12)	SUS27*12		変更なし	変更なし	変更なし		
				46.3*12	[redacted] (9.3*1, *12)	SUS304*12						
				48.0*12	[redacted] (6.8*1, *12)	SUS304*12						
	引抜配管制御ユニット入口～制御ユニット内引抜配管合流点 *11	8.62*12	138*12	26.7*12	[redacted] (3.9*1, *12)	SUS304TP 相当 [redacted]		変更なし				
	制御ユニット内引抜配管合流点～マニホールド *11	12.06*12	66*12	21.3*12	[redacted] (3.7*1, *12)	SUS304TP 相当 [redacted]						
	マニホールド～弁 C12-105 *15	12.06*3	66	21.3	[redacted] (3.7*1)	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*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
制御棒駆動水圧系	弁 C12-105 ～ 排出水配管合流点 *15	12.06*3	66	21.3	[redacted] (3.7*1)	SUS304TP	制御棒駆動水圧系	変更なし					
				33.4	[redacted] (4.5*1)	SUS304TP							
	制御ユニット内引抜配管合流点 ～ 弁 C12-127 *11	8.62*12	138*12	26.7*12	[redacted] (3.9*1, *12)	SUS304TP 相当 [redacted]		変更なし					
	弁 C12-127 ～ 排出水配管制御ユニット出口 *11	8.62*12	138*12	26.7*12	[redacted] (3.9*1, *12)	SUS304TP 相当 [redacted]		変更なし					
	排出水配管制御ユニット出口 ～ スクラム水排出容器 *16	8.62*3	138	26.7	[redacted] (3.9*1)	SUS304TP		変更なし					
				165.2	11.0*1	STPT42							
				216.3	12.7*1	STPT42							
				216.3	18.2*1	STPT42							
				355.6	27.8*1	STPT42		—*7					

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「(駆動水ポンプ吸込管）補給水系より駆動水ポンプ吸込弁まで」と記載。

＊3：ＳＩ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「(駆動水ポンプ吸込管）駆動水ポンプ吸込弁より駆動水ポンプまで」と記載。

＊5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(マスターコントロール内配管）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」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 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　制御棒駆動水圧系配管の規格計算書」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。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(駆動水配管）マスターコントロール内配管より制御ユニットまで」と記載。

＊9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(冷却水配管）マスターコントロール内配管より制御ユニットまで」と記載。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(アキュームレータ充填水配管）マスターコントロール内配管より制御ユニットまで」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。
＊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，設計図書による。
＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(挿入配管）制御ユニットより制御棒駆動機構ハウジングまで」と記載。
＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(引抜配管）制御棒駆動機構ハウジングより制御ユニットまで」と記載。
＊15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(排出水配管）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。
＊16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(スクラム排出水配管）制御ユニットよりスクラム排出水容器まで」と記載。
＊17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(駆動水ポンプ吐出管）駆動水ポンプより駆動水フィルターまで」と記載。
＊18：本設備は既存の設備である。
＊19：重大事故等時における使用時の値を示す。

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，制御材駆動装置の制御棒駆動水圧設備（制御棒駆動水圧系）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-9A，B，C，D
原子炉格納容器配管貫通部　X-10A，B，C，D

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		m^3/h/個	9.78 以上 (9.78*4, *5)			
	吐出圧力*6		MPa	8.5 以上*6 (8.5*4, *6)			
	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*4, *7			
		吐出内径	mm	38.4*4, *7			
		ケーシング厚さ	mm	[redacted] (11.8*4, *7)			
		たて	mm	1820*4, *8			
		横	mm	2100*4, *8			
		高さ	mm	1250*4, *8			
	材料	ケーシング*9	－	[redacted]			
		ケーシングカバー	－	[redacted]			
	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	－	[redacted] EL.38.80 m*7	[redacted] 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	37	
	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　870 m」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図面「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	変　更　後
名　称			ほう酸水貯蔵タンク*1	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		m³/個	[redacted] (19.5*5)	変更なし
最高使用圧力		MPa	静水頭*6	変更なし
最高使用温度		℃	66	変更なし
主要寸法	胴内径*7	mm	2745*5	変更なし
主要寸法	胴板厚さ*8	mm	[redacted] (5.0*5)	変更なし
主要寸法	底板厚さ*10	mm	[redacted] (7.0*5)	変更なし
主要寸法	平板厚さ	mm	5.0*4, *5	変更なし
主要寸法	管台外径（流体出口）	mm	89.1*4, *5	変更なし
主要寸法	管台厚さ（流体出口）	mm	[redacted] (5.5*5, *9)	変更なし
主要寸法	管台外径（ミキシングヒータ取付座）	mm	139.8*4, *5	変更なし
主要寸法	管台厚さ（ミキシングヒータ取付座）	mm	[redacted] (6.6*5, *9)	変更なし
主要寸法	高さ	mm	3684*5	変更なし
材料	胴板	－	SUS304	変更なし
材料	底板	－	SUS304	変更なし
個　数		－	1	変更なし
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	変更なし
取付箇所	設置床	－	[redacted] EL.38.80 m*4	変更なし
取付箇所	溢水防護上の区画番号	－	－	RB-5-3
取付箇所	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		－	非平衡型		変更なし
吹出圧力		MPa	9.66		
吹出量		kg/h/個	[redacted]		
主要寸法	呼び径	－	25 A		
	のど部の径	mm	[redacted]		
	弁座口の径	mm			
	リフト	mm			
材料（弁箱）		－			
駆動方法		－	－		
個　数		－	2		
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	C41-F029A ほう酸水注入系	C41-F029B ほう酸水注入系	
	設置床	－	[redacted] EL.38.80 m	[redacted] 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：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*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
ほう酸水注入系	ほう酸水貯蔵タンク ～ ほう酸水注入ポンプ (連絡配管含む)	1.04*1	66	89.1	5.5*2, *3	SUS304TP	ほう酸水注入系	ほう酸水貯蔵タンク*4 ～ ほう酸水注入ポンプ (連絡配管含む)	変更なし				
				89.1*5 /89.1*5 /89.1*5	5.5*2, *5 /5.5*2, *5 /5.5*2, *5	SUS304TP*5							
				89.1*5 /89.1*5 / －	5.5*2, *5 /5.5*2, *5 / －	SUS304TP*5							
				89.1*5 / － /89.1*5	5.5*2, *5 / － /5.5*2, *5	SUS304TP*5							
	ほう酸水注入ポンプ ～ 弁 C41-F004A,B (連絡配管含む)	9.66*1	66	48.6	5.1*2	SUS304TP		ほう酸水注入ポンプ*4 ～ 弁 C41-F004A,B (連絡配管含む)	変更なし				
				49.1*5, *6 /49.1*5, *6 / －	6.4*2, *5, *7 /6.4*2, *5, *7 / －	SUS304*5							
				49.1*5, *6	6.4*2, *5, *7	SUS304*5							
				49.1*5, *6 /49.1*5, *6 /49.1*5, *6	6.4*2, *5, *7 /6.4*2, *5, *7 /6.4*2, *5, *7	SUS304*5							
				49.1*5, *6 / － /49.1*5, *6	6.4*2, *5, *7 / － /6.4*2, *5, *7	SUS304*5							

（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
ほう酸水注入系	弁 C41-F004A,B ～ 原子炉圧力容器	9.66*1	302	48.6	5.1*2	SUS304TP	ほう酸水注入系	弁 C41-F004A,B ～ 原子炉圧力容器 *4	変更なし				
				49.1*5, *6 /49.1*5, *6 /49.1*5, *6	6.4*2, *5, *7 /6.4*2, *5, *7 /6.4*2, *5, *7	SUS304*5							
				49.1*5, *6	6.4*2, *5, *7	SUS304*5							
				49.1*5, *6	7.8*2, *5, *7	SUS304*5							
				48.6	5.1*2	SUS304LTP							
				49.1*5, *6	6.4*2, *5, *7	SUSF304L*5							
				49.1*5, *6 /49.1*5, *6 / －	6.4*2, *5, *7 /6.4*2, *5, *7 / －	SUS304L*5							
				49.1*5, *6	6.4*2, *5, *7	SUS304L*5							

注記　＊1：ＳＩ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：差込み継手の差込み部内径を示す。

＊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，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

<table>
<tr><th colspan="2"></th><th></th><th colspan="2">変　更　前</th><th>変　更　後</th></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="3">名　　称</td><td rowspan="3"></td><td colspan="2">起動領域計装</td><td rowspan="5">変更なし</td></tr>
<tr><td colspan="2">中性子源領域　　中間領域</td></tr>
<tr><td colspan="2">検出器の種類</td><td>－</td><td colspan="2">核分裂電離箱</td></tr>
<tr><td colspan="2">計測範囲</td><td>－</td><td>10^{-1}～10^{6} cps
(1×10^{3}～1×10^{9} $cm^{-2}s^{-1}$) *2</td><td>0～40 %又は
0～125 %*1
(1×10^{8}～1.5×10^{13} $cm^{-2}s^{-1}$) *3</td></tr>
<tr><td colspan="2">警報動作範囲</td><td>－</td><td colspan="2">警報動作範囲一覧表に示す</td><td>変更なし*4</td></tr>
<tr><td colspan="2">個数</td><td>－</td><td colspan="2">8</td><td rowspan="5">変更なし</td></tr>
<tr><td rowspan="4">取付箇所</td><td>系統名
（ラインン名）</td><td>－</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>設置床</td><td>－</td><td>[redacted]</td><td>EL. 14.00 m*5</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の区画番号</td><td>－</td><td colspan="2" rowspan="2">－</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>－</td></tr>
</table>

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}～10^{6} CPS(1×10^{3}～1×10^{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 %(1×10^{8}～1.5×10^{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：既工事計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
取付箇所 系統名（ラインン名）	－	－	
取付箇所 設置床	－	[redacted] EL. 14.00 m*6	
取付箇所 溢水防護上の区画番号	－	－	
取付箇所 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}～10^{14} $cm^{-2}s^{-1}$)」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：既工事計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		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*5	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（ＬＰＲＭ）		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（ＡＰＲＭ）		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		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（ＲＢＭ）	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。

＊5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「3 CPS」と記載。

(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（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

<table>
<tr><th colspan="3"></th><th colspan="2">変 更 前</th><th colspan="2">変 更 後</th></tr>
<tr><td colspan="2">名 称 *1</td><td></td><td colspan="2">主蒸気流量</td><td colspan="2" rowspan="7">変更なし</td></tr>
<tr><td colspan="2">検 出 器 の 種 類</td><td>－</td><td colspan="2">差圧式流量検出器*2</td></tr>
<tr><td colspan="2">計 測 範 囲 *3</td><td>－</td><td>0～2000 t/h*4, *5, *6</td><td>-0.098～1.030 MPa*2, *7</td></tr>
<tr><td colspan="2">警 報 動 作 範 囲</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td colspan="2">個 数</td><td>－</td><td>4</td><td>16*2</td></tr>
<tr><td rowspan="3">取付箇所</td><td>系 統 名
（ラ イ ン 名）</td><td>－</td><td colspan="2">主蒸気流量
主蒸気系*2</td></tr>
<tr><td>設 置 床</td><td>－</td><td>[redacted]</td><td>EL.14.00 m*2</td></tr>
<tr><td>溢 水 防 護 上 の
区 画 番 号</td><td>－</td><td colspan="2" rowspan="2">－</td><td colspan="2" rowspan="2">変更なし</td></tr>
<tr><td>溢 水 防 護 上 の
配 慮 が 必 要 な 高 さ</td><td>－</td><td>RB-2-8*8
RB-2-9*9</td></tr>
<tr><td colspan="2"></td><td colspan="2"></td><td colspan="2"></td><td>EL.14.00 m 以上*8
EL.14.20 m 以上*9</td></tr>
</table>

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：本計測装置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。

＊7：計測範囲は，差圧指示を記載。

＊8：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。

＊9：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			—	原子炉圧力容器温度
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（ラインン名）	—		原子炉圧力容器温度
	設置床	—		原子炉格納容器 EL.20.30 m*1 EL.29.00 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：対象計器は，TE-B22-N030H，TE-B22-N030S。

＊2：対象計器は，TE-B22-N030C，TE-B22-N030G。

			変更前	変更後
名称			－	高圧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（ラインン名）	－		高圧代替注水系系統流量 高圧代替注水系
	設置床	－		[redacted] EL.-4.00 m
	溢水防護上の区画番号	－		RB-B2-13
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.-3.83 m以上

			変更前	変更後
名称			－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）
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		－		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	－		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系
	設置床	－		[redacted] EL.20.30 m
	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.20.30 m以上

			変更前	変更後
名称			－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）
検出器の種類		－		差圧式流量検出器
計測範囲		m^3/h		0～80
警報動作範囲		－		－
個数		－		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	－		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系
	設置床	－		[redacted] EL.20.30 m
	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.20.30 m以上

			変更前	変更後
名称			－	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）
検出器の種類		－		差圧式流量検出器
計測範囲		m^3/h		0～300
警報動作範囲		－		－
個数		－		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	－		低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系
	設置床	－		[redacted] EL.14.00 m
	溢水防護上の区画番号	－		RB-2-8
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.14.00 m以上

			変更前	変更後
名称			－	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）
検出器の種類		－		差圧式流量検出器
計測範囲		m^3/h		0～80
警報動作範囲		－		－
個数		－		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	－		低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 低圧代替注水系
	設置床	－		[redacted] EL.14.00 m
	溢水防護上の区画番号	－		RB-2-8
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.14.00 m以上

			変更前	変更後	
名称			—	代替循環冷却系原子炉注水流量	
検出器の種類		—		差圧式流量検出器	
計測範囲		m^3/h		0～150	
警報動作範囲		—		—	
個数		—		2	
取付箇所	系統名（ラインン名）	—		代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系 A	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系 B
	設置床	—		[redacted] EL. 14.00 m	[redacted] EL. -4.00 m
	溢水防護上の区画番号	—		RB-2-8	RB-B2-3
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL. 14.00 m 以上	EL. -3.83 m 以上

			変更前	変更後	
名称			—	代替循環冷却系ポンプ入口温度	
検出器の種類		—		熱電対	
計測範囲		℃		0～100	
警報動作範囲		—		—	
個数		—		2	
取付箇所	系統名（ラインン名）	—		代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系 A	代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系 B
	設置床	—		[redacted]	EL.-4.00 m
	溢水防護上の区画番号	—		RB-B2-8	RB-B2-4
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL.-3.80 m以上	EL.-2.98 m以上

<table>
<tr><td colspan="3"></td><td colspan="2">変　更　前</td><td colspan="2">変　更　後</td></tr>
<tr><td colspan="2">名　　称 *1</td><td></td><td colspan="2">残留熱除去系熱交換器入口温度*2</td><td colspan="2" rowspan="7">変更なし</td></tr>
<tr><td colspan="2">検出器の種類</td><td>－</td><td colspan="2">熱電対*3</td></tr>
<tr><td colspan="2">計測範囲*4</td><td>℃</td><td colspan="2">0～300</td></tr>
<tr><td colspan="2">警報動作範囲</td><td>－</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td colspan="2">個　　数</td><td>－</td><td colspan="2">2</td></tr>
<tr><td rowspan="3">取付箇所</td><td>系統名
（ラインン名）</td><td>－</td><td>残留熱除去系熱交換器
入口温度 A
残留熱除去系 A*3</td><td>残留熱除去系熱交換器
入口温度 B
残留熱除去系 B*3</td></tr>
<tr><td>設置床</td><td>－</td><td colspan="2">EL. 8.20 m*3</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の区画番号</td><td>－</td><td colspan="2" rowspan="2">－</td><td>RB-1-3*5</td><td>RB-1-7*6</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>－</td><td colspan="2">EL. 9.78 m 以上</td></tr>
</table>

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：対象計器は，TE-E12-N004A。

＊6：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			
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	残留熱除去系熱交換器出口温度A 残留熱除去系A*3	残留熱除去系熱交換器出口温度B 残留熱除去系B*3		
	設置床	－	[redacted]	EL.2.00 m*3		
	溢水防護上の区画番号	－	－		RB-B1-4*5	RB-B1-3*6
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－			EL.2.59 m以上*5	EL.2.14 m以上*6

