



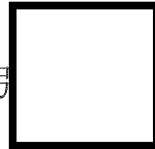
工事計画認可申請書

(玄海原子力発電所第4号機の変更の工事)

原発本第45号  
令和元年6月18日

原子力規制委員会 殿

福岡市中央区渡辺通二丁目1番82号  
九州電力株式会社  
代表取締役 池辺和男  
社長執行役員



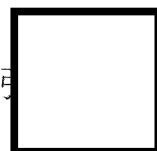
核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3  
の9第1項の規定により工事の計画の認可を受けたいので申請します。



原 発 本 第 102 号  
令 和 元 年 10 月 9 日

原子力規制委員会 殿

福岡市中央区渡辺通二丁目1番82号  
九州電力株式会社  
代表取締役 池 辺 和 男  
社長執行役員



工事計画認可申請書の一部補正について

令和元年6月18日付け原発本第45号をもって申請しました工事計画  
認可申請書について、別紙のとおり一部補正します。

原 発 本 第 132 号  
令 和 元 年 11 月 15 日

原子力規制委員会 殿

福岡市中央区渡辺通二丁目 1 番 82 号  
九州電力株式会社  
代表取締役 池 辺 和 男  
社長執行役員

工事計画認可申請書の一部補正について

令和元年 6 月 18 日付け原発本第 45 号をもって申請しました工事計画  
認可申請書(令和元年 10 月 9 日付け原発本第 102 号にて一部補正)に  
ついて、別紙のとおり一部補正します。

玄海原子力発電所第 4 号機

工事計画認可申請書  
(第 1 回申請)

本文及び添付書類

九州電力株式会社



本資料のうち枠囲みの内容は、  
テロ等対策における機密に係る事項又は商業  
機密に係る事項であるため公開できません。

## 第 1 回工事計画認可申請目次

	頁
1. 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 .....	I-1
2. 工事計画 .....	II-1
3. 工事工程表 .....	III-1
4. 変更の理由 .....	IV-1
5. 添付書類 .....	V-1

1. 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	九州電力株式会社
住	所	福岡市中央区渡辺通二丁目 1 番 82 号
代表者の氏名		代表取締役 社長執行役員 池辺 和弘

## 2. 工事計画

各発電用原子炉施設に共通

### 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	玄海原子力発電所
所 在 地	佐賀県東松浦郡玄海町大字今村

### 2. 発電用原子炉施設の出力及び周波数


出 力	3,478,000kW
第 1 号機	559,000kW
第 2 号機	559,000kW
第 3 号機	1,180,000kW
第 4 号機	1,180,000kW (今回申請分)
周 波 数	60Hz

## 第1回工事計画認可申請範囲目次

(変更の工事に該当するものに限る。)

- ・本申請は、玄海原子力発電所第4号機の工事の計画の第1回申請分であります。

原子炉本体



原子炉冷却系統施設（蒸気タービンに係るものを除く。）



ポンプ及び電動機



安全弁及び逃がし弁

- 安全弁及び逃がし弁 [redacted]
- 主要弁
- 主配管
- 主要弁 [redacted]
- 主配管
- 主配管

[redacted]