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：対象計器は，TE-E12-N027A。

＊6：対象計器は，TE-E12-N027B。

<table>
<tr><th colspan="3"></th><th>変　更　前</th><th>変　更　後</th></tr>
<tr><td colspan="2">名　　称 *1</td><td></td><td>原子炉隔離時冷却系系統流量*2</td><td rowspan="7">変更なし</td></tr>
<tr><td colspan="2">検出器の種類</td><td>－</td><td>差圧式流量検出器*3</td></tr>
<tr><td colspan="2">計測範囲*4</td><td>L/s</td><td>0～50</td></tr>
<tr><td colspan="2">警報動作範囲</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td colspan="2">個　　数</td><td>－</td><td>1</td></tr>
<tr><td rowspan="4">取付箇所</td><td>系統名
（ラインン名）</td><td>－</td><td>原子炉隔離時冷却系系統流量
原子炉隔離時冷却系*3</td></tr>
<tr><td>設置床</td><td>－</td><td>[redacted] EL.-4.00 m*3</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の区画番号</td><td>－</td><td rowspan="2">－</td><td>RB-B2-10</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>－</td><td>EL.-3.70 m以上</td></tr>
</table>

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。

			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	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	高圧炉心スプレイ系系統流量 高圧炉心スプレイ系*3	
	設置床	－	[redacted] EL.2.00 m*3	
	溢水防護上の区画番号	－	－	RB-B1-9
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.2.00 m以上

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。

<table>
<tr><th colspan="3"></th><th>変　更　前</th><th>変　更　後</th></tr>
<tr><td colspan="2">名　　称 *1</td><td></td><td>低圧炉心スプレイ系系統流量*2</td><td rowspan="7">変更なし</td></tr>
<tr><td colspan="2">検出器の種類</td><td>－</td><td>差圧式流量検出器*3</td></tr>
<tr><td colspan="2">計測範囲*4</td><td>L/s</td><td>0～600</td></tr>
<tr><td colspan="2">警報動作範囲</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td colspan="2">個　　数</td><td>－</td><td>1</td></tr>
<tr><td rowspan="4">取付箇所</td><td>系統名
（ラインン名）</td><td>－</td><td>低圧炉心スプレイ系系統流量
低圧炉心スプレイ系*3</td></tr>
<tr><td>設置床</td><td>－</td><td>[redacted] EL.2.00 m*3</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の区画番号</td><td>－</td><td rowspan="2">－</td><td>RB-B1-1</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>－</td><td>EL.2.00 m以上</td></tr>
</table>

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。

			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				
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		
	設置床	－	[redacted]		EL. 2.00 m*3		
	溢水防護上の区画番号	－	－			RB-B1-1	RB-B1-2
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－				EL. 2.00 m 以上	EL. 2.40 m 以上

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。

(3) 原子炉圧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

<table>
<tr><th colspan="3"></th><th colspan="4">変　更　前</th><th colspan="3">変　更　後</th></tr>
<tr><td colspan="2">名　　称*1</td><td></td><td colspan="4">原子炉圧力</td><td colspan="3" rowspan="7">変更なし</td></tr>
<tr><td colspan="2">検出器の種類</td><td>－</td><td colspan="4">弾性圧力検出器*2</td></tr>
<tr><td colspan="2">計測範囲*3</td><td>MPa</td><td>0～8.5*4，*5</td><td>6～7.5*2，*5</td><td>0～10.5*2</td><td>0～10*2</td></tr>
<tr><td colspan="2">警報動作範囲</td><td>MPa</td><td colspan="3">－</td><td>0～10*2</td></tr>
<tr><td colspan="2">個　　数</td><td>－</td><td>1*6，*7</td><td>1*6，*8</td><td>2*6，*9</td><td>4*6，*10</td></tr>
<tr><td rowspan="4">取付箇所</td><td>系統名（ライン名）</td><td>－</td><td colspan="4">原子炉圧力*11</td></tr>
<tr><td>設置床</td><td>－</td><td></td><td colspan="2">EL.20.30 m*2</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の区画番号</td><td>－</td><td colspan="4" rowspan="2">－</td><td rowspan="2">変更なし</td><td>RB-3-1*12
RB-3-2*13</td><td>RB-3-1*14
RB-3-2*15</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>－</td><td colspan="2">EL.20.30 m以上</td></tr>
</table>

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：ＳＩ単位に換算したもの。

＊5：本計測装置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。

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には原子炉緊急停止系へ ON-OFF 信号を出力する計器の個数として「12」と記載。

＊7：対象計器は，PT-C34-N005。

＊8：対象計器は，PT-C34-N008。

＊9：対象計器は，PT-B22-N051A，PT-B22-N051B。

＊10：対象計器は，PT-B22-N078A，PT-B22-N078B，PT-B22-N078C，PT-B22-N078D。

＊11：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

＊12：対象計器は，PT-B22-N051A。

＊13：対象計器は，PT-B22-N051B。

＊14：対象計器は，PT-B22-N078C，PT-B22-N078D。

＊15：対象計器は，PT-B22-N078A，PT-B22-N078B。

			変更前	変更後
名称			－	原子炉圧力（ＳＡ）
検出器の種類		－		弾性圧力検出器
計測範囲		MPa		0～10.5
警報動作範囲		MPa		－
個数		－		4
取付箇所	系統名（ラインン名）	－		原子炉圧力（ＳＡ）
	設置床	－		[redacted] EL.20.30 m
	溢水防護上の区画番号	－		RB-3-1*1 RB-3-2*2
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.20.30 m以上

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。

			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	
個数		－	8*6，*7	8*6，*8	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	原子炉水位*9		
	設置床	－	[redacted]	EL.20.30 m*2	
	溢水防護上の区画番号	－	－		RB-3-1*10 RB-3-2*11
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－			EL.20.30 m以上

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：記載の適正化を行う。既工事計画書には，原子炉水位（広帯域）のうちLT-B22-N091A，LT-B22-N091B，LT-B22-N091C，LT-B22-N091D及び原子炉水位（燃料域）を含めた「22」と記載。

＊7：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。

なお，本計測装置のうちLT-C34-N004A及びLT-C34-N004Bについて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：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。

＊9：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

＊10：対象計器は，LT-B22-N073B，LT-B22-N073D，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-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	変更なし	差圧式水位検出器
計測範囲*4		mm	-3800～1500*5，*6		-3800～1500*6
警報動作範囲		mm	-3800～1500*3，*6	変更なし*7	－
個　　数		－	4*8	変更なし	4
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	原子炉水位（広帯域）*9		原子炉水位（広帯域）
	設置床	－	[redacted] EL.20.30 m*3		[redacted] EL.20.30 m
	溢水防護上の区画番号	－	－	RB-3-1*10 RB-3-2*11	RB-3-1*12 RB-3-2*13
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.20.30 m以上	

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。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には，原子炉水位及び原子炉水位（燃料域）を含めた「22」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。

＊10：対象計器は，LT-B22-N091A，LT-B22-N091C。

＊11：対象計器は，LT-B22-N091B，LT-B22-N091D。

＊12：対象計器は，LT-B22-N079B，LT-B22-N079D。

＊13：対象計器は，LT-B22-N079A，LT-B22-N079C。

			変更前	変更後
名称*1			原子炉水位（燃料域）*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	-3800～1300*3，*5	
警報動作範囲		－	－	
個数		－	2*6	
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	原子炉水位（燃料域）*7	
	設置床	－	[redacted] EL.14.00 m*3	
	溢水防護上の区画番号	－	－	RB-2-8*8 RB-2-9*9
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.14.00 m以上*8 EL.14.20 m以上*9

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：基準点は，原子炉圧力容器零レベルより 920 cm 上とする。（燃料有効長頂部）

＊6：記載の適正化を行う。既工事計画書には，原子炉水位及び原子炉水位（広帯域）を含めた「22」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。

＊8：対象計器は，LT-B22-N044A。

＊9：対象計器は，LT-B22-N044B。

			変更前	変更後
名称			―	原子炉水位（ＳＡ広帯域）
検出器の種類		―		差圧式水位検出器
計測範囲		mm		-3800～1500*
警報動作範囲		―		―
個数		―		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	―		原子炉水位（ＳＡ広帯域）
	設置床	―		[redacted] EL.20.30 m
	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.20.30 m以上

注記　＊：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）

			変更前	変更後
名称			－	原子炉水位（ＳＡ燃料域）
検出器の種類		－		差圧式水位検出器
計測範囲		mm		-3800～1300*
警報動作範囲		－		－
個数		－		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	－		原子炉水位（ＳＡ燃料域）
	設置床	－		[redacted] EL.14.00 m
	溢水防護上の区画番号	－		RB-2-8
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.14.00 m以上

注記　＊：基準点は，原子炉圧力容器零レベルより 920 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

<table>
<tr><td colspan="2"></td><td></td><td colspan="2">変　更　前</td><td colspan="3">変　更　後</td></tr>
<tr><td colspan="2">名　　称</td><td></td><td colspan="2">ドライウェル圧力*1</td><td colspan="3">変更なし</td></tr>
<tr><td colspan="2">検出器の種類</td><td>－</td><td colspan="2">弾性圧力検出器</td><td colspan="3" rowspan="5">変更なし</td><td>弾性圧力検出器</td></tr>
<tr><td colspan="2">計測範囲</td><td>－</td><td>0～20 kPa[gage]</td><td>0～500 kPa[abs]</td><td>0～1 MPa[abs]</td></tr>
<tr><td colspan="2">警報動作範囲</td><td>－</td><td colspan="2">－</td><td>－</td></tr>
<tr><td colspan="2">個　　数</td><td>－</td><td>12*2, *3</td><td>2*4, *5</td><td>1*6</td></tr>
<tr><td rowspan="3">取付箇所</td><td>系統名（ラインン名）</td><td>－</td><td colspan="2">ドライウェル圧力</td><td>ドライウェル圧力</td></tr>
<tr><td>設置床</td><td>－</td><td colspan="2">[redacted] EL.20.30 m</td><td>[redacted] EL.29.00 m</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の区画番号</td><td>－</td><td colspan="2" rowspan="2">－</td><td>RB-3-1*2
RB-3-2*3</td><td>RB-3-1*4
RB-3-2*5</td><td>RB-4-1</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>－</td><td colspan="2">EL.20.30 m以上</td><td>EL.29.00 m以上</td></tr>
</table>

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-B22-N067B，PT-B22-N067D，PT-B22-N094A，PT-B22-N094C，PT-C72-N050C，PT-C72-N050D。

＊3：対象計器は，PT-B22-N067A，PT-B22-N067C，PT-B22-N094B，PT-B22-N094D，PT-C72-N050A，PT-C72-N050B。

＊4：対象計器は，PT-26-79.51A。

＊5：対象計器は，PT-26-79.51B。

＊6：対象計器は，PT-26-79.60。

			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*4
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	サプレッション・チェンバ圧力		サプレッション・チェンバ圧力
	設置床	－	[redacted] EL.8.20 m		[redacted] EL.8.20 m
	溢水防護上の区画番号	－	－	RB-1-1*2 RB-1-2*3	RB-1-2
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.8.30 m以上*2 EL.8.85 m以上*3	EL.8.85 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：対象計器は，PT-26-79.52A。

＊3：対象計器は，PT-26-79.52B。

＊4：対象計器は，PT-26-79.61。

			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	測温抵抗体
計測範囲		℃	0～100		0～200
警報動作範囲		－	－		－
個数		－	24		3
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	サプレッション・プール水温度		サプレッション・プール水温度
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.-4.00 m*2 EL.2.00 m*3		原子炉格納容器 EL.-4.00 m*4 EL.2.00 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：既工事計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, *2		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（ラインン名）	－	ドライウェル雰囲気温度			ドライウェル雰囲気温度
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.14.00 m*3 EL.38.80 m*4	原子炉格納容器 EL.14.00 m*5 EL.20.30 m*6 EL.29.00 m*7		原子炉格納容器 EL.14.00 m*8 EL.29.00 m*9
	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：本計測装置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：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。

＊4：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。

＊5：対象計器は，TE-26-79.52C，TE-26-79.52T。

＊6：対象計器は，TE-26-79.52G，TE-26-79.52W。

＊7：対象計器は，TE-26-79.52K，TE-26-79.52P。

＊8：対象計器は，TE-26-79.61A，TE-26-79.61B，TE-26-79.62A，TE-26-79.62B。

＊9：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，*2	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*3		2*4
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度		サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	設置床	－	原子炉格納容器 EL.8.20 m		原子炉格納容器 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：本計測装置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：対象計器は，TE-26-79.51S，TE-26-79.51T，TE-26-79.51U，TE-26-79.51V。

＊4：対象計器は，TE-26-79.65A，TE-26-79.65B。

<table>
<tr><th colspan="3"></th><th>変　更　前</th><th>変　更　後</th></tr>
<tr><td colspan="2">名　　称</td><td></td><td>格納容器内水素濃度*1</td><td rowspan="8">変更なし</td></tr>
<tr><td colspan="2">検出器の種類</td><td>－</td><td>熱伝導式水素検出器</td></tr>
<tr><td colspan="2">計測範囲</td><td>%</td><td>0～20
0～100</td></tr>
<tr><td colspan="2">警報動作範囲</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td colspan="2">個　　数</td><td>－</td><td>2</td></tr>
<tr><td rowspan="4">取付箇所</td><td>系統名
（ラインン名）</td><td>－</td><td>格納容器内水素濃度</td></tr>
<tr><td>設置床</td><td>－</td><td>[redacted]
EL.20.30 m*2
EL.29.00 m*3</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の区画番号</td><td>－</td><td rowspan="2">－</td><td>RB-3-1*2
RB-4-2*3</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>－</td><td>EL.20.30 m以上*2
EL.29.00 m以上*3</td></tr>
</table>

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（ＳＡ）
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		—		2
取付箇所	系統名（ラインン名）	—		格納容器内水素濃度（ＳＡ）
	設置床	—		[redacted] EL. 14.00 m*1 EL. 20.30 m*2
	溢水防護上の区画番号	—		RB-2-8*1 RB-3-2*2
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL. 14.00 m 以上*1 EL. 20.30 m 以上*2

注記　＊1：対象計器は，H2E-SA19-N002B。
　　＊2：対象計器は，H2E-SA19-N002A。

<table>
<tr><th colspan="3"></th><th>変　更　前</th><th>変　更　後</th></tr>
<tr><td colspan="2">名　　称</td><td></td><td>格納容器内酸素濃度*1</td><td rowspan="8">変更なし</td></tr>
<tr><td colspan="2">検出器の種類</td><td>－</td><td>磁気風式酸素検出器</td></tr>
<tr><td colspan="2">計測範囲</td><td>%</td><td>0～10
0～30</td></tr>
<tr><td colspan="2">警報動作範囲</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td colspan="2">個　　数</td><td>－</td><td>2</td></tr>
<tr><td rowspan="3">取付箇所</td><td>系統名
（ラインン名）</td><td>－</td><td>格納容器内酸素濃度</td></tr>
<tr><td>設置床</td><td>－</td><td>[redacted]
EL.20.30 m*2
EL.29.00 m*3</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の区画番号</td><td>－</td><td rowspan="2">－</td><td>RB-3-1*2
RB-4-2*3</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>－</td><td>EL.20.30 m以上*2
EL.29.00 m以上*3</td></tr>
</table>

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（ＳＡ）
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		—		2
取付箇所	系統名（ラインン名）	—		格納容器内酸素濃度（ＳＡ）
	設置床	—		[redacted] EL.14.00 m*1 EL.20.30 m*2
	溢水防護上の区画番号	—		RB-2-8*1 RB-3-2*2
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL.14.00 m以上*1 EL.20.30 m以上*2

注記　＊1：対象計器は，02E-SA19-N001B。
　　＊2：対象計器は，02E-SA19-N001A。

			変更前	変更後
名称			－	格納容器下部水温
検出器の種類		－		測温抵抗体
計測範囲		℃		0～500
警報動作範囲		－		－
個数		－		10
取付箇所	系統名（ラインン名）	－		格納容器下部水温
	設置床	－		原子炉格納容器　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	－		

(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（ラインン名）	—		代替淡水貯槽水位
	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	—		LP-B4-1
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL.-17.96 m以上

			変更前	変更後
名称			—	西側淡水貯水設備水位
検出器の種類		—		電波式水位検出器
計測範囲		m		0～6.5
警報動作範囲		—		—
個数		—		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	—		西側淡水貯水設備水位
	設置床	—		常設代替高圧電源装置置場　EL.-13.50 m
	溢水防護上の区画番号	—		HP-B3-2
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL.-13.50 m以上

(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（常設ライン用）
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		－		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	－		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系
	設置床	－		[redacted] EL.2.00 m
	溢水防護上の区画番号	－		RB-B1-1
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.2.00 m以上

			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 （可搬ライン用）
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		－		1
取付箇所	系統名 （ラインン名）	－		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 （可搬ライン用） 低圧代替注水系
	設置床	－		[redacted] EL.20.30 m
	溢水防護上の区画番号	－		RB-3-3
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.21.29 m以上

			変更前	変更後
名称			—	低圧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		m^3/h		0～200
警報動作範囲		—		—
個数		—		1
取付箇所	系統名（ラインン名）	—		低圧代替注水系格納容器下部注水流量 低圧代替注水系
	設置床	—		[redacted] EL.20.30 m
	溢水防護上の区画番号	—		RB-3-1
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL.20.30 m以上

			変更前	変更後	
名称			—	代替循環冷却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		0～300	
警報動作範囲		—		—	
個数		—		2	
取付箇所	系統名（ラインン名）	—		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 代替循環冷却系A	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 代替循環冷却系B
	設置床	—		[redacted]	EL.-4.00 m
	溢水防護上の区画番号	—		RB-B2-8	RB-B2-3
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL.-3.80 m以上	EL.-3.83 m以上

(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*5
取付箇所	系統名（ラインン名）	－	サプレッション・プール水位		サプレッション・プール水位
	設置床	－	[redacted] EL.-4.00 m		[redacted] EL.-4.00 m
	溢水防護上の区画番号	－	－	RB-B2-6*3 RB-B2-13*4	RB-B2-6
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	－		EL.-3.83 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：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：対象計器は，LT-26-79.60。

			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*3	2*4	2*5	2*6
取付箇所	系統名（ラインン名）	－		格納容器下部水位				
	設置床	－		原子炉格納容器 EL.8.20 m			原子炉格納容器 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：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ。

＊2：対象計器は，LS-SA42-N001A，LS-SA42-N001B。

＊3：対象計器は，LS-SA42-N002A，LS-SA42-N002B。

＊4：対象計器は，LS-SA42-N003A，LS-SA42-N003B。

＊5：対象計器は，LS-SA42-N004A，LS-SA42-N004B。

＊6：対象計器は，LS-SA42-N005A，LS-SA42-N005B。

(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（ラインン名）	—		原子炉建屋水素濃度	
	設置床	—		[redacted] EL. 46.50 m	[redacted] EL. 2.00 m*1 EL. 14.00 m*2, *3
	溢水防護上の区画番号	—		RB-6-1	RB-B1-9*1 RB-2-7*2 RB-2-9*3
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL. 46.83 m以上	EL. 2.00 m以上*1 EL. 16.40 m以上*2 EL. 14.20 m以上*3

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。

6　原子炉非常停止信号の種類，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。），原子炉非常停止に要する信号の個数及び設定値並びに原子炉非常停止信号を発信させない条件

・常設

変更前								変更後						
原子炉非常停止信号の種類*1	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数*2	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件*3	原子炉非常停止信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件
原子炉圧力高	原子炉圧力検出器*4	4	系統名（ライン名）	－	2*50	7.25 MPa以下 *6，*7	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL.20.30 m*5											
			－								溢水防護上の区画番号	RB-3-1*8 RB-3-2*9			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			
原子炉水位低	原子炉水位検出器*10，*55	4	系統名（ライン名）	－	2*50	1370 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）*11	－	変更なし			変更なし		変更なし	1372 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）	変更なし
			設置床	[redacted] EL.20.30 m*5											
			－								溢水防護上の区画番号	RB-3-1*12 RB-3-2*13			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			
ドライウェル圧力高	格納容器圧力検出器*4，*56	4	系統名（ライン名）	－	2*50	13.7 kPa以下 *6，*14	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL.20.30 m*5											
			－								溢水防護上の区画番号	RB-3-1*15 RB-3-2*16			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			

（続き）

変更前								変更後						
原子炉非常停止信号の種類*1	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数*2	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件*3	原子炉非常停止信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件
中性子束高*17	平均出力領域計装	6*18	系統名（ライン名）	－	2*18，*51	原子炉モード・スイッチ*19「運転」位置で定格出力の120 %以下*20	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL. 14.00 m*5		原子炉モード・スイッチ「運転」位置以外で定格出力の15 %以下*21					溢水防護上の区画番号	－			
			－			自動可変設定*22					溢水防護上の配慮が必要な高さ	－			
	起動領域計装	8	系統名（ライン名）	－	2*52	最終レンジ目盛の120／125以下（中間領域）*23	原子炉モード・スイッチ「運転」位置*24	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL. 14.00 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	－			
スクラム水排出容器水位高*17，*25	スクラム水排出容器水位検出器*26	8	系統名（ライン名）	－	2*52	94.5 L/個に相当する水位以下（合計189 L）*27	原子炉モード・スイッチ「燃料取替」又は「停止」位置，かつスクラム水排出容器水位高バイパススイッチ「バイパス」位置*28	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL. 20.30 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	－			

（続き）

変更前								変更後						
原子炉非常停止信号の種類*1	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数*2	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件*3	原子炉非常停止信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件
原子炉出力ペリオド短*17	起動領域計装	8	系統名（ライン名）	－	2*52	10秒以上*29（中間領域）*30	原子炉モード・スイッチ「運転」位置*24	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL. 14.00 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	－			
中性子束計装動作不能*17	平均出力領域計装	6*18	系統名（ライン名）	－	2*18，*51	－	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL. 14.00 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	－			
	起動領域計装	8	系統名（ライン名）	－	2*52	－	原子炉モード・スイッチ「運転」位置*24	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL. 14.00 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	－			

（続き）

変更前								変更後						
原子炉非常停止信号の種類*1	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数*2	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件*3	原子炉非常停止信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件
中性子束低*17	平均出力領域計装	6*18	系統名（ライン名）	－	2*18，*51	2 %以上*31	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL. 14.00 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	－			
主蒸気管放射能高	主蒸気管放射能検出器 *32，*57	4	系統名（ライン名）	－	2*50	通常運転時の放射能の10倍以下	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL. 20.30 m*5											
			－								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. 20.30 m 以上			
主蒸気隔離弁閉*17	主蒸気隔離弁位置検出器*33	8	系統名（ライン名）	－	3*53	開度90 %以上*34	原子炉圧力4.13 MPa以下，かつ原子炉モード・スイッチ「運転」位置以外*6，*35	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL. 14.00 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	－			
主蒸気止め弁閉*17	主蒸気止め弁位置検出器*33	4	系統名（ライン名）	－	3	開度90 %以上*34	原子炉出力30 %以下	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL. 8.20 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	－			

（続き）

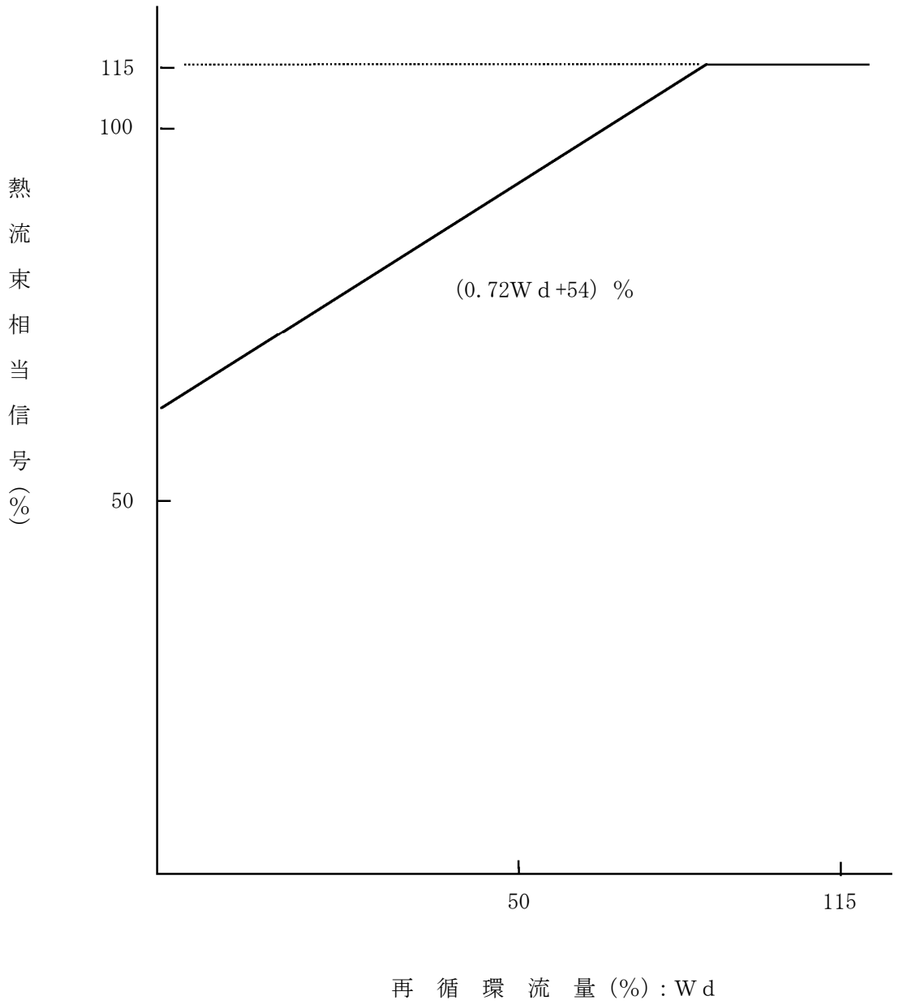
変更前								変更後						
原子炉非常停止信号の種類*1	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数*2	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件*3	原子炉非常停止信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件
蒸気加減弁急速閉*17	電気油圧式調速装置圧力検出器*4	4	系統名（ライン名）	－	2*50	4.12 MPa以上*6, *36	原子炉出力30 %以下	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL.8.20 m*5							溢水防護上の区画番号	－			
			－								溢水防護上の配慮が必要な高さ	－			
原子炉モード・スイッチ「停止」*37	原子炉モード・スイッチ*38	1	系統名（ライン名）	－	1	－	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL.18.00 m*5							溢水防護上の区画番号	CS-2-1			
			－								溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.18.00 m以上			
手動	手動スイッチ*39	2	系統名（ライン名）	－	2	－	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL.18.00 m*5							溢水防護上の区画番号	CS-2-1			
			－								溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.18.00 m以上			

（続き）

変更前								変更後						
原子炉非常停止信号の種類*1	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数*2	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件*3	原子炉非常停止信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件
地震加速度大	地震加速度検出器*40	4	系統名（ライン名）	－	2*54	水平方向300 Gal以下*41	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL.14.00 m											
			－								溢水防護上の区画番号	RB-2-8*44 RB-2-9*45			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.14.00 m以上*44 EL.14.20 m以上*45			
		4	系統名（ライン名）	－		水平方向250 Gal以下*42	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL.-4.00 m											
			－								溢水防護上の区画番号	RB-B2-3*46 RB-B2-8*47			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.-3.83 m以上*46 EL.-3.80 m以上*47			
		4	系統名（ライン名）	－		鉛直方向120 Gal以下*43	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL.-4.00 m											
			－								溢水防護上の区画番号	RB-B2-3*48 RB-B2-8*49			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.-3.83 m以上*48 EL.-3.80 m以上*49			

注記　＊1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉スクラム信号の種類」と記載。
＊2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉スクラムに要する個数」と記載。
＊3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉スクラムをバイパスするインターロック」と記載。
＊4：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。
＊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：ＳＩ単位に換算したもの。
＊7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「74 kg/cm^{2}g」と記載。
＊8：対象計器は，PT-B22-N078C，PT-B22-N078D。
＊9：対象計器は，PT-B22-N078A，PT-B22-N078B。
＊10：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。
＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「1370 cm（原子炉圧力容器零レベルより)」と記載。
＊12：対象計器は，LT-B22-N080C，LT-B22-N080D。
＊13：対象計器は，LT-B22-N080A，LT-B22-N080B。
＊14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0.14 kg/cm^{2}g」と記載。
＊15：対象計器は，PT-C72-N050C，PT-C72-N050D。
＊16：対象計器は，PT-C72-N050A，PT-C72-N050B。
＊17：本信号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。
＊18：個数はチャンネル数を示す。
＊19：原子炉モード・スイッチには「停止」，「燃料取替」，「起動」及び「運転」の位置がある。
＊20：記載の適正化を行う。既工事計画書には「モードスイッチ「運転」位置で定格出力の 120 %」と記載。
＊21：記載の適正化を行う。既工事計画書には「モードスイッチ「運転」位置以外で定格出力の 15 %」と記載。
＊22：原子炉非常停止信号の設定値と炉心流量との関係を図 6-1 に示す。
＊23：記載の適正化を行う。既工事計画書には「最終レンジ目盛の 120/125（中間領域)」と記載。
＊24：記載の適正化を行う。既工事計画書には「モードスイッチ「運転」位置」と記載。
＊25：記載の適正化を行う。既工事計画書には「スクラムディスチャージボリューム水位高」と記載。
＊26：記載の適正化を行う。既工事計画書には「レベルスイッチ」と記載。
＊27：記載の適正化を行う。既工事計画書には「94.5 ℓ/個に相当するレベル（合計 189 ℓ)」と記載。
＊28：記載の適正化を行う。既工事計画書には「モードスイッチ「燃料取替」又は「停止」位置，かつスクラムディスチャージボリューム水位高バイパススイッチ「バイパス」位置」と記載。
＊29：起動領域計装原子炉出力ペリオド指示値。
＊30：記載の適正化を行う。既工事計画書には「10 秒（中間領域)」と記載。
＊31：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2 %」と記載。
＊32：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。
＊33：記載の適正化を行う。既工事計画書には「弁位置スイッチ」と記載。
＊34：記載の適正化を行う。既工事計画書には「90 %開度」と記載。
＊35：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉圧力 42.2 kg/cm^{2}以下，かつモードスイッチ「運転」位置以外」と記載。
＊36：記載の適正化を行う。既工事計画書には「42 kg/cm^{2}g」と記載。
＊37：記載の適正化を行う。既工事計画書には「モードスイッチ「停止」」と記載。
＊38：記載の適正化を行う。既工事計画書には「モードスイッチ」と記載。
＊39：記載の適正化を行う。既工事計画書には「押ボタンスイッチ」と記載。

＊40：記載の適正化を行う。既工事計画書には「加速度検出器」と記載。
＊41：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水平方向 300 Gal (EL.14.0 m)」と記載。
＊42：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水平方向 250 Gal (EL.-4.0 m)」と記載。
＊43：記載の適正化を行う。既工事計画書には「鉛直方向 120 Gal (EL.-4.0 m)」と記載。
＊44：対象計器は，C72-N009C，C72-N009D。
＊45：対象計器は，C72-N009A，C72-N009B。
＊46：対象計器は，C72-N010A，C72-N010B。
＊47：対象計器は，C72-N010C，C72-N010D。
＊48：対象計器は，C72-N011A，C72-N011B。
＊49：対象計器は，C72-N011C，C72-N011D。
＊50：スクラム回路は，2 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，原子炉はスクラムされる。
＊51：スクラム回路は，3 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，原子炉はスクラムされる。
＊52：スクラム回路は，4 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，原子炉はスクラムされる。
＊53：主蒸気管 A，B，C，D のうち，3 ラインの隔離を同時に検出すれば，原子炉はスクラムされる。
＊54：スクラム回路は，水平方向 4 個，鉛直方向 2 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，原子炉はスクラムされる。
＊55：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうちその他の原子炉格納容器隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系の「原子炉水位低」として使用する検出器と同じである。
＊56：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうちその他の原子炉格納容器隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系の「ドライウェル圧力高」として使用する検出器と同じである。
＊57：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうち主蒸気隔離弁の「主蒸気管放射能高」として使用する検出器と同じである。
注：原子炉緊急停止系は 2 つの独立のチャンネルが設けられ，これらの同時動作によって原子炉を緊急停止させる。両トリップシステムの電源が喪失したときには，フェイル・セイフの機能により原子炉は緊急停止する。

変　更　前	変　更　後
 図 6-1　中性子束高－自動可変設定（熱流束相当）の原子炉非常停止信号の設定値	変更なし

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　主蒸気隔離弁

・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	検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数*2	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件*3	工学的安全施設等の起動信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
原子炉水位異常低下（レベル２）*4	原子炉水位検出器 *5，*33	4	系統名（ライン名）	－	2*30	1245 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）*7	－	変更なし			変更なし		変更なし	1243 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）	変更なし
			設置床	[redacted] EL.20.30 m*6											
			－								溢水防護上の区画番号	RB-3-1*8 RB-3-2*9			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			
主蒸気管圧力低	主蒸気管圧力検出器 *10	4	系統名（ライン名）	－	2*30	5.89 MPa以上*11，*12	原子炉モード・スイッチ「運転」位置以外*13	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL.8.20 m*6											
			－								溢水防護上の区画番号	TB-1-2*14 TB-1-20*15			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.8.20 m以上*14 EL.9.48 m以上*15			
主蒸気管放射能高	主蒸気管放射能検出器 *16，*17	4	系統名（ライン名）	－	2*30	通常運転時の放射能の10倍以下	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL.20.30 m*6											
			－								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.20.30 m以上			