- 容器
- 常設
- [redacted]
- 安全弁及び逃がし弁
- 常設
- 安全弁及び逃がし弁 [redacted]
- 主配管
- 常設
- 主配管

11 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格（申請範囲に係る部分に限る。）

12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

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

計測制御系統施設

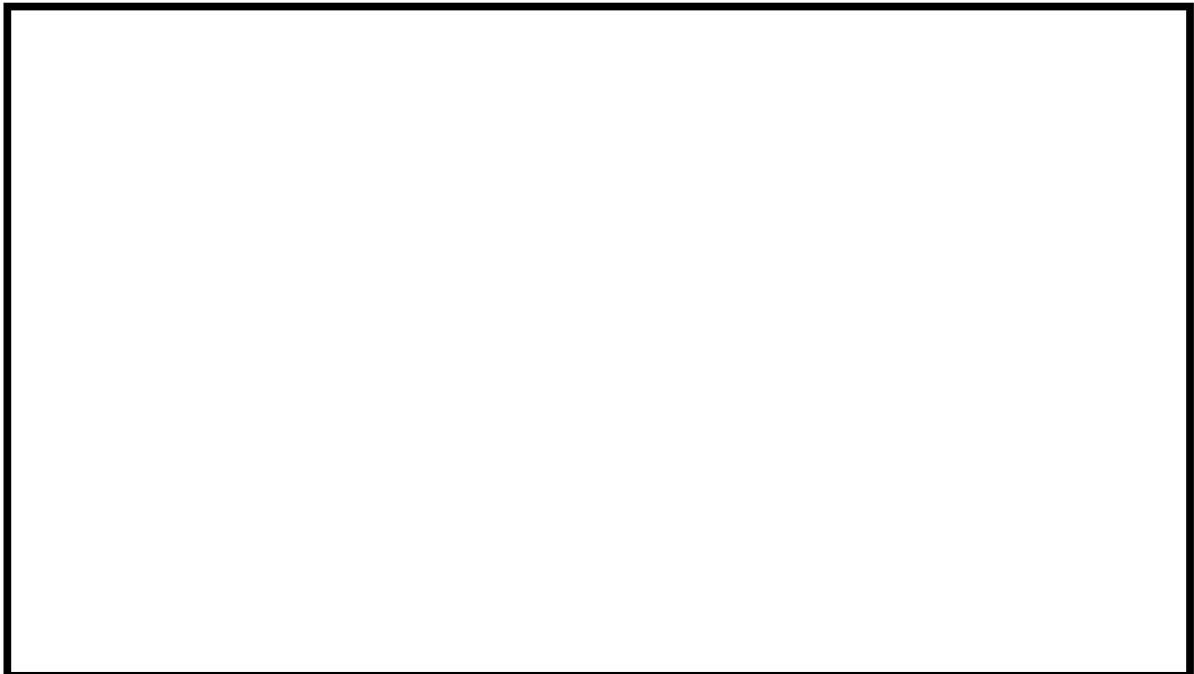
- [redacted]
- 安全弁
- 常設
- 安全弁 [redacted]
- 主配管
- 常設
- 主配管

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（申請範囲に係る部分に限る。）

11 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

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

原子炉格納施設



主配管  
常設

- ・主配管



主要弁  
常設

- ・主要弁
- ・主要弁



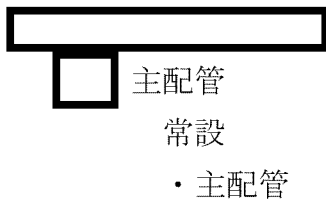
主配管  
常設

- ・主配管

- 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  
(申請範囲に係る部分に限る。)
- 5 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項
  - (1) 品質保証の実施に係る組織
  - (2) 保安活動の計画
  - (3) 保安活動の実施
  - (4) 保安活動の評価
  - (5) 保安活動の改善