（続き）

変更前								変更後							
工学的安全施設等の起動信号の種類*1	検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数*2	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件*3	工学的安全施設等の起動信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
主蒸気管トンネル温度高	主蒸気管トンネル温度検出器*18	40	系統名（ライン名）	－	2*31	93 ℃以下*22	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL. 14.00 m*6, *19 [redacted] EL. 8.20 m*6, *20 EL. 14.00 m*6, *21							溢水防護上の区画番号	RB-2-1*19 TB-1-14*20 TB-1-15*23 TB-1-16*24			
			－								溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL. 14.67 m以上*19 EL. 10.10 m以上*20 EL. 15.90 m以上*23 EL. 15.90 m以上*24			
主蒸気管流量大	主蒸気管流量検出器*5	16	系統名（ライン名）	－	2*32	定格流量の140 %以下*25	－	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL. 14.00 m*6							溢水防護上の区画番号	RB-2-8*26 RB-2-9*27			
			－								溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL. 14.00 m以上*26 EL. 14.20 m以上*27			

（続き）

変更前								変更後						
工学的安全施設等の起動信号の種類*1	検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数*2	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件*3	工学的安全施設等の起動信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
復水器真空度低	復水器真空度検出器*10	4	系統名（ライン名）	－	2*30	真空度24.0 kPa以上 *12，*28	主蒸気止め弁開度90 %以下，かつ原子炉圧力4.13 MPa以下，かつ復水器真空度低バイパススイッチ「バイパス」位置かつ原子炉モード・スイッチ「運転」位置以外*12，*29	変更なし			変更なし		変更なし		
			設置床	[redacted] EL.10.00 m*6							溢水防護上の区画番号	TB-1-1			
			－								溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.10.24 m以上			

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「安全保護系起動に要する個数」と記載。
＊3：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。
＊4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉水位異常低」と記載。
＊5：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。
＊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「1245 cm（原子炉圧力容器零レベルより）」と記載。
＊8：対象計器は，LT-B22-N081C，LT-B22-N081D。
＊9：対象計器は，LT-B22-N081A，LT-B22-N081B。
＊10：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。
＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「60 kg/cm^{2}g」と記載。
＊12：ＳＩ単位に換算したもの。
＊13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「モードスイッチ「運転」位置以外」と記載。
＊14：対象計器は，PT-B22-N076C，PT-B22-N076D。
＊15：対象計器は，PT-B22-N076A，PT-B22-N076B。
＊16：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。
＊17：本検出器は，原子炉非常停止信号の「主蒸気管放射能高」として使用する検出器と同じである。
＊18：記載の適正化を行う。既工事計画書には「温度検出器」と記載。
＊19：対象計器は，TE-E31-N031A，TE-E31-N031B，TE-E31-N031C，TE-E31-N031D。
＊20：対象計器は，TE-E31-N040A，TE-E31-N040B，TE-E31-N040C，TE-E31-N040D，TE-E31-N041A，TE-E31-N041B，TE-E31-N041C，TE-E31-N041D，TE-E31-N042A，TE-E31-N042B，TE-E31-N042C，TE-E31-N042D，TE-E31-N047A，TE-E31-N047B，TE-E31-N047C，TE-E31-N047D。
＊21：対象計器は，TE-E31-N039A，TE-E31-N039B，TE-E31-N039C，TE-E31-N039D，TE-E31-N043A，TE-E31-N043B，TE-E31-N043C，TE-E31-N043D，TE-E31-N044A，TE-E31-N044B，TE-E31-N044C，TE-E31-N044D，TE-E31-N045A，TE-E31-N045B，TE-E31-N045C，TE-E31-N045D，TE-E31-N046A，TE-E31-N046B，TE-E31-N046C，TE-E31-N046D。
＊22：記載の適正化を行う。既工事計画書には「93℃」と記載。

＊23：対象計器は，TE-E31-N039A，TE-E31-N039B，TE-E31-N039C，TE-E31-N039D。

＊24：対象計器は，TE-E31-N043A，TE-E31-N043B，TE-E31-N043C，TE-E31-N043D，TE-E31-N044A，TE-E31-N044B，TE-E31-N044C，TE-E31-N044D，TE-E31-N045A，TE-E31-N045B，TE-E31-N045C，TE-E31-N045D，TE-E31-N046A，TE-E31-N046B，TE-E31-N046C，TE-E31-N046D。

＊25：記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格流量の 140 %」と記載。

＊26：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。

＊27：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。

＊28：記載の適正化を行う。既工事計画書には「真空度 180 mmHg」と記載。

＊29：記載の適正化を行う。既工事計画書には「主蒸気止め弁開度 90 %以下，かつ原子炉圧力 42.2 kg/cm^{2}以下，かつ復水器真空度低バイパススイッチ「バイパス」位置かつモードスイッチ「運転」位置以外」と記載。

＊30：主蒸気隔離弁の作動回路は 2 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，主蒸気隔離弁は閉となる。

＊31：主蒸気隔離弁の作動回路は 20 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，主蒸気隔離弁は閉となる。

＊32：主蒸気隔離弁の作動回路は 8 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，主蒸気隔離弁は閉となる。

＊33：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうちその他の原子炉格納容器隔離弁の「原子炉水位異常低下（レベル２）」として使用する検出器と同じである。

7.2　その他の原子炉格納容器隔離弁

・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		検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数 *2	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件*3	工学的安全施設等の起動信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
*22 (1)	ドライウェル圧力高	格納容器圧力検出器 *4, *5	4	系統名（ライン名）	－	2*20	13.7 kPa以下*7, *8	－	変更なし			変更なし		変更なし		
				設置床	[redacted] EL. 20.30 m*6											
				－								溢水防護上の区画番号	RB-3-1*9 RB-3-2*10			
												溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL. 20.30 m以上			
	原子炉水位低	原子炉水位検出器 *11, *25	4	系統名（ライン名）	－		1370 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）*12	－	変更なし			変更なし		変更なし	1372 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）	変更なし
				設置床	[redacted] EL. 20.30 m*6											
				－								溢水防護上の区画番号	RB-3-1*13 RB-3-2*14			
												溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL. 20.30 m以上			

（続き）

変更前									変更後						
工学的安全施設等の起動信号の種類*1		検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数*2	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件*3	工学的安全施設等の起動信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
*23 (2)	原子炉水位低	原子炉水位検出器 *11，*25	4	系統名（ライン名）	－	2*21	1370 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）*12	－	変更なし			変更なし		変更なし	1372 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）	変更なし
				設置床	[redacted] EL.20.30 m*6											
				－								溢水防護上の区画番号	RB-3-1*13 RB-3-2*14			
												溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			
*24 (3)	原子炉水位異常低下（レベル２）*15	原子炉水位検出器 *11，*16	4	系統名（ライン名）	－	2*21	1245 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）*17	－	変更なし			変更なし		変更なし	1243 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）	変更なし
				設置床	[redacted] EL.20.30 m*6											
				－								溢水防護上の区画番号	RB-3-1*18 RB-3-2*19			
												溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			

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「安全保護系起動に要する個数」と記載。
＊3：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。
＊4：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。
＊5：本検出器は，原子炉非常停止信号及び工学的安全施設等の起動信号のうち原子炉建屋ガス処理系の「ドライウェル圧力高」として使用する検出器と同じである。
＊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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0.14 kg/cm^{2}g」と記載。
＊8：ＳＩ単位に換算したもの。
＊9：対象計器は，PT-C72-N050C，PT-C72-N050D。
＊10：対象計器は，PT-C72-N050A，PT-C72-N050B。
＊11：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。
＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「1370 cm（原子炉圧力容器零レベルより）」と記載。

＊13：対象計器は，LT-B22-N080C，LT-B22-N080D。
＊14：対象計器は，LT-B22-N080A，LT-B22-N080B。
＊15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉水位異常低」と記載。
＊16：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうち主蒸気隔離弁の「原子炉水位異常低下（レベル２）」として使用する検出器と同じである。
＊17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「1245 cm（原子炉圧力容器零レベルより）」と記載。
＊18：対象計器は，LT-B22-N081C，LT-B22-N081D。
＊19：対象計器は，LT-B22-N081A，LT-B22-N081B。
＊20：内側及び外側隔離弁の各作動回路は各検出器１個ずつからなるA，B2系統のチャンネルで構成され，A，B各々に属する最低１個の検出器が同時に動作すれば，隔離弁は閉となる。
＊21：内側及び外側隔離弁の各作動回路は検出器１個ずつからなるA，B2系統のチャンネルで構成され，A，B各々に属する検出器が同時に動作すれば，隔離弁は閉となる。
＊22：本信号により，残留熱除去系，原子炉格納容器ドレン系，不活性ガス系，移動式炉心内計装系，漏えい検出系及び試料採取系（格納容器酸素分析系）に属する格納容器隔離弁が作動する。
＊23：本信号により，原子炉冷却材浄化系に属する格納容器隔離弁が作動する。
＊24：本信号により，主蒸気系及び試料採取系（炉水サンプリング系）に属する格納容器隔離弁が作動する。
＊25：本検出器は，原子炉非常停止信号及び工学的安全施設等の起動信号のうち原子炉建屋ガス処理系の「原子炉水位低」として使用する検出器と同じである。

7.3　原子炉建屋ガス処理系

・常設

<table>
<tr><th colspan="7">変　更　前</th><th colspan="7">変　更　後</th></tr>
<tr><th>工学的安全施設等の起動信号の種類*1</th><th>検出器の種類</th><th>個数</th><th colspan="2">取　付　箇　所</th><th>工学的安全施設等の起動に要する信号の個数*2</th><th>設定値</th><th>工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件*3</th><th>工学的安全施設等の起動信号の種類</th><th>検出器の種類</th><th>個数</th><th colspan="2">取　付　箇　所</th><th>工学的安全施設等の起動に要する信号の個数</th><th>設定値</th><th>工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</th></tr>
<tr><td rowspan="3">原子炉建屋放射能高</td><td rowspan="3">原子炉建屋放射能検出器*4</td><td rowspan="3">8</td><td>系　統　名（ライン名）</td><td>－</td><td rowspan="3">2*18</td><td rowspan="3">通常運転時の放射能の10倍以下</td><td rowspan="3">－</td><td colspan="3" rowspan="3">変更なし</td><td colspan="2">変更なし</td><td colspan="3" rowspan="3">変更なし</td></tr>
<tr><td>設　置　床</td><td>[redacted]
EL.22.00 m*5, *6
[redacted]
EL.46.50 m*5, *7</td><td>溢水防護上の区画番号</td><td>CS-3-2*6
RB-6-1*7</td></tr>
<tr><td colspan="2">－</td><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>EL.24.00 m以上*6
EL.46.83 m以上*7</td></tr>
<tr><td rowspan="3">ドライウェル圧力高</td><td rowspan="3">格納容器圧力検出器*8, *9</td><td rowspan="3">4</td><td>系　統　名（ライン名）</td><td>－</td><td rowspan="3">2*19</td><td rowspan="3">13.7 kPa以下
*10, *11</td><td rowspan="3">－</td><td colspan="3" rowspan="3">変更なし</td><td colspan="2">変更なし</td><td colspan="3" rowspan="3">変更なし</td></tr>
<tr><td>設　置　床</td><td>[redacted]
EL.20.30 m*5</td><td>溢水防護上の区画番号</td><td>RB-3-1*12
RB-3-2*13</td></tr>
<tr><td colspan="2">－</td><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>EL.20.30 m以上</td></tr>
<tr><td rowspan="3">原子炉水位低</td><td rowspan="3">原子炉水位検出器
*14, *20</td><td rowspan="3">4</td><td>系　統　名（ライン名）</td><td>－</td><td rowspan="3">2*19</td><td rowspan="3">1370 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）*15</td><td rowspan="3">－</td><td colspan="3" rowspan="3">変更なし</td><td colspan="2">変更なし</td><td rowspan="3">変更なし</td><td rowspan="3">1372 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）</td><td rowspan="3">変更なし</td></tr>
<tr><td>設　置　床</td><td>[redacted]
EL.20.30 m*5</td><td>溢水防護上の区画番号</td><td>RB-3-1*16
RB-3-2*17</td></tr>
<tr><td colspan="2">－</td><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>EL.20.30 m以上</td></tr>
</table>

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「安全保護系起動に要する個数」と記載。

＊3：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。

＊4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「半導体」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：対象計器は，RE-D17-N009A，RE-D17-N009B，RE-D17-N009C，RE-D17-N009D。
＊7：対象計器は，RE-D17-N300A，RE-D17-N300B，RE-D17-N300C，RE-D17-N300D。
＊8：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。
＊9：本検出器は，原子炉非常停止信号及び工学的安全施設等の起動信号のうちその他の原子炉格納容器隔離弁の「ドライウェル圧力高」として使用する検出器と同じである。
＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0.14 kg/cm^2」と記載。
＊11：ＳＩ単位に換算したもの。
＊12：対象計器は，PT-C72-N050C，PT-C72-N050D。
＊13：対象計器は，PT-C72-N050A，PT-C72-N050B。
＊14：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。
＊15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「1370 cm（原子炉圧力容器零レベルより）」と記載。
＊16：対象計器は，LT-B22-N080C，LT-B22-N080D。
＊17：対象計器は，LT-B22-N080A，LT-B22-N080B。
＊18：原子炉建屋ガス処理系Ａ，Ｂの各作動回路は２個の検出器からなるＡ，B2 系統のチャンネルで構成され，Ａ，Ｂ各々に属する最低１個の検出器が同時に動作すれば，原子炉建屋ガス処理系起動となる。
＊19：原子炉建屋ガス処理系Ａ，Ｂの各作動回路は各検出器１個ずつからなるＡ，B2 系統のチャンネルで構成され，Ａ，Ｂ各々に属する最低１個の検出器が同時に動作すれば，原子炉建屋ガス処理系起動となる。
＊20：本検出器は，原子炉非常停止信号及び工学的安全施設等の起動信号のうちその他の原子炉格納容器隔離弁の「原子炉水位低」として使用する検出器と同じである。

7.4　高圧炉心スプレイ系

・常設

<table>
<tr><th colspan="7">変　更　前</th><th colspan="7">変　更　後</th></tr>
<tr><th>工学的安全施設等の起動信号の種類*1</th><th>検出器の種類</th><th>個数</th><th colspan="2">取　付　箇　所</th><th>工学的安全施設等の起動に要する信号の個数*2</th><th>設定値</th><th>工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件*3</th><th>工学的安全施設等の起動信号の種類</th><th>検出器の種類</th><th>個数</th><th colspan="2">取　付　箇　所</th><th>工学的安全施設等の起動に要する信号の個数</th><th>設定値</th><th>工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</th></tr>
<tr><td rowspan="3">ドライウェル圧力高</td><td rowspan="3">格納容器圧力検出器*4</td><td rowspan="3">4</td><td>系　統　名
（ライン名）</td><td>－</td><td rowspan="3">2*15</td><td rowspan="3">13.7 kPa
以下*6，*7</td><td rowspan="3">－</td><td rowspan="3" colspan="3">変更なし</td><td colspan="2">変更なし</td><td rowspan="3" colspan="3">変更なし</td></tr>
<tr><td>設　置　床</td><td>EL.20.30 m*5</td><td>溢水防護上の区画番号</td><td>RB-3-1*8
RB-3-2*9</td></tr>
<tr><td colspan="2">－</td><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>EL.20.30 m
以上</td></tr>
<tr><td rowspan="3">原子炉水位異常低下（レベル２）*10</td><td rowspan="3">原子炉水位検出器*11</td><td rowspan="3">4</td><td>系　統　名
（ライン名）</td><td>－</td><td rowspan="3">2*15</td><td rowspan="3">1245 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）*12</td><td rowspan="3">－</td><td rowspan="3" colspan="3">変更なし</td><td colspan="2">変更なし</td><td rowspan="3">変更なし</td><td rowspan="3">1243 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）</td><td rowspan="3">変更なし</td></tr>
<tr><td>設　置　床</td><td>EL.20.30 m*5</td><td>溢水防護上の区画番号</td><td>RB-3-1*13
RB-3-2*14</td></tr>
<tr><td colspan="2">－</td><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>EL.20.30 m
以上</td></tr>
</table>