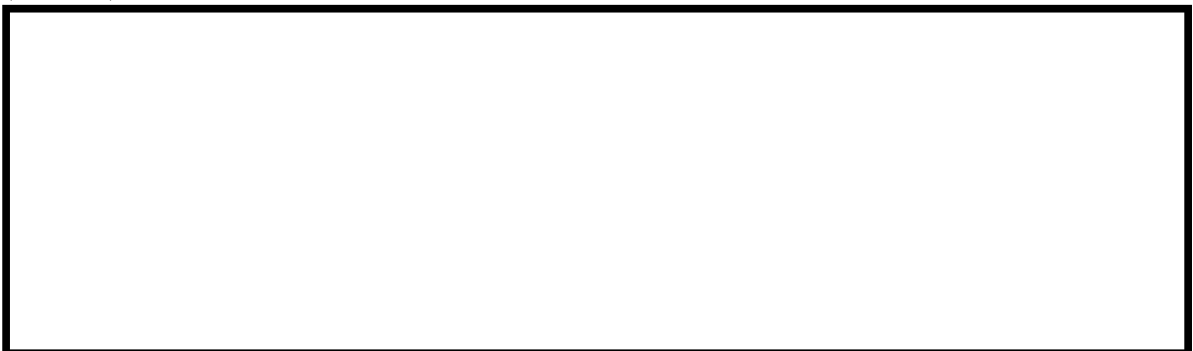
その他発電用原子炉の附属施設

4 火災防護設備

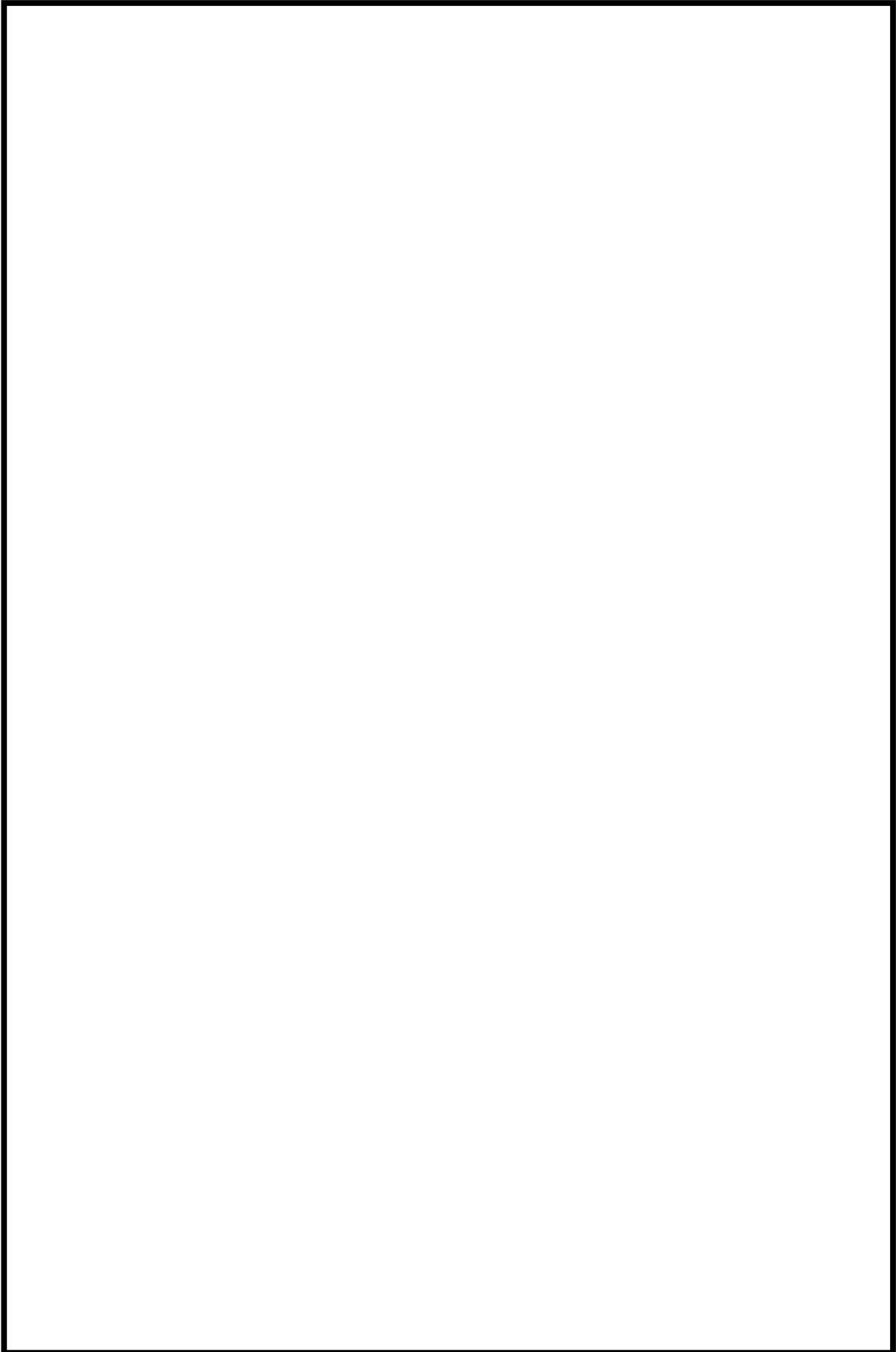


- 3 火災防護設備の基本設計方針、適用基準及び適用規格  
(申請範囲に係る部分に限る。)
- 4 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項
  - (1) 品質保証の実施に係る組織
  - (2) 保安活動の計画
  - (3) 保安活動の実施
  - (4) 保安活動の評価
  - (5) 保安活動の改善