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「安全保護系起動に要する個数」と記載。

＊3：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。

＊4：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。

＊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「0.14 kg/cm^{2}g」と記載。

＊7：ＳＩ単位に換算したもの。

＊8：対象計器は，PT-B22-N067B，PT-B22-N067D。

＊9：対象計器は，PT-B22-N067A，PT-B22-N067C。

＊10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉水位異常低」と記載。

＊11：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。

＊12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「1245 cm（原子炉圧力容器零レベルより）」と記載。

＊13：対象計器は，LT-B22-N073B，LT-B22-N073D。

＊14：対象計器は，LT-B22-N073A，LT-B22-N073C。

＊15：高圧炉心スプレイ系の作動回路は4個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され，最低2個の検出器が同時に動作すれば，高圧炉心スプレイ系起動となる。

7.5　低圧炉心スプレイ系

・常設

<table>
<tr><th colspan="7">変　更　前</th><th colspan="7">変　更　後</th></tr>
<tr><th>工学的安全施設等の起動信号の種類*1</th><th>検出器の種類</th><th>個数</th><th colspan="2">取　付　箇　所</th><th>工学的安全施設等の起動に要する信号の個数*2</th><th>設定値</th><th>工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件*3</th><th>工学的安全施設等の起動信号の種類</th><th>検出器の種類</th><th>個数</th><th colspan="2">取　付　箇　所</th><th>工学的安全施設等の起動に要する信号の個数</th><th>設定値</th><th>工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</th></tr>
<tr><td rowspan="3">ドライウェル圧力高</td><td rowspan="3">格納容器圧力検出器*4，*12</td><td rowspan="3">2</td><td>系　統　名（ライン名）</td><td>－</td><td rowspan="3">2*11</td><td rowspan="3">13.7 kPa以下*6，*7</td><td rowspan="3">－</td><td colspan="3" rowspan="3">変更なし</td><td colspan="2">変更なし</td><td colspan="3" rowspan="3">変更なし</td></tr>
<tr><td>設　置　床</td><td>[redacted]
EL.20.30 m*5</td></tr>
<tr><td colspan="2">－</td><td>溢水防護上の区画番号</td><td>RB-3-1</td></tr>
<tr><td rowspan="3">原子炉水位異常低下（レベル1）*8</td><td rowspan="3">原子炉水位検出器*9，*13</td><td rowspan="3">2</td><td>系　統　名（ライン名）</td><td>－</td><td rowspan="3"></td><td rowspan="3">960 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）*10</td><td rowspan="3">－</td><td colspan="3" rowspan="3">変更なし</td><td colspan="2">変更なし</td><td rowspan="3">変更なし</td><td rowspan="3">961 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）</td><td rowspan="3">変更なし</td></tr>
<tr><td>設　置　床</td><td>[redacted]
EL.20.30 m*5</td></tr>
<tr><td colspan="2">－</td><td>溢水防護上の区画番号</td><td>RB-3-1</td></tr>
<tr><td colspan="7"></td><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>EL.20.30 m以上</td><td colspan="3"></td></tr>
</table>

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「安全保護系起動に要する個数」と記載。

＊3：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。

＊4：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。

＊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「0.14 kg/cm^{2}g」と記載。

＊7：ＳＩ単位に換算したもの。

＊8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉水位異常低」と記載。

＊9：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。

＊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：低圧炉心スプレイ系の作動回路は各検出器2個ずつの計4個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され，最低2個の検出器が同時に動作すれば，低圧炉心スプレイ系起動となる。

＊12：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうち残留熱除去系及び自動減圧系の「ドライウェル圧力高」として使用する検出器と同じである。

＊13：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうち残留熱除去系，自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の「原子炉水位異常低下（レベル1）」として使用する検出器と同じである。

7.6　残留熱除去系

・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		検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数*2	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件*3	工学的安全施設等の起動信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
低圧注水系	ドライウェル圧力高	格納容器圧力検出器*4，*5	4	系統名（ライン名）	－	2*16	13.7 kPa以下*7，*8	－	変更なし			変更なし		変更なし		
				設置床	[redacted] EL.20.30 m*6											
				－								溢水防護上の区画番号	RB-3-1*9 RB-3-2*10			
												溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			
	原子炉水位異常低下（レベル1）*11	原子炉水位検出器*12，*17	4	系統名（ライン名）	－		960 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）*13	－	変更なし			変更なし		変更なし	961 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）	変更なし
				設置床	[redacted] EL.20.30 m*6											
				－								溢水防護上の区画番号	RB-3-1*14 RB-3-2*15			
												溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			
格納容器スプレイ冷却系	手動	－	－	系統名（ライン名）	－	－	－	－	変更なし			変更なし		変更なし		
				設置床	[redacted] EL.18.00 m*6											
				－								溢水防護上の区画番号	CS-2-1			
												溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.18.00 m以上			

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「安全保護系起動に要する個数」と記載。

＊3：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。

＊4：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。

＊5：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうち低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系の「ドライウェル圧力高」として使用する検出器と同じである。

＊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：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0.14 kg/cm^{2}g」と記載。

＊8：ＳＩ単位に換算したもの。

＊9：対象計器は，PT-B22-N094A，PT-B22-N094C。

＊10：対象計器は，PT-B22-N094B，PT-B22-N094D。

＊11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉水位異常低」と記載。

＊12：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。

＊13：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。

＊14：対象計器は，LT-B22-N091A，LT-B22-N091C。

＊15：対象計器は，LT-B22-N091B，LT-B22-N091D。

＊16：残留熱除去系の作動回路は各検出器2個ずつからなるA，B2系統のチャンネルで構成され，同じチャンネルに属する最低2個の検出器が同時に動作すれば，1系統以上の論理回路の成立で低圧注水系1系統以上起動となる。

＊17：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうち低圧炉心スプレイ系，自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の「原子炉水位異常低下（レベル１）」として使用する検出器と同じである。

7.7　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		検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数*2	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件*3	工学的安全施設等の起動信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	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	原子炉水位異常低下（レベル1）とドライウェル圧力高の同時信号*16	格納容器圧力検出器 *4，*17	4	系統名（ライン名）	－	2*14	13.7 kPa以下 *6，*7	－	変更なし			変更なし		変更なし		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
				設置床	[redacted] EL.20.30 m*5											
				－								溢水防護上の区画番号	RB-3-1*8 RB-3-2*9			
												溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			
		原子炉水位検出器 *10，*18	4	系統名（ライン名）	－	2*15	960 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより） *11					変更なし		変更なし	961 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）	
				設置床	[redacted] EL.20.30 m*5											
				－								溢水防護上の区画番号	RB-3-1*12 RB-3-2*13			
												溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			

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「安全保護系起動に要する個数」と記載。

＊3：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。

＊4：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。

＊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「0.14 kg/cm^{2}g」と記載。

＊7：ＳＩ単位に換算したもの。

＊8：対象計器は，PT-B22-N094A，PT-B22-N094C。

＊9：対象計器は，PT-B22-N094B，PT-B22-N094D。

＊10：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。

＊11：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。

＊12：対象計器は，LT-B22-N091A，LT-B22-N091C。

＊13：対象計器は，LT-B22-N091B，LT-B22-N091D。

＊14：自動減圧系の作動回路は2個の検出器からなるA，B2系統のチャンネルで構成され，同じチャンネルに属する2個の検出器及び「原子炉水位異常低下（レベル１）」が同時に動作すれば，1系統以上の論理回路の成立で自動減圧系作動となる。

＊15：自動減圧系の作動回路は2個の検出器からなるA，B2系統のチャンネルで構成され，同じチャンネルに属する2個の検出器及び「ドライウェル圧力高」が同時に動作すれば，1系統以上の論理回路の成立で自動減圧系作動となる。

＊16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉水位異常低とドライウェル圧力高の同時信号」と記載。

＊17：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうち低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系の「ドライウェル圧力高」として使用する検出器と同じである。

＊18：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうち低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系及び過渡時自動減圧機能の「原子炉水位異常低下（レベル１）」として使用する検出器と同じである。

7.8　ＡＴＷＳ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起動信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所	工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件	工学的安全施設等の起動信号の種類		検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
－							ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）	原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）	原子炉圧力検出器*6	4	系統名（ライン名）	－	2*5	7.39 MPa 以下	－
											設置床	[redacted] EL.20.30 m			
											溢水防護上の区画番号	RB-3-1*1 RB-3-2*2			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			
								原子炉水位異常低下（レベル２）	原子炉水位検出器*7	4	系統名（ライン名）	－		1243 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）	
											設置床	[redacted] EL.20.30 m			
											溢水防護上の区画番号	RB-3-1*3 RB-3-2*4			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			
								手動スイッチ	－	2	系統名（ライン名）	－	2	－	
											設置床	[redacted] EL.18.00 m			
											溢水防護上の区画番号	CS-2-1			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.18.00 m以上			

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：ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動回路は各検出器２個ずつからなるA，B2系統のチャンネルで構成され，A，B各々に属する最低１個の検出器が同時に動作すれば，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動となる。

＊6：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうちＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の「原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）」として使用する検出器と同じである。

＊7：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうちＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の「原子炉水位異常低下（レベル２）」として使用する検出器と同じである。

7.9　ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系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起動信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所	工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件	工学的安全施設等の起動信号の種類		検出器の種類	個数	取付箇所		工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
							ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）	原子炉圧力検出器*6	4	系統名（ライン名）	－	2*5	7.39 MPa 以下	
											設置床	[redacted] EL.20.30 m			
											溢水防護上の区画番号	RB-3-1*1 RB-3-2*2			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			
								原子炉水位異常低下（レベル２）	原子炉水位検出器*7	4	系統名（ライン名）	－		1243 cm以上（原子炉圧力容器零レベルより）	
											設置床	[redacted] EL.20.30 m			
											溢水防護上の区画番号	RB-3-1*3 RB-3-2*4			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.20.30 m以上			
－								再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ	－	4	系統名（ライン名）	－	2	－	－
											設置床	[redacted] EL.18.00 m			
											溢水防護上の区画番号	CS-2-1			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.18.00 m以上			
								低速度用電源装置遮断器手動スイッチ	－	2	系統名（ライン名）	－	2	－	
											設置床	[redacted] EL.18.00 m			
											溢水防護上の区画番号	CS-2-1			
											溢水防護上の配慮が必要な高さ	EL.18.00 m以上			

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：ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の作動回路は各検出器2個ずつからなるA，B2系統のチャンネルで構成され，A，B各々に属する最低1個の検出器が同時に動作すれば，ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）作動となる。

＊6：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうちＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の「原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）」として使用する検出器と同じである。

＊7：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうちＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の「原子炉水位異常低下（レベル２）」として使用する検出器と同じである。

7.10　過渡時自動減圧機能

・常設

<table>
<tr><th colspan="7">変　更　前</th><th colspan="8">変　更　後</th></tr>
<tr><th>工学的安全施設等の起動信号の種類</th><th>検出器の種類</th><th>個数</th><th>取付箇所</th><th>工学的安全施設等の起動に要する信号の個数</th><th>設定値</th><th>工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</th><th colspan="2">工学的安全施設等の起動信号の種類</th><th>検出器の種類</th><th>個数</th><th colspan="2">取付箇所</th><th>工学的安全施設等の起動に要する信号の個数</th><th>設定値</th><th>工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</th></tr>
<tr><td colspan="7" rowspan="4">－</td><td rowspan="4">過渡時自動減圧機能</td><td rowspan="4">原子炉水位異常低下（レベル１）</td><td rowspan="4">原子炉水位検出器
＊4</td><td rowspan="4">4</td><td>系統名（ライン名）</td><td>－</td><td rowspan="4">2＊3</td><td rowspan="4">961 cm以上
（原子炉圧力容器零レベルより）</td><td rowspan="4">自動減圧系の起動阻止スイッチにより過渡時自動減圧機能の作動信号を阻止できる</td></tr>
<tr><td>設置床</td><td>[redacted]
EL.20.30 m</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の区画番号</td><td>RB-3-1＊1
RB-3-2＊2</td></tr>
<tr><td>溢水防護上の配慮が必要な高さ</td><td>EL.20.30 m以上</td></tr>
</table>

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。

＊3：過渡時自動減圧機能の作動回路は2個の検出器からなるA，B2系統のチャンネルで構成され，同じチャンネルに属する2個の検出器が同時に動作すれば，1系統以上の論理回路の成立で過渡時自動減圧機能作動となる。

＊4：本検出器は，工学的安全施設等の起動信号のうち低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系及び自動減圧系の「原子炉水位異常低下（レベル１）」として使用する検出器と同じである。

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*1							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
窒素供給系	弁 2-16V12 ～ 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ出口配管合流点	1.38	66	60.5	3.9*2	SUS304TP	窒素供給系	変更なし					
				61.1*3	6.1*4	SUS304							
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ出口配管合流点 ～ 弁 B22-F040	1.38	66	61.1*3 /61.1*3 /61.1*3	6.1*4 /6.1*4 /6.1*4	SUS304		非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ出口配管合流点*5 ～ 弁 B22-F040	変更なし 2.28*6	変更なし 171*6	変更なし		
				60.5	3.9*2	SUS304TP							
				61.1*3	6.1*4	SUS304							
		—							2.28*6	171*6	61.1*3, *7 /61.1*3, *7 / —	6.1*4, *7 /6.1*4, *7 / —	SUS304*7
											61.1*3, *7 /61.1*3, *7 /22.2*3, *7	6.1*4, *7 /6.1*4, *7 /4.1*4, *7	SUS304*7
		1.38	66	21.7	2.8*2	SUS304TP			変更なし 2.28*6	変更なし 171*6	変更なし		
		—							2.28*6	171*6	22.2*3, *7	4.1*4, *7	SUS304*7

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：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。

＊5：制御用空気設備（非常用窒素供給系）と兼用する。

＊6：重大事故等時における使用時の値を示す。

＊7：本設備は既存の設備である。

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			—	非常用窒素供給系 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*2		MPa		14.7
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		[redacted]（5.1*1）
	底部厚さ	mm		[redacted]（10.2*1）
材料		—		マンガン鋼
個数		—		10（予備 10）
取付箇所		—		保管場所： [redacted] EL.20.30 m 取付箇所： （10 本： [redacted] EL.20.30 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。

(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 (mm)	材料
非常用窒素供給系	－						非常用窒素供給系	非常用窒素供給系 高圧窒素ボンベ ～ 非常用窒素供給系 高圧窒素ボンベ出口配管 合流点	14.7*2	66*2	19.6	□(4.0*1)	SUS304
											34.0	4.5*1	SUS304TP
											34.5*4 /34.5*4 /34.5*4	5.7*5 /5.7*5 /5.7*5	SUS304
											34.5*4	5.7*5	SUS304
											34.0*3	4.5*1, *3	SUS304TP*3
											34.5*3, *4	5.7*3, *5	SUS304*3
											34.5*4 /34.5*4 / －	5.7*5 /5.7*5 / －	SUS304
											34.5*3, *4 /34.5*3, *4 / －	5.7*3, *5 /5.7*3, *5 / －	SUS304*3
									1.38*2	66*2	34.0*3	4.5*1, *3	SUS304TP*3
											34.5*3, *4 /34.5*3, *4 / －	5.7*3, *5 /5.7*3, *5 / －	SUS304*3
											61.1*3, *4 /34.5*3, *4	6.9*3, *5 /5.7*3, *5	SUS304*3
											60.5*3	5.5*1, *3	SUS304TP*3
											61.1*3, *4 /61.1*3, *4 / －	6.9*3, *5 /6.9*3, *5 / －	SUS304*3
											61.1*3, *4	6.9*3, *5	SUS304*3
									2.28*2	171*2	60.5*3	3.9*1, *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：差込み継手の差込み部内径を示す。
＊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

非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ出口配管合流点～弁 B22-F040

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，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

弁 B22-F040～アキュムレータ窒素供給配管分岐点

自動減圧機能用アキュムレータ～アキュムレータ窒素供給配管分岐点

アキュムレータ窒素供給配管分岐点～弁 B22-F013B，C，F，H，K，L，R

以下の設備は，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，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

原子炉格納容器配管貫通部 X-55

原子炉格納容器配管貫通部 X-57

8.3　非常用逃がし安全弁駆動系

(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			—	非常用逃がし安全弁駆動系 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*2		MPa		14.7
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		[redacted]（5.1*1）
	底部厚さ	mm		[redacted]（10.2*1）
材　　料		—		マンガン鋼
個　　数		—		3（予備 9）
取付箇所		—		保管場所： [redacted] EL.8.20 m 取付箇所： （3 本： [redacted] EL.8.20 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。

(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 (mm)	材料
非常用逃がし安全弁駆動系	—						非常用逃がし安全弁駆動系	非常用 逃がし安全弁駆動系 高圧窒素ボンベ ～ 弁 B22-F013A，G，S，V	15.0*2	66*2	27.2	[redacted](3.9*1)	SUS304
											27.2	3.9*1，*3	SUS304TP
											27.2 /27.2 /27.2	3.9*1 /3.9*1 /3.9*1	SUS304TP
											27.2	3.9*1	SUS304
											27.2 /27.2 /-	3.9*1 /3.9*1 /-	SUS304TP
									1.45*2	66*2	27.2	2.9*1，*3	SUS304TP
											27.2 /27.2 /-	2.9*1 /2.9*1 /-	SUS304TP
									2.28*2	171*2	27.2	2.9*1，*3	SUS304TP
											27.2 /- /27.2	2.9*1 /- /2.9*1	SUS304TP
											60.5 /27.2	3.9*1 /2.9*1	SUS304TP
											89.1 /60.5	5.5*1 /3.9*1	SUS304TP
											89.1	5.5*1	SUS304TP
											89.1	[redacted](5.5*1)	SFVC2B
											27.2 /27.2 /27.2	2.9*1 /2.9*1 /2.9*1	SUS304TP
											25.6	0.3*1	SUS304

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，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，制御用空気設備（非常用逃がし安全弁駆動系）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

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

(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，制御棒の挿入位置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，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の独立した原理の異なる反応度制御系統を施設し，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，独立した原子炉停止系統である制御棒及び制御棒駆動系による制御棒の炉心への挿入並びに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。 運転時の異常な過度変化時の高温状態においても，制御棒及び制御棒駆動系による制御棒の炉心への挿入により，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。 設置（変更）許可を受けた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って，水圧制御ユニット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。 制御棒及びほう酸水は，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。 1.2　制御棒及び制御棒駆動系 制御棒は，最大の反応度価値を持つ制御棒１本が完全に炉心の外に引き抜かれていて，その他の制御棒が全挿入の場合，高温状態及び低温状態において常に炉心を臨界未満にできる設計とする。また，発電用原子炉運転中に，完全に挿入されている制御棒を除く，他のいずれかの制御棒が動作不能となった場合は，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，	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，制御棒の挿入位置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，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の独立した原理の異なる反応度制御系統を施設し，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，独立した原子炉停止系統である制御棒及び制御棒駆動系による制御棒の炉心への挿入並びに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。 運転時の異常な過度変化時の高温状態においても，制御棒及び制御棒駆動系による制御棒の炉心への挿入により，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。 設置（変更）許可を受けた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って，水圧制御ユニット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。 制御棒及びほう酸水は，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。 1.2　制御棒及び制御棒駆動系 制御棒は，最大の反応度価値を持つ制御棒１本が完全に炉心の外に引き抜かれていて，その他の制御棒が全挿入の場合，高温状態及び低温状態において常に炉心を臨界未満にできる設計とする。また，発電用原子炉運転中に，完全に挿入されている制御棒を除く，他のいずれかの制御棒が動作不能となった場合は，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，

変　更　前	変　更　後
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ことを評価確認し，確認できない場合には，発電用原子炉を停止するように保安規定に定めて管理する。	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ことを評価確認し，確認できない場合には，発電用原子炉を停止するように保安規定に定めて管理する。
反応度が大きく，かつ急激に投入される事象による影響を小さくするため，制御棒の落下速度を設置（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に制御棒落下速度リミッタにより制限することで，制御棒引き抜きによる反応度添加率を抑制する。また，「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に制限するとともに，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ことで，制御棒の最大反応度価値を抑制する。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，想定される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，かつ，炉心の冷却機能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させない設計とする。なお，制御棒引抜手順については，保安規定に定めて管理する。	反応度が大きく，かつ急激に投入される事象による影響を小さくするため，制御棒の落下速度を設置（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に制御棒落下速度リミッタにより制限することで，制御棒引き抜きによる反応度添加率を抑制する。また，「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に制限するとともに，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ことで，制御棒の最大反応度価値を抑制する。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，想定される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，かつ，炉心の冷却機能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させない設計とする。なお，制御棒引抜手順については，保安規定に定めて管理する。
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ける低温状態において，キセノン崩壊による反応度添加及び高温状態から低温状態までの反応度添加を制御し，低温状態で炉心を未臨界に移行して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ける低温状態において，キセノン崩壊による反応度添加及び高温状態から低温状態までの反応度添加を制御し，低温状態で炉心を未臨界に移行して維持できる設計とする。
制御棒は，十字形に組み合わせたステンレス鋼製のU字型シースの中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。	制御棒は，十字形に組み合わせたステンレス鋼製のU字型シースの中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，制御捧の駆動は，ピストン上部又は下部に駆動水を供給することにより，原子炉圧力容器底部から行う設計とする。	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，制御捧の駆動は，ピストン上部又は下部に駆動水を供給することにより，原子炉圧力容器底部から行う設計とする。
通常駆動時は，駆動水ポンプにより加圧された駆動水で駆動し，原子炉緊急停止時は，各々の制御棒駆動機構ごとに設ける水圧制御ユニットアキュムレータの高圧窒素により加圧された駆動水を供給することで制御棒を駆動する設計とする。	通常駆動時は，駆動水ポンプにより加圧された駆動水で駆動し，原子炉緊急停止時は，各々の制御棒駆動機構ごとに設ける水圧制御ユニットアキュムレータの高圧窒素により加圧された駆動水を供給することで制御棒を駆動する設計とする。
原子炉冷却材の漏えいが生じた場合，その漏えい量が10 mm（3／8インチ）径の配管破断に相当する量以下の場合は制御棒駆動水圧系駆動水ポンプで補給できる設計とする。	原子炉冷却材の漏えいが生じた場合，その漏えい量が10 mm（3／8インチ）径の配管破断に相当する量以下の場合は制御棒駆動水圧系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引き抜きできない設計とする。	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引き抜き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，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。	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，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，燃料取替機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，スクラム水排出容器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，起動領域計装の中性子束低，中性子束高，原子炉	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，燃料取替機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，スクラム水排出容器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，起動領域計装の中性子束低，中性子束高，原子炉

変　更　前	変　更　後
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低又は動作不能のとき，出力領域計装の中性子束高のとき，制御棒価値ミニマイザによるブロック信号のあるときは，引き抜きを阻止できる設計とする。 制御棒駆動機構は，各制御棒に独立して設けられたラッチ付水圧駆動ピストン形式のものであり，インデックス・チューブと駆動ピストンのアセンブリ及びラッチ機構等で構成され，制御棒の駆動動力源である駆動水ポンプによる水圧が喪失した場合においても，ラッチ機構により制御棒を現状位置に保持することができ，発電用原子炉の反応度を増加させる方向に作動させない設計とする。 また，制御棒駆動機構と制御棒とはカップリングを介して容易に外れない構造とする。 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。	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低又は動作不能のとき，出力領域計装の中性子束高のとき，制御棒価値ミニマイザによるブロック信号のあるときは，引き抜きを阻止できる設計とする。 制御棒駆動機構は，各制御棒に独立して設けられたラッチ付水圧駆動ピストン形式のものであり，インデックス・チューブと駆動ピストンのアセンブリ及びラッチ機構等で構成され，制御棒の駆動動力源である駆動水ポンプによる水圧が喪失した場合においても，ラッチ機構により制御棒を現状位置に保持することができ，発電用原子炉の反応度を増加させる方向に作動させない設計とする。 また，制御棒駆動機構と制御棒とはカップリングを介して容易に外れない構造とする。 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。
1.3　再循環流量制御系 再循環流量は，再循環系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できる設計とする。 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，再循環系ポンプ２台が同時にトリップする機能を設ける設計とする。	1.3　再循環流量制御系 再循環流量は，再循環系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できる設計とする。 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，再循環系ポンプ２台が同時にトリップする機能を設ける設計とする。
1.4　ほう酸水注入系 ほう酸水注入系は，制御棒挿入による原子炉停止が不能になった場合，手動で中性子を吸収するほう酸水（五ほう酸ナトリウム）を原子炉内に注入する設備であり，単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態及び低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設計とする。	1.4　ほう酸水注入系 ほう酸水注入系は，制御棒挿入による原子炉停止が不能になった場合，手動で中性子を吸収するほう酸水（五ほう酸ナトリウム）を原子炉内に注入する設備であり，単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態及び低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設計とする。 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として，ほう酸水注入系を設ける設計とする。 原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，ほう酸水注入系は，ほう酸水注入ポンプにより，ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで，発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。 ほう酸水注入系の流路として，設計基準対象施設である原子炉圧力容器，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。
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，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，タービンバイパス弁を開き，原子炉圧力の過度の上昇を防止する設計とする。	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，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，タービンバイパス弁を開き，原子炉圧力の過度の上昇を防止する設計とする。

変　更　前	変　更　後
圧力制御装置は主蒸気圧力とあらかじめ設定した圧力設定値とを比較し，圧力偏差信号を発信して，蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を制御することにより，負荷の変動その他の発電用原子炉の運転に伴う原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設計とする。 1.6　原子炉給水制御系 原子炉給水制御系は，原子炉水位を一定に保つようにするため，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，タービン駆動原子炉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。	圧力制御装置は主蒸気圧力とあらかじめ設定した圧力設定値とを比較し，圧力偏差信号を発信して，蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を制御することにより，負荷の変動その他の発電用原子炉の運転に伴う原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設計とする。 1.6　原子炉給水制御系 原子炉給水制御系は，原子炉水位を一定に保つようにするため，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，タービン駆動原子炉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　通常運転時及び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把握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 2 種類以上監視又は推定できる設計とする。 炉心における中性子束密度を計測するため，原子炉内に設置した検出器で起動領域，出力領域の 2 つの領域に分けて中性子束を計測できる設計とする。 炉周期は起動領域計装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把握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 2 種類以上監視又は推定できる設計とする。 炉心における中性子束密度を計測するため，原子炉内に設置した検出器で起動領域，出力領域の 2 つの領域に分けて中性子束を計測できる設計とする。 炉周期は起動領域計装の計測結果を用いて演算できる設計とする。 重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして，原子炉圧力容器内の温度，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，水素濃度及び酸素濃度，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度並びに未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保，格納容器バイパスの監視，水源の確保に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。 重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。 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は，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし，計測する装置は「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，フィルタ装置水位（個数 2，計測範囲 180～5500 mm），フィルタ装置圧力（個数 1，計測範囲 0～1 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 0～100 %），残留熱除去系海水系系統流量（個数 2，計測範囲 0～550 L/s），

変　更　前	変　更　後
	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 0～800 m^3/h），緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）（個数 1，計測範囲 0～50 m^3/h），常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～10 MPa），常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力（個数 2，計測範囲 0～5 MPa），代替循環冷却系ポンプ吐出圧力（個数 2，計測範囲 0～5 MPa），原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～10 MPa），高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～10 MPa），残留熱除去系ポンプ吐出圧力（個数 3，計測範囲 0～4 MPa），低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力（個数 1，計測範囲 0～4 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 ℃）とする。 発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとし，その補助パラメータのうち重大事故等対処設備を活用する手順の着手の判断基準として使用するＭ／Ｃ　２Ｃ電圧，Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧，Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧，Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧，Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧，緊急用Ｍ／Ｃ電圧，緊急用Ｐ／Ｃ電圧，直流 125V 系主母線盤２Ａ電圧，直流 125V 系主母線盤２Ｂ電圧，直流 125V 主母線盤ＨＰＣＳ電圧，直流±24V 中性子モニタ用分電盤２Ａ電圧，直流±24V 中性子モニタ用分電盤２Ｂ電圧，緊急用直流 125V 主母線盤電圧，非常用窒素供給系供給圧力，非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力，非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力，非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力を計測する装置は，重大事故等対処設備としての設計を行う。 2.1.2　原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の計測 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にわたり測定できる設備として，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）を設ける設計とする。 格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）は，格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置（圧縮機吐出圧力 0.73 MPa 以上，圧縮機容量 5.25 L/min 以上，冷却器容量 35.7 kJ/h 以上，窒素ボンベ個数 4 以上，空調機容量 [redacted] kW 以上）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，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。 格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。 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 格納容器圧力逃がし装置の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（個数 2，計測範囲 0～100 %）を設ける設計とする。 フィルタ装置入口水素濃度は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

変　更　前	変　更　後
	2.1.4　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濃度の計測 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる監視設備として，原子炉建屋水素濃度を設ける設計とする。 原子炉建屋水素濃度は，中央制御室において連続監視できる設計とする。 原子炉建屋水素濃度のうち，原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置するものについては，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とし，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又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。 2.1.5　静的触媒式水素再結合器の作動状態監視 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し，水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として，水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器動作監視装置を設ける設計とする。 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 ℃，検出器種類 熱電対）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から監視できる設計とし，重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。 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又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。
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，温度，圧力，流量等のプロセス変数が異常値になった場合，発電用原子炉施設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警報（原子炉水位低又は高，原子炉圧力高，中性子束高等）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。 発電用原子炉並びに原子炉冷却系統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態等を表示灯により監視できる設計とする。	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，温度，圧力，流量等のプロセス変数が異常値になった場合，発電用原子炉施設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警報（原子炉水位低又は高，原子炉圧力高，中性子束高等）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。 発電用原子炉並びに原子炉冷却系統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態等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できる設計とする。 設計基準対象施設として，炉心における中性子束密度を計測するための計測装置，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の主蒸気流量及び給水流量を計測する装置，原子炉圧力容器内の水位を計測するための原子炉水位及び原子炉水位（広帯域）を計測する装置，原子炉格納容器内の圧力，	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し，保存できる設計とする。 設計基準対象施設として，炉心における中性子束密度を計測するための計測装置，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の主蒸気流量及び給水流量を計測する装置，原子炉圧力容器内の水位を計測するための原子炉水位及び原子炉水位（広帯域）を計測する装置，原子炉格納容器内の圧力，

変　更　前	変　更　後
温度及び可燃性ガスの濃度を計測するためのドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を計測する装置を設け，これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，計測結果を記録できる設計とする。 制御棒の位置を計測する装置並びに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の給水圧力，給水温度，主蒸気圧力及び主蒸気温度を計測する装置を設け，これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，記録はプロセス計算機から帳票として出力できる設計とする。 原子炉冷却材の不純物の濃度は，試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い，測定結果を記録する。	温度及び可燃性ガスの濃度を計測するためのドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を計測する装置を設け，これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，計測結果を記録し，及び保存できる設計とする。 制御棒の位置を計測する装置並びに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の給水圧力，給水温度，主蒸気圧力及び主蒸気温度を計測する装置を設け，これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，記録はプロセス計算機から帳票として出力し保存できる設計とする。 原子炉冷却材の不純物の濃度は，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。 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は，設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し，適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉圧力容器内の温度，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パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に，代替パラメータにより推定ができる設計とする。 また，重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にするとともに，パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定等，複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。 原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度等想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータは，計測又は監視できる設計とする。また，計測結果は中央制御室に指示又は表示し，記録できる設計とする。 重大事故等の対応に必要となるパラメータは，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうち緊急時対策支援システム伝送装置にて電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。 2.4　電源喪失時の計測 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は，非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において，代替電源設備として常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用できる設計とする。 また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合，特に重要なパラメータとして，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置については，温度，圧力，水位及び流量に係るものについて，乾電池

変　更　前	変　更　後
	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）（個数 20（予備 20））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）（個数 19（予備 19））により計測できる設計とし，これらを保管する設計とする。
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緊急停止信号及び工学的安全施設作動信号を設ける設計とする。 なお，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物理的，電気的に分離し，独立性を確保する設計とする。 また，各チャンネルの電源は，分離，独立した母線から供給する設計とする。 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発電用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，発電用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。 計測制御系統施設の一部を安全保護装置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その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は，設計基準事故時において不要な作動をしないようにできる設計とする。	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緊急停止信号及び工学的安全施設作動信号を設ける設計とする。 なお，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物理的，電気的に分離し，独立性を確保する設計とする。 また，各チャンネルの電源は，分離，独立した母線から供給する設計とする。 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発電用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，発電用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。 計測制御系統施設の一部を安全保護装置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その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は，設計基準事故時において不要な作動をしないようにできる設計とする。 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 安全保護装置のうち，アナログ回路で構成する機器は，外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離，外部ネットワークからの遠隔操作防止並びに物理的及び電気的アクセスの制限を設け，システムの据付，更新，試験，保守等で，承認されていない者の操作を防止する措置を講じることで，不