5 浸水防護施設





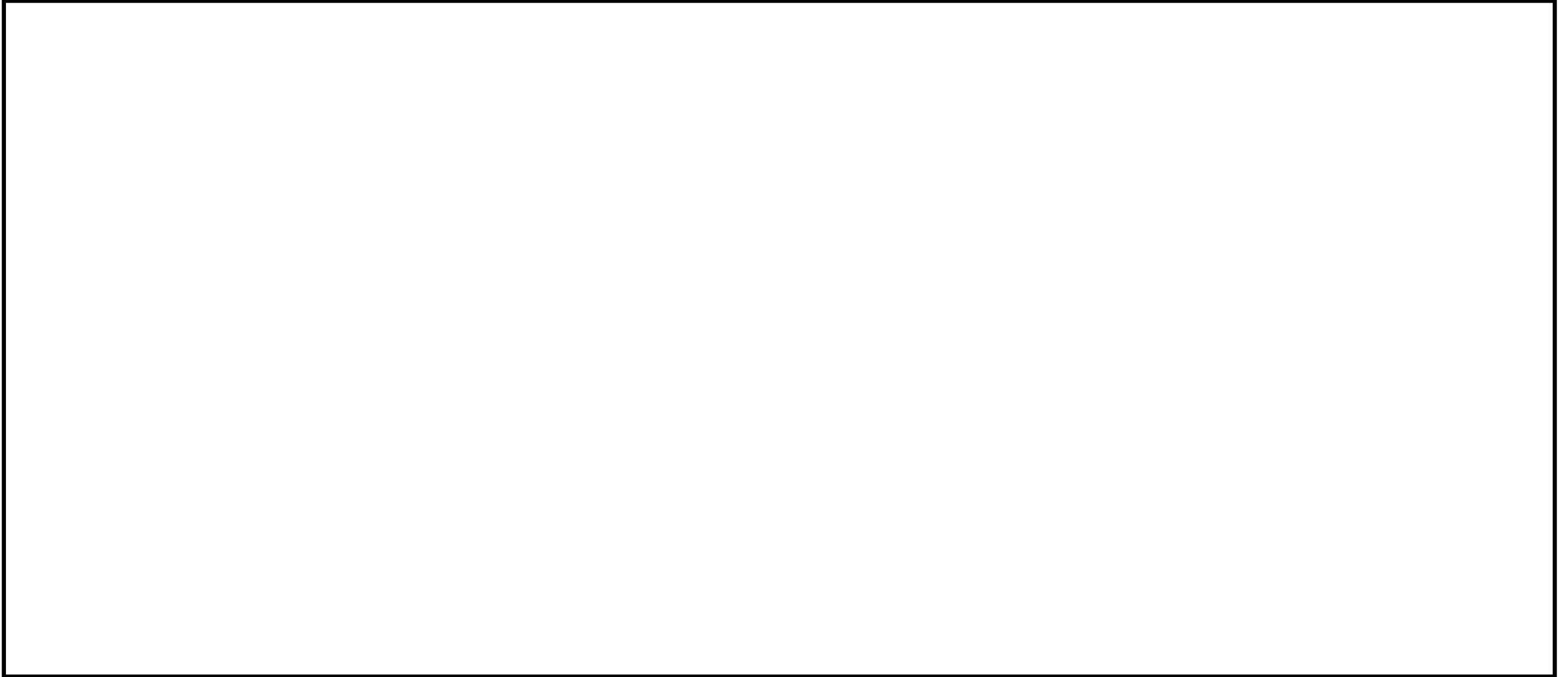




- 3 浸水防護施設の基本設計方針、適用基準及び適用規格  
(申請範囲に係る部分に限る。)
  
- 4 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項
  - (1) 品質保証の実施に係る組織
  - (2) 保安活動の計画
  - (3) 保安活動の実施
  - (4) 保安活動の評価
  - (5) 保安活動の改善

原子炉本体

加圧水型発電用原子炉施設に係るものにあつては、次の事項



原子炉本体に係る設備別記載事項のうち以下のページの記載内容は、テロ対策等における機密に係る事項又は商業機密に係る事項であり公開できないことから、本記載をもって省略する。

- ・－ 4-a-2-2 － ～ － 4-a-2-7/E －
- ・－ 4-a-5-1 － ～ － 4-a-5-3/E －

6 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格（申請範囲に係る部分に限る。）

(1) 基本設計方針

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（解釈を含む。）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。）</li> <li>2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。）</li> <li>3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。）</li> </ol>	<p>変更なし</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>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（5.6 安全弁等、5.7 逆止め弁、5.8 内燃機関及びガスタービンの設計条件、5.9 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>燃料体（燃料材、燃料要素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し、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に定められた燃料体検査に合格したもの（輸入した燃料体以外にあっては、燃料体の設計の認可を受けていることを含む。）を使用する設計とする。</p> <p>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合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。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>燃料体は下部炉心板の上に配列され、その荷重を下部炉心支持板及び炉心槽により原子炉容器のフランジで支持する設計とする。</p> <p>燃料体は、設置（変更）許可を受けた、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重に加え、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇及び熱応力の荷重に耐える設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>燃料体（燃料要素以外の燃料体の構成要素）、減速材、反射材及び炉心支持構造物（原子炉容器内で炉心付近に位置する燃料体以外の構成要素）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。</p> <p>炉心の過剰増倍率の低下等に応じて燃料取替を行い、燃料取替時の炉心設計については、設置（変更）許可を受けた炉心の安全性確認項目が安全解析使用値から逸脱しないことを確認するため、保安規定に取替炉心の安全性評価を実施することを定め管理する。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>2. 熱遮蔽体</p> <p>放射線により材料が著しく劣化するおそれがある原子炉容器には、これを防止するため熱遮蔽体を設置する。</p> <p>熱遮蔽体は分割型であり、パネル型の熱遮蔽体をボルトで炉心槽に固定する設計とする。熱遮蔽体と炉心槽の相対熱膨張差を吸収するために上下 2 分割構造とし、熱応力による変形により、原子炉容器の内部構造物に過度の変形を及ぼすことのない</p>	<p>2. 熱遮蔽体</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>いように設計する。</p>	<p>変更なし</p>
<p>3. 原子炉容器</p> <p>3.1 原子炉容器本体</p> <p>原子炉容器の原子炉冷却材圧力バウンダリに係る基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第 2 章個別項目 2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ」に基づく設計とする。</p> <p>原子炉容器は、円筒形の胴部に半球形の上部ふた及び底部を付した鋼製容器であり、上部ふたをボルト締めする構造とする。</p> <p>原子炉容器内の 1 次冷却材の流路は、1 次冷却材入口ノズル（胴上部 4 箇所）から入り、炉心槽の外側を下方向に流れ、方向を変えて炉心の真下から上方向に炉心内を通り抜け、1 次冷却材出口ノズル（胴上部 4 箇所）から出る設計とする。</p> <p>原子炉容器の支持方法は、1 次冷却材入口及び出口ノズル下部に取り付けた支持金物により、原子炉容器周囲のコンクリート壁に支持する設計とする。</p> <p>原子炉容器は最低使用温度を□℃に設定し、関連温度（初期）を□℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。</p> <p>中性子照射脆化の影響を受ける原子炉容器にあつては、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（JEAC4206-2007）に基づき、適切な破壊じん性を有する設計とする。</p> <p>3.2 監視試験片</p> <p>1 メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受ける原子炉容器は、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 55 年通商産業省告示 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。</p> <p>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」</p>	<p>3. 原子炉容器</p> <p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>(JEAC4201) により、取り出し及び監視試験を実施する。</p> <p>また、保安規定に、監視試験片の評価結果に基づき 1 次冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを定めて、原子炉容器の疲労破壊及び脆性破壊を防止するよう管理する。</p>	<p>変更なし</p>
<p>4. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>燃料体、炉心支持構造物、熱遮蔽体及び原子炉容器は、1 次冷却材の循環、沸騰その他の 1 次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の 1 次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p>	<p>4. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>変更なし</p>
<p>5. 主要対象設備</p> <p>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。</p>	<p>5. 主要対象設備</p> <p>変更なし</p>

(注) 項目の符番について変更箇所の符番に応じた記載の適正化を行う。



表 1 原子炉本体の主要設備リスト(1/2)  
(第 1 回申請対象設備)

		変 更 前						変 更 後							
設備区分	機器区分	名 称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1)				名 称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1) (注3)			
			重大事故等対処設備 (注2) (特定重大事故等対処施設除く)		特定重大事故等 対処施設		重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設除く)			特定重大事故等 対処施設		重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設除く)		特定重大事故等 対処施設	
			耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	(注2) 設備分類	(注2) 重大事故等 機器クラス		耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス

原子炉本体に係る設備別記載事項のうち以下のページの記載内容は、テロ対策等における機密に係る事項又は商業機密に係る事項であり公開できないことから、本記載をもって省略する。