変　更　前	変　更　後
	正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とする。 安全保護装置のうち，一部デジタル演算処理を行う機器は，外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離，外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止並びに物理的及び電気的アクセスの制限を設け，システムの据付，更新，試験，保守等で，承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止する措置を講じることで，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とする。 安全保護装置が収納された盤の施錠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及び安全保護装置のうち一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは設計，製作，試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性確認を適切に行うことを保安規定に定め，不正アクセスを防止する。 3.2　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能） 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設ける設計とする。 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号により，全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。 また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。 3.3　ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能） 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として，ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）を設ける設計とする。 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として，ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号により再循環系ポンプ２台を自動停止させて，発電用原子炉の出力を抑制できる設計とする。 また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は，自動で停止しない場合に，中央制御室の操作スイッチを手動で操作することにより，再循環系ポンプ遮断器及び再循環系ポンプ低速度用電源装置遮断器を開放することで，再循環系ポンプを停止させることができる設計とする。

変　更　前	変　更　後
	3.4　過渡時自動減圧機能 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として，逃がし安全弁を作動させる過渡時自動減圧機能を設ける設計とする。 自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，過渡時自動減圧機能は，原子炉水位異常低下（レベル１）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に，逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより，逃がし安全弁を強制的に開放し，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。なお，18 個の逃がし安全弁のうち，2 個がこの機能を有するとともに，自動減圧系との干渉及び起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考慮し，時間遅れを設ける設計とする。 3.5　自動減圧機能作動阻止 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生した場合に，自動減圧系の起動阻止スイッチを 2 個作動させることで発電用原子炉の自動による減圧を防止できる設計とする。 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，残留熱除去系（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できる設計とする。
3.6　試験及び検査 原子炉緊急停止系は，原子炉運転中でも一度に 1 つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって，スクラム・パイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる設計とする。 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。	3.6　試験及び検査 原子炉緊急停止系は，原子炉運転中でも一度に 1 つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって，スクラム・パイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる設計とする。 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。
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人に操作，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人に操作，作業，退避の指示，事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる設備及び音声等により行うことができる設備として，警報装置及び通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。 警報装置として，十分な数量の警報装置の機能を有する送受話器（ページング）及び多様性を確保した通信設備（発電所内）として，十分な数量の送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。）），無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型），携行型有線通話装置，衛星電話設備（固定型）（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））

変　更　前	変　更　後
	及び衛星電話設備（携帯型）（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））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（ＳＰＤＳ）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ために必要な通信設備（発電所内）として，必要な数量の衛星電話設備（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，必要な数量の衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備（携帯型）を緊急時対策所内に保管する設計とする。なお，可搬型については必要な数量に加え，故障を考慮した数量の予備を保管する。 緊急時対策所へ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（ＳＰＤＳ）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ＳＰＤＳ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。 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に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 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に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用代替電源設備からの給電が可能な設計とする。 衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置は，充電池又は乾電池を使用する設計とする。充電池を用いるものについては，ほか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を可能とし，使用後の充電池は，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。また，乾電池を用いるものについては，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。 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちデータ伝送装置は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用代替電源設備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必要な通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については，基準地震動S_sによる地震力に対し，地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため，固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに，信号ケーブル及び電源ケーブルは，耐震性を有す

変　更　前	変　更　後
	る電線管等に敷設する設計とする。 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通信設備（発電所外）として，十分な数量の電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），テレビ会議システム（社内）（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。）），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。）），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。）），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する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））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（ＥＲＳＳ）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備えた構成の通信回線に接続する。電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），テレビ会議システム（社内），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）），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は，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。また，これらの専用通信回線の容量は通話及びデータ伝送に必要な容量に対し十分な余裕を確保した設計とする。 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。 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おいて，データ伝送設備は，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，地震時及び地震後においても，緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ必要なデータを伝送する機能を保持するため，固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに，信号ケーブル及び電源ケーブルは，耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。 重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）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ために必要な通信設備（発電所外）として，必要な数量の衛星電話設備（固定型）を中央制御室及び緊急時対策所内に設置し，必要な数量の衛星電話設備（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，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）を緊急時対策所内に設置又は保管する設計とする。なお，可搬型については必要な数量に加え，故障を考慮した数量の予備を保管する。 重大事故等が発生した場合において，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として，緊急時対策支援システム伝送装置で構成する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。

変　更　前	変　更　後
通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），テレビ会議システム（社内），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），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）及び専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向）は，東海発電所と共用とするが，東海第二発電所及び東海発電所に係る通信・通話に必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。	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。 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に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 衛星電話設備（携帯型）は，充電池を使用する設計とする。 充電池を用いるものについては，ほか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を可能とし，使用後の充電池は，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。 緊急時対策所建屋内に設置する衛星電話設備（固定型）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，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用代替電源設備からの給電が可能な設計とする。 データ伝送設備（発電所外）は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用代替電源設備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必要な通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため，固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに，信号ケーブル及び電源ケーブルは，耐震性を有する電線管等に敷設する設計とする。 緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）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は，同一の端末を使用することにより，端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ，安全性の向上が図れることから，東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。 これらの通信連絡設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，東海発電所及び東海第二発電所の使用する要員が通信連絡するために必要な容量を確保する設計とする。 通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），テレビ会議システム（社内），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），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）及び専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向）は，東海発電所と共用とするが，東海第二発電所及び東海発電所に係る通信・通話に必要な仕様を満足する設計とすることで，安全性を損なわない設計とする。
－	5.　制御用空気設備 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 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として，非常用窒素供給系及び非常用逃

変　更　前	変　更　後
	がし安全弁駆動系を設ける設計とする。 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重大事故等対処設備として，非常用窒素供給系は，逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において，逃がし安全弁（7 個）の作動に必要な窒素を非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ（空調機容量[redacted]kW 以上）により供給できる設計とする。 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベの圧力が低下した場合は，現場で非常用窒素供給系高圧窒素ボンベの取替えが可能な設計とする。 非常用窒素供給系の流路として，自動減圧機能用アキュムレータ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，逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備として，非常用逃がし安全弁駆動系は，逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において，逃がし安全弁のアクチュエータに非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ（空調機容量[redacted]kW 以上）により直接窒素を供給することで，逃がし安全弁（4 個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベの圧力が低下した場合は，現場で非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベの取替えが可能な設計とする。
6.　主要対象設備 計測制御系統施設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（1／12）

			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	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	－	－	－		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*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	－	－	－		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*2	－	－	－	－
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*3	－	－	－	－
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	－
	制御棒駆動水圧設備	制御棒駆動水圧系	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	ＳＡ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	ＳＡ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	ＳＡクラス２
				C12-127	S	クラス２	－	変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			主配管	復水補給水系配管 （制御棒駆動水配管取合点） ～ 弁 C12-F013A，B	Ｂ－１	クラス３	－	変更なし			－	－
				弁 C12-F013A，B ～ 駆動水ポンプ	Ｂ－１	クラス３	－	変更なし			－	－
				駆動水ポンプ ～ 駆動水フィルタ	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（2／12）

設備区分	系統名	機器区分	変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス
制御材駆動装置	制御棒駆動水圧設備	制御棒駆動水圧系	主配管									
			駆動水フィルタ ～ 排出水配管合流点	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			マスターコントロール内配管 ～ 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 ～ マニホールド（冷却水配管）	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			マスターコントロール内配管 ～ 弁 C12-115	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 C12-115 ～ 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			－	－
			水圧制御ユニットアキュムレータ ～ 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	ＳＡ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 ～ 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	ＳＡクラス２
			マニホールド ～ 制御ユニット内挿入配管合流点	Ｓ	クラス２	－		変更なし			－	－
			制御ユニット内挿入配管合流点 ～ 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	ＳＡクラス２
			挿入配管制御ユニット出口 ～ 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	ＳＡクラス２
			制御棒駆動機構ハウジング ～ 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	ＳＡクラス２
			引抜配管制御ユニット入口 ～ 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	ＳＡクラス２
			制御ユニット内引抜配管合流点 ～ マニホールド	Ｓ	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（3／12）

設備区分	系統名	機器区分	変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス
制御材駆動装置 制御棒駆動水圧設備	制御棒駆動水圧系	主配管	マニホールド ～ 弁 C12-105	S	クラス３	－		変更なし			－	－
			弁 C12-105 ～ 排出水配管合流点	Ｂ－１	クラス３	－		変更なし			－	－
			制御ユニット内引抜配管合流点 ～ 弁 C12-127	S	クラス３	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 C12-127 ～ 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 ～ スクラム水排出容器	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*4	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			－					原子炉格納容器配管貫通部 X-10A，B，C，D*4	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
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	ＳＡ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	ＳＡ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	ほう酸水貯蔵タンク ～ ほう酸水注入ポンプ（連絡配管含む）	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			ほう酸水注入ポンプ ～ 弁 C41-F004A，B（連絡配管含む）	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			弁 C41-F004A，B ～ 原子炉圧力容器	S	クラス２	－		変更なし			常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			－					原子炉格納容器配管貫通部 X-13*4	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２

表1　計測制御系統施設の主要設備リスト（4／12）

			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	－	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*5	－
		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	C	－	－		変更なし*6			－	－
				S	－	－		変更なし*32			－	－
			－					原子炉圧力容器温度	－	－	常設／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（常設ライン用）	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
			－					低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
			－					低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
			－					低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	－	－	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／緩和	－
			－					代替循環冷却系ポンプ入口温度	－	－	常設／緩和	－
			残留熱除去系熱交換器入口温度	C	－	－		変更なし			常設／防止 常設／緩和	－
			残留熱除去系熱交換器出口温度	C	－	－		変更なし			常設／防止 常設／緩和	－

表1　計測制御系統施設の主要設備リスト（5／12）

			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	原子炉隔離時冷却系系統流量	S	－	－		変更なし			常設耐震／防止	－
			高圧炉心スプレイ系系統流量	S	－	－		変更なし			常設耐震／防止	－
			低圧炉心スプレイ系系統流量	S	－	－		変更なし			常設耐震／防止	－
			残留熱除去系系統流量	S	－	－		変更なし			常設耐震／防止 常設／緩和	－
		原子炉圧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	C	－	－		変更なし*6，*7			－	－
				S	－	－		変更なし*8			常設耐震／防止*8 常設／緩和*8	－
				S	－	－		変更なし*9			－	－
			－					原子炉圧力（ＳＡ）	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
			原子炉水位	C	－	－		変更なし*6，*10			－	－
				S	－	－		変更なし*11			－	－
			原子炉水位（広帯域）	S	－	－		原子炉水位（広帯域）	変更なし*12		常設耐震／防止*12 常設／緩和*12	－
			－						－	－	常設耐震／防止*13	－
			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（ＳＡ広帯域）	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
			－					原子炉水位（ＳＡ燃料域）	－	－	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（6／12）

設備区分	系統名	機器区分	変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 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	ドライウェル圧力	S	－	－		ドライウェル圧力	変更なし*14		－	－
			－						－	－	常設耐震／防止*15 常設／緩和*15	－
			サプレッション・チェンバ圧力	S	－	－		サプレッション・チェンバ圧力	変更なし*16		－	－
			－						－	－	常設耐震／防止*17 常設／緩和*17	－
			サプレッション・プール水温度	S	－	－		サプレッション・プール水温度	変更なし*18		－	－
			－						－	－	常設耐震／防止*19 常設／緩和*19	－
			ドライウェル雰囲気温度	C	－	－		ドライウェル雰囲気温度	変更なし*6，*20		－	－
			－						－	－	常設／防止*21 常設／緩和*21	－
			サプレッション・チェンバ雰囲気温度	C	－	－		サプレッション・チェンバ雰囲気温度	変更なし*6，*22		－	－
			－						－	－	常設／防止*23 常設／緩和*23	－
			格納容器内水素濃度	S	－	－		変更なし			－	－
			－					格納容器内水素濃度（ＳＡ）	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
			格納容器内酸素濃度	S	－	－		変更なし			－	－
			－					格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	－	－	常設耐震／防止 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	－

表1　計測制御系統施設の主要設備リスト（7／12）

設備区分	系統名	機器区分	変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス
計測装置	－	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（常設ライン用）	－	－	常設耐震／防止 常設／緩和	－
			－					低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	－	－	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／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	－	－		サプレッション・プール水位	変更なし*24		－	－
			－						－	－	常設耐震／防止*25 常設／緩和*25	－
			－					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（8／12）

			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
原子炉非常停止信号	－	－	原子炉圧力高	－	－	－		変更なし			－	－
			原子炉水位低	－	－	－		変更なし			－	－
			ドライウェル圧力高	－	－	－		変更なし			－	－
			中性子束高*26	－	－	－		変更なし			－	－
			スクラム水排出容器水位高*26	－	－	－		変更なし			－	－
			原子炉出力ペリオド短*26	－	－	－		変更なし			－	－
			中性子束計装動作不能*26	－	－	－		変更なし			－	－
			中性子束低*26	－	－	－		変更なし			－	－
			主蒸気管放射能高	－	－	－		変更なし			－	－
			主蒸気隔離弁閉*26	－	－	－		変更なし			－	－
			主蒸気止め弁閉*26	－	－	－		変更なし			－	－
			蒸気加減弁急速閉*26	－	－	－		変更なし			－	－
			原子炉モード・スイッチ「停止」	－	－	－		変更なし			－	－
			手動	－	－	－		変更なし			－	－
			地震加速度大	－	－	－		変更なし			－	－

表1　計測制御系統施設の主要設備リスト（9／12）

設備区分	系統名	機器区分	変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス
工学的安全施設等の起動信号	主蒸気隔離弁	－	原子炉水位異常低下（レベル２）	－	－	－		変更なし			－	－
			主蒸気管圧力低	－	－	－		変更なし			－	－
			主蒸気管放射能高	－	－	－		変更なし			－	－
			主蒸気管トンネル温度高	－	－	－		変更なし			－	－
			主蒸気管流量大	－	－	－		変更なし			－	－
			復水器真空度低	－	－	－		変更なし			－	－
	原子炉格納容器隔離弁その他の	－	(1) *27 ドライウェル圧力高	－	－	－		変更なし			－	－
			(1) *27 原子炉水位低	－	－	－		変更なし			－	－
			(2) *28 原子炉水位低	－	－	－		変更なし			－	－
			(3) *29 原子炉水位異常低下（レベル２）	－	－	－		変更なし			－	－
	原子炉建屋ガス処理系	－	原子炉建屋放射能高	－	－	－		変更なし			－	－
			ドライウェル圧力高	－	－	－		変更なし			－	－
			原子炉水位低	－	－	－		変更なし			－	－
	高圧炉心スプレイ系	－	ドライウェル圧力高	－	－	－		変更なし			－	－
			原子炉水位異常低下（レベル２）	－	－	－		変更なし			－	－

表１　計測制御系統施設の主要設備リスト（10／12）

設備区分	系統名	機器区分	変更前 名称		変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス
工学的安全施設等の起動信号	低圧炉心スプレイ系	－	ドライウェル圧力高		－	－	－		変更なし			－	－
			原子炉水位異常低下（レベル１）		－	－	－		変更なし			－	－
	残留熱除去系	－	低圧注水系	ドライウェル圧力高	－	－	－		変更なし			－	－
				原子炉水位異常低下（レベル１）	－	－	－		変更なし			－	－
			格納容器スプレイ冷却系	手動	－	－	－		変更なし			－	－
	自動減圧系	－	原子炉水位異常低下（レベル１）とドライウェル圧力高の同時信号		－	－	－		変更なし			－	－
	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）*30	－	－						原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）	－	－	－	－
			－						原子炉水位異常低下（レベル２）	－	－	－	－
			－						手動スイッチ	－	－	－	－
	ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）*30	－	－						原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）	－	－	－	－
			－						原子炉水位異常低下（レベル２）	－	－	－	－
			－						再循環系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 *30	－	－						原子炉水位異常低下（レベル１）	－	－	－	－

表1　計測制御系統施設の主要設備リスト（11／12）

			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	主配管	弁 2-16V12 ～ 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ出口配管合流点	S	クラス２	－		変更なし			－	－
			非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ出口配管合流点 ～ 弁 B22-F040	S	クラス２ クラス３	－		変更なし			－	－
	非常用窒素供給系	容器	－					非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ	－	－	可搬／防止	ＳＡクラス３
		主配管	－					非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ ～ 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ出口配管合流点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			－					非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ出口配管合流点 ～ 弁 B22-F040	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			－					弁 B22-F040 ～ アキュムレータ窒素供給配管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			－					自動減圧機能用アキュムレータ ～ アキュムレータ窒素供給配管分岐点	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			－					アキュムレータ窒素供給配管分岐点 ～ 弁 B22-F013B，C，F，H，K，L，R	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			－					原子炉格納容器配管貫通部 X-55*4	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			－					原子炉格納容器配管貫通部 X-57*4	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２