・ - 4 - a - (1) - a - 2/E -

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第 1 章 共通項目</p> <p>原子炉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、火災防護設備の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」に示す。</p>	<p>第 1 章 共通項目</p> <p>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、火災防護設備の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」に示す。</p>
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>● 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)</li><li>● 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)</li><li>● 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)</li><li>● 「取替炉心検討会報告書」(昭和 52 年 5 月 20 日原子炉安全専門審査会)</li><li>● 「燃料被覆管は機械的に破損しないこと」の解釈の明確化について (昭和 60 年 7 月 18 日原子力安全委員会了承)</li><li>● 発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針 (昭和 63 年 4 月 21 日原子力安全委員会決定)</li><li>● 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)</li><li>● 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)</li><li>● 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007)</li></ul>	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>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。</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201－2007（2010年追補版））</li>   <li>● 原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201－2007（2013年追補版））</li>   <li>● JSME S NC1－2005 発電用原子力設備規格 設計・建設規格</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

7 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

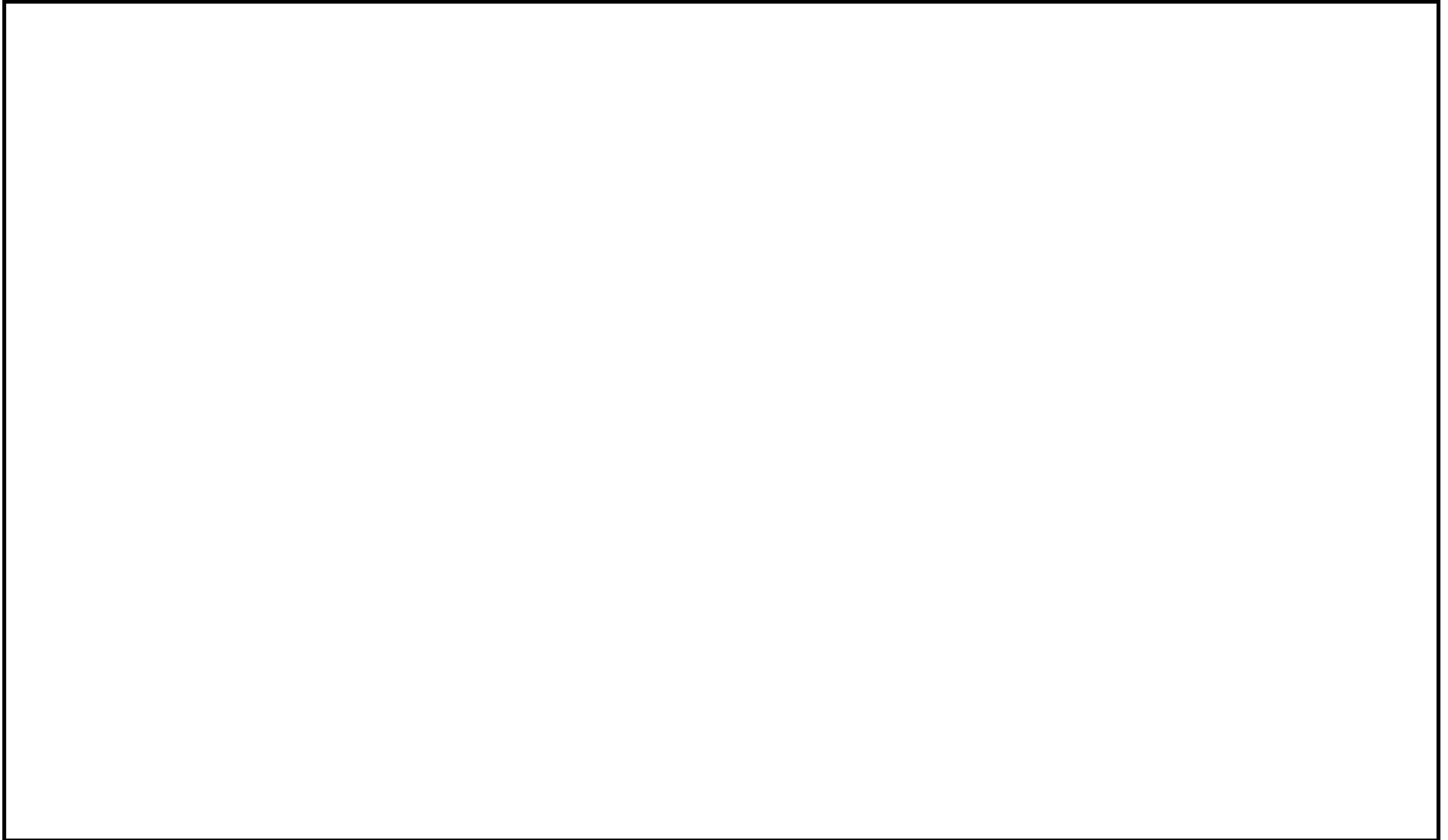
7(1) ～ 7(5) について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項

変更前	変更後
<p>7 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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 品質保証の実施に係る組織</li> <li>(2) 保安活動の計画</li> <li>(3) 保安活動の実施</li> <li>(4) 保安活動の評価</li> <li>(5) 保安活動の改善</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

原子炉冷却系統施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るもの（蒸気タービンに係るものを除く。）にあつては、次の事項



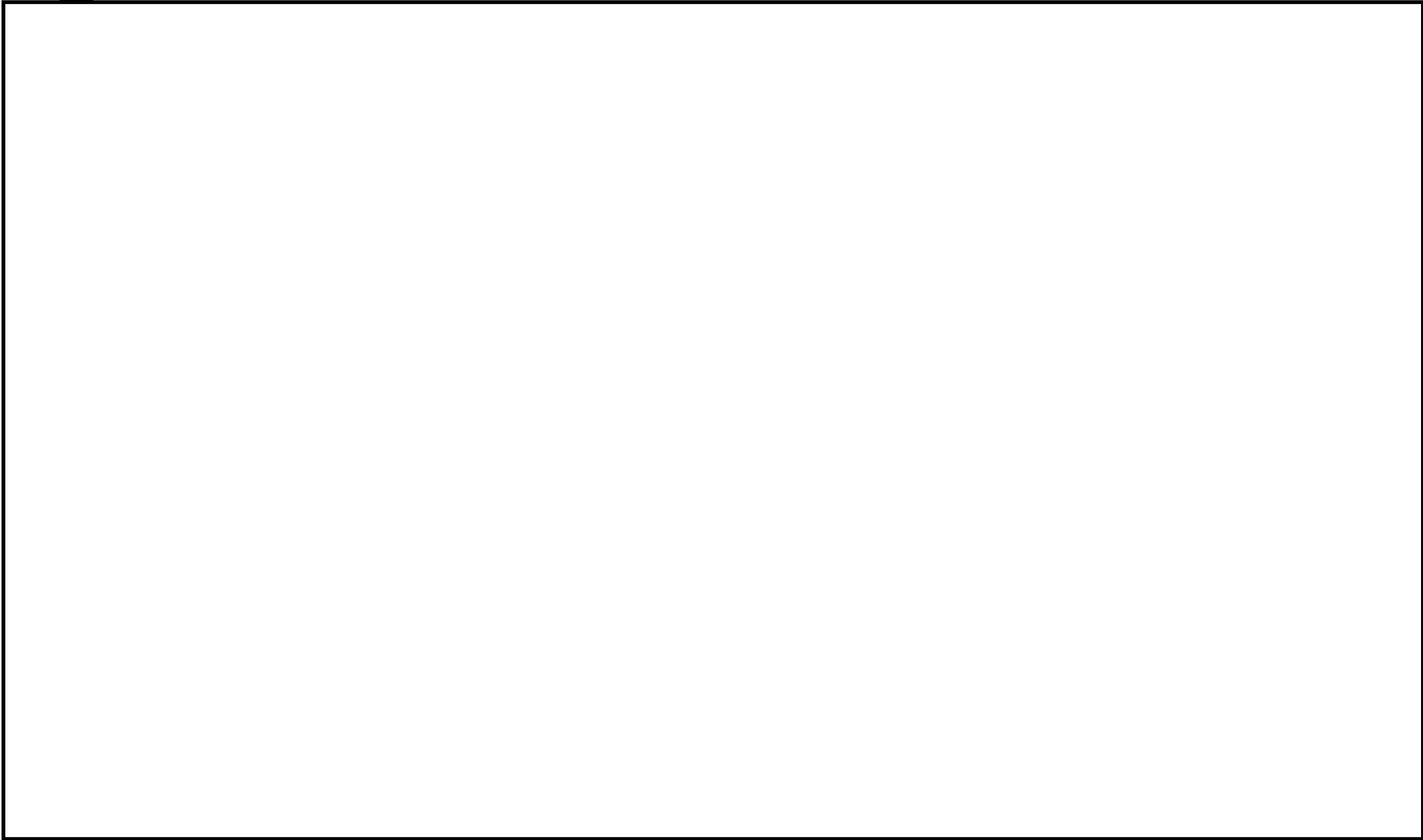
原子炉冷却系統施設に係る設備別記載事項のうち以下のページの記載内容は、テロ対策等における機密に係る事項又は商業機密に係る事項であり公開できないことから、本記載をもって省略する。