表1　計測制御系統施設の主要設備リスト（12／12）

設備区分	系統名	機器区分	変更前 名称	変更前 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更前 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更前 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更前 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス	変更後 名称	変更後 設計基準対象施設 *1 耐震重要度分類	変更後 設計基準対象施設 *1 機器クラス	変更後 重大事故等対処設備 *1 設備分類	変更後 重大事故等対処設備 *1 重大事故等機器クラス
制御用空気設備	安全弁駆動系非常用逃がし	容器	－					非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ	－	－	可搬／防止	ＳＡクラス３
		主配管	－					非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ ～ 弁 B22-F013A，G，S，V	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
			－					原子炉格納容器配管貫通部 X-57*4	－	－	常設耐震／防止	ＳＡクラス２
発電用原子炉の運転を管理するための制御装置	－	制御方式	中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御	－	－	－		変更なし			－	－
		中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能	中央制御室機能	－	－	－		中央制御室機能*31	－	－	－	－
			中央制御室外原子炉停止機能	－	－	－		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：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備（常設耐震重要重大事故防止設備）としての機能を有する。
＊3：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備（常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備）としての機能を有する。
＊4：格納容器貫通部のうち管を示す。
＊5：出力領域計装は，設計基準対象施設として172個設置しているもののうち，平均出力領域計装のチャンネルA及びBに信号を送る43個の検出器を重大事故等対処設備として使用する。
＊6：本計測装置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。
＊7：対象計器は，PT-C34-N005，PT-C34-N008。
＊8：対象計器は，PT-B22-N051A，PT-B22-N051B。
＊9：対象計器は，PT-B22-N078A，PT-B22-N078B，PT-B22-N078C，PT-B22-N078D。
＊10：対象計器は，LT-C34-N004A，LT-C34-N004B。
＊11：対象計器は，LT-B22-N073A，LT-B22-N073B，LT-B22-N073C，LT-B22-N073D，LT-B22-N080A，LT-B22-N080B，LT-B22-N080C，LT-B22-N080D，LT-B22-N081A，LT-B22-N081B，LT-B22-N081C，LT-B22-N081D，LT-B22-N095A，LT-B22-N095B。
＊12：対象計器は，LT-B22-N091A，LT-B22-N091B，LT-B22-N091C，LT-B22-N091D。
＊13：対象計器は，LT-B22-N079A，LT-B22-N079B，LT-B22-N079C，LT-B22-N079D。
＊14：対象計器は，PT-B22-N067A，PT-B22-N067B，PT-B22-N067C，PT-B22-N067D，PT-B22-N094A，PT-B22-N094B，PT-B22-N094C，PT-B22-N094D，PT-C72-N050A，PT-C72-N050B，PT-C72-N050C，PT-C72-N050D，PT-26-79.51A，PT-26-79.51B。
＊15：対象計器は，PT-26-79.60。
＊16：対象計器は，PT-26-79.52A，PT-26-79.52B。
＊17：対象計器は，PT-26-79.61。

＊18：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，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。
＊19：対象計器は，TE-T23-N030，TE-T23-N040，TE-T23-N050。
＊20：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，TE-26-79.51L，TE-26-79.51M，TE-26-79.51N，TE-26-79.51P，TE-26-79.51R，TE-26-79.52C，TE-26-79.52G，TE-26-79.52K，TE-26-79.52P，TE-26-79.52T，TE-26-79.52W。
＊21：対象計器は，TE-26-79.61A，TE-26-79.61B，TE-26-79.62A，TE-26-79.62B，TE-26-79.63A，TE-26-79.63B，TE-26-79.64A，TE-26-79.64B。
＊22：対象計器は，TE-26-79.51S，TE-26-79.51T，TE-26-79.51U，TE-26-79.51V。
＊23：対象計器は，TE-26-79.65A，TE-26-79.65B。
＊24：対象計器は，LT-26-79.5A，LT-26-79.5B。
＊25：対象計器は，LT-26-79.60。
＊26：本信号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。
＊27：本信号により，残留熱除去系，原子炉格納容器ドレン系，不活性ガス系，移動式炉心内計装系，漏えい検出系及び試料採取系（格納容器酸素分析系）に属する格納容器隔離弁が作動する。
＊28：本信号により，原子炉冷却材浄化系に属する格納容器隔離弁が作動する。
＊29：本信号により，主蒸気系及び試料採取系（炉水サンプリング系）に属する格納容器隔離弁が作動する。
＊30：重大事故等対処設備（常設耐震重要重大事故防止設備）としての機能を有する。
＊31：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有する。
＊32：対象計器は，DPT-E31-N086A，DPT-E31-N086B，DPT-E31-N086C，DPT-E31-N086D，DPT-E31-N087A，DPT-E31-N087B，DPT-E31-N087C，DPT-E31-N087D，DPT-E31-N088A，DPT-E31-N088B，DPT-E31-N088C，DPT-E31-N088D，DPT-E31-N089A，DPT-E31-N089B，DPT-E31-N089C，DPT-E31-N089D。

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 *		重大事故等対処設備 *		名　　称	設計基準対象施設 *		重大事故等対処設備 *	
					耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
ほう酸水注入設備	ほう酸水注入系	－	原子炉本体 炉心	－					炉心シュラウド	－	－	常設耐震／防止	－
									シュラウドサポート	－	－	常設耐震／防止	－
									上部格子板	－	－	常設耐震／防止	－
									炉心支持板	－	－	常設耐震／防止	－
									中央燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									周辺燃料支持金具	－	－	常設耐震／防止	－
									制御棒案内管	－	－	常設耐震／防止	－
			原子炉本体 原子炉圧力容器	－					原子炉圧力容器	－	－	常設耐震／防止	ＳＡ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	ＳＡクラス２
									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	－
制御用空気設備	非常用窒素供給系	－	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	ＳＡクラス２

注記　＊：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。

(2)　適用基準及び適用規格

変　更　前	変　更　後
第１章　共通項目 計測制御系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については，原子炉冷却系統施設，火災防護設備，浸水防護施設の「(2)　適用基準及び適用規格　第１章　共通項目」に示す。	第１章　共通項目 計測制御系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については，原子炉冷却系統施設，火災防護設備，浸水防護施設の「(2)　適用基準及び適用規格　第１章　共通項目」に示す。
第２章　個別項目 計測制御系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。 ・発電用原子力設備に関する技術規準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号） ・不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成 11 年 8 月 13 日法律第１２８号） ・高圧ガス保安法（昭和 26 年 6 月 7 日法律第２０４号） 容器保安規則（昭和 41 年 5 月 25 日通商産業省令第５０号） ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定） ・発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて（平成 10 年 4 月 13 日原子力安全委員会了承） ・発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針について（昭和 59 年 1 月 19 日原子力安全委員会決定）	第２章　個別項目 計測制御系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。 ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第１３０６１９４号） ・発電用原子力設備に関する技術規準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 15 日原院第５号） ・不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成 11 年 8 月 13 日法律第１２８号） ・高圧ガス保安法（昭和 26 年 6 月 7 日法律第２０４号） 容器保安規則（昭和 41 年 5 月 25 日通商産業省令第５０号） ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定） ・発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて（平成 10 年 4 月 13 日原子力安全委員会了承） ・発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針について（昭和 59 年 1 月 19 日原子力安全委員会決定）

変　更　前	変　更　後
・安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規程（ＪＥＡＣ４６２０－2008） ・ディジタル安全保護系の検証及び妥当性に関する指針（ＪＥＡＧ４６０９－2008） ・原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウエアの基準（米国 Regulatory Guide 1.152） ・原子力発電所安全保護系の設計規程（ＪＥＡＣ４６０４－2009） ・安全機能を有する計測制御装置の設計指針（ＪＥＡＧ４６１１－2009）	・安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規程（ＪＥＡＣ４６２０－2008） ・ディジタル安全保護系の検証及び妥当性に関する指針（ＪＥＡＧ４６０９－2008） ・原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウエアの基準（米国 Regulatory Guide 1.152） ・原子力発電所安全保護系の設計規程（ＪＥＡＣ４６０４－2009） ・安全機能を有する計測制御装置の設計指針（ＪＥＡＧ４６１１－2009）

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っては次の事項

1　制御方式

変　更　前		変　更　後	
制御方式	中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御*1，*2	制御方式	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：記載の適正化を行う。既工事計画書には，「中央制御方式による常時監視，手動及び自動」と記載。

2　中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能

変　更　前*1		変　更　後	
中央制御室機能	(1)　中央制御室機能 中央制御室は以下の機能を有する。 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て機能を喪失しない設計とするとともに，発電用原子炉の反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備，非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作できる設計とする。 発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況（発電用原子炉の制御棒の動作状態，発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態，発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な弁の開閉状態）の監視及び操作ができるとともに，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。 a.　中央制御室制御盤等 中央制御室制御盤は，原子炉制御関係，原子炉プラントプロセス計装関係，原子炉緊急停止系関係，原子炉補助設備関係，タービン発電機関係，所内電気回路関係等の計測制御装置を設けた中央監視操作盤及び中央制御室内裏側直立盤で構成し，設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータ（炉心の中性子束，制御棒位置，原子炉冷却材の圧力，温度及び流量，原子炉水位，原子炉格納容器内の圧力及び温度等）を監視できるとともに，全てのプラント運転状態において，運転員に過度な負担とならないよう，中央制御室制御盤において監視，操作する対象を定め，通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応に必要な操作器，指示計，記録計及び警報装置（計測制御系統施設，放射性廃棄物の廃棄施設及び放射線管理施設の警報装置を含む。）を有する設計とする。 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ＣＲＴ等を有する設計とする。 非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は，使用状態を運転員が的確に識別できるよう表示装置を設ける設計とする。 緊急時対策所との連絡及び連携の機能に係る情報伝達の不備や誤判断が生じないよう，緊急時対策に必要な情報について運転員を介さずとも確認できる設計とする。 設計基準対象施設は，プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して，色分けや銘板取り付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置，中央監視操作の盤面配置，理解しやすい表示方法により発電用原子炉施設の状態が正確，かつ迅速に把握できる設計とするとともに施錠管理を行い，運転員の誤操作を防止する設計とする。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。	中央制御室機能	(1)　中央制御室機能 中央制御室は以下の機能を有する。 中央制御室は耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置し，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対して機能を喪失しない設計とするとともに，発電用原子炉の反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備，非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作できる設計とする。 発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況（発電用原子炉の制御棒の動作状態，発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態，発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な弁の開閉状態）の監視及び操作ができるとともに，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。 a.　中央制御室制御盤等 中央制御室制御盤は，原子炉制御関係，原子炉プラントプロセス計装関係，原子炉緊急停止系関係，原子炉補助設備関係，タービン発電機関係，所内電気回路関係等の計測制御装置を設けた中央監視操作盤及び中央制御室内裏側直立盤で構成し，設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータ（炉心の中性子束，制御棒位置，原子炉冷却材の圧力，温度及び流量，原子炉水位，原子炉格納容器内の圧力及び温度等）を監視できるとともに，全てのプラント運転状態において，運転員に過度な負担とならないよう，中央制御室制御盤において監視，操作する対象を定め，通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応に必要な操作器，指示計，記録計及び警報装置（計測制御系統施設，放射性廃棄物の廃棄施設及び放射線管理施設の警報装置を含む。）を有する設計とする。 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ＣＲＴ等を有する設計とする。 非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は，使用状態を運転員が的確に識別できるよう表示装置を設ける設計とする。 緊急時対策所との連絡及び連携の機能に係る情報伝達の不備や誤判断が生じないよう，緊急時対策に必要な情報について運転員を介さずとも確認できる設計とする。 設計基準対象施設は，プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して，色分けや銘板取り付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置，中央監視操作の盤面配置，理解しやすい表示方法により発電用原子炉施設の状態が正確，かつ迅速に把握できる設計とするとともに施錠管理を行い，運転員の誤操作を防止する設計とする。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）

変　更　前*1		変　更　後	
中央制御室機能	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中央監視操作盤に集約し，操作器具の統一化（色，形状，大きさ等の視覚的要素での識別），操作器具の操作方法に統一性を持たせること等により，通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。 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運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し，適切な対応を行うことにより容易に操作することができる設計とする。	中央制御室機能	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中央監視操作盤に集約し，操作器具の統一化（色，形状，大きさ等の視覚的要素での識別），操作器具の操作方法に統一性を持たせること等により，通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに，容易に操作ができる設計とする。 当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙，有毒ガス，降下火砕物及び凍結による操作雰囲気の悪化）を想定しても，運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室において操作に必要な照明の確保等により容易に操作することができる設計とするとともに，現場操作についても運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し，適切な対応を行うことにより容易に操作することができる設計とする。 b.　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，津波・構内監視カメラ（浸水防護施設の設備を計測制御系統施設の設備として兼用（以下同じ。）），風向，風速その他の気象条件を測定する気象観測設備（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））等を設置し，津波・構内監視カメラの映像，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，竜巻情報等の入手により中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。 津波・構内監視カメラは暗視機能等を持ち，中央制御室にて遠隔操作することにより，発電所構内の周辺状況（海側及び陸側）を昼夜にわたり把握できる設計とする。 なお，津波・構内監視カメラは，地震荷重等を考慮し必要な強度を有する設計とするとともに，所内常設直流電源設備から給電できる設計とする。
	c.　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火災等により発生する燃焼ガス及び有毒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設計とする。		c.　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火災等により発生する燃焼ガス，ばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じることにより，発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるための機能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。 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する。

（続き）

変　更　前*1		変　更　後	
中央制御室機能		中央制御室機能	炉心の著しい損傷が発生した場合においても，可搬型照明（ＳＡ），中央制御室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，中央制御室待避室空気ボンベ，中央制御室遮蔽，中央制御室遮蔽（待避室），中央制御室待避室差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により，中央制御室内にとどまり必要な操作ができる設計とする。 また，原子炉建屋ガス処理系及びブローアウトパネル閉止装置により，原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減させることで，運転員の被ばくを低減できる設計とする。 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に加えて，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 原子炉建屋ガス処理系は，非常用交流電源設備に加えて，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 可搬型照明（ＳＡ）及びブローアウトパネル閉止装置は，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出されるプルーム通過時に，運転員の被ばくを低減するため，中央制御室内に中央制御室待避室を設け，中央制御室待避室には，遮蔽設備として，中央制御室遮蔽（待避室）を設ける。中央制御室待避室は，中央制御室待避室空気ボンベで正圧化することにより，放射性物質が流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。 放射線管理施設の中央制御室待避室差圧計により，中央制御室待避室と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握できる設計とする。 炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持するとともに，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気し，原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減させることで，中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。 炉心の著しい損傷が発生し，原子炉建屋ガス処理系を起動する際に，原子炉建屋外側ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には，中央制御室から原子炉格納施設のブローアウトパネル閉止装置を操作し，容易かつ確実に開口部を閉止できる設計とする。また，ブローアウトパネル閉止装置は現場においても，人力により操作できる設計とする。 設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室内及び中央制御室待避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））及び二酸化炭素濃度計（個数 1（予備 1））を中央制御室内に保管する設計とする。 重大事故等時に，中央制御室内及び中央制御室待避室内での操作並びに身体サーベイ，作業服の着替え等に必要な照度の確保は，可搬型照明（ＳＡ）（個数7（予備2））によりできる設計とする。

（続き）

変　更　前*1		変　更　後	
中央制御室機能	d.　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の際に，中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋，タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作，作業又は退避の指示等の連絡を行うことができるものとする。	中央制御室機能	炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるため，以下の設備を設置又は保管する。 中央制御室待避室に待避した運転員が，緊急時対策所と通信連絡を行うため，必要な数量の衛星電話設備（可搬型）（待避室）を保管する設計とする。 中央制御室待避室に待避した運転員が，中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うため，必要な数量のデータ表示装置（待避室）を設置する設計とする。 衛星電話設備（可搬型）（待避室）及びデータ表示装置（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又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 d.　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屋，タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作，作業，退避の指示，事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動，音声等により行うことができるものとする。 重大事故等が発生した場合において，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができるものとする。

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。

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

NT2 補① II R5