・－ 4-c-4-2 － ～ － 4-c-4-4 －





ポンプ

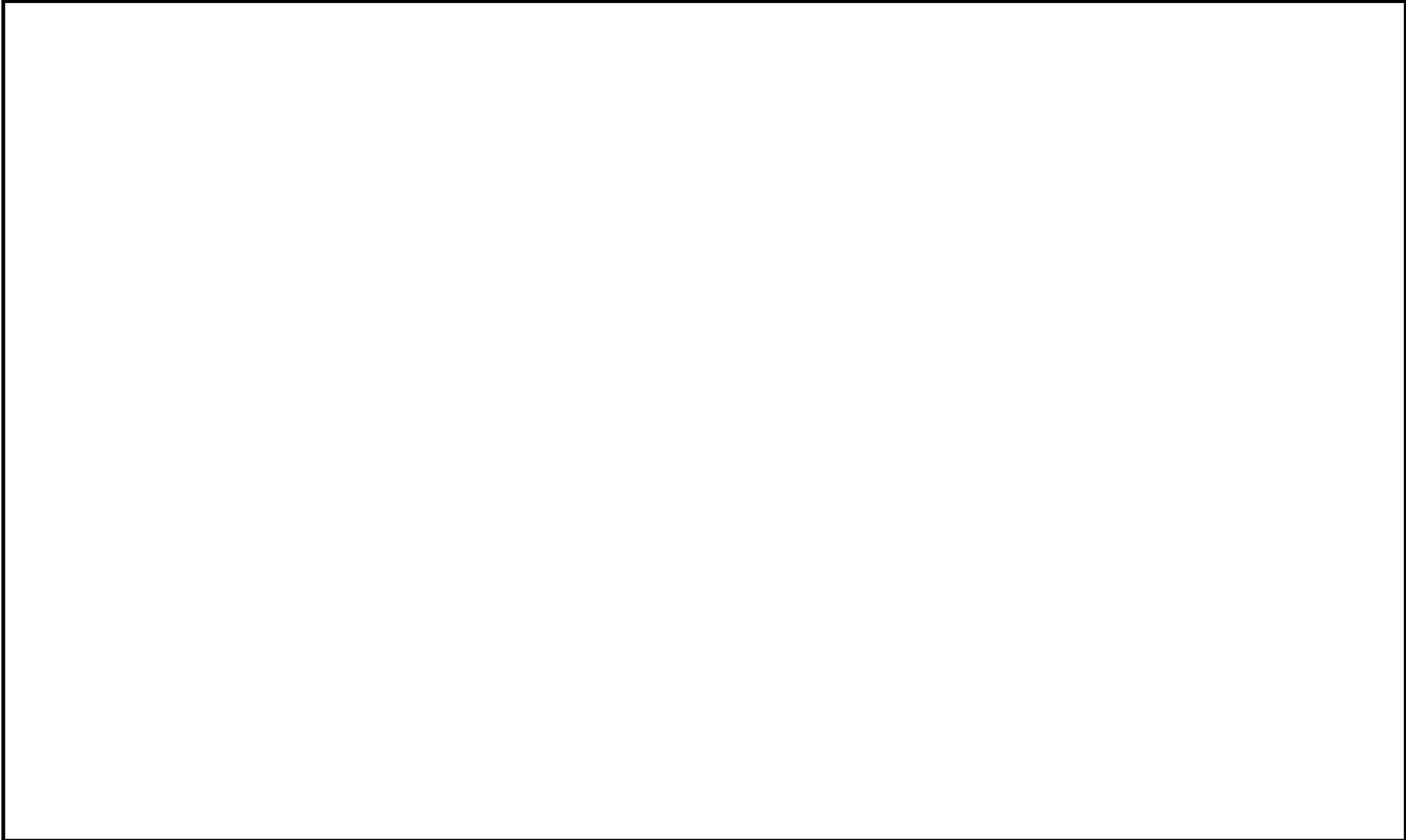


原子炉冷却系統施設に係る設備別記載事項のうち以下のページの記載内容は、テロ対策等における機密に係る事項又は商業機密に係る事項であり公開できないことから、本記載をもって省略する。

・－ 4-c-4-6 － ～ － 4-c-4-8 －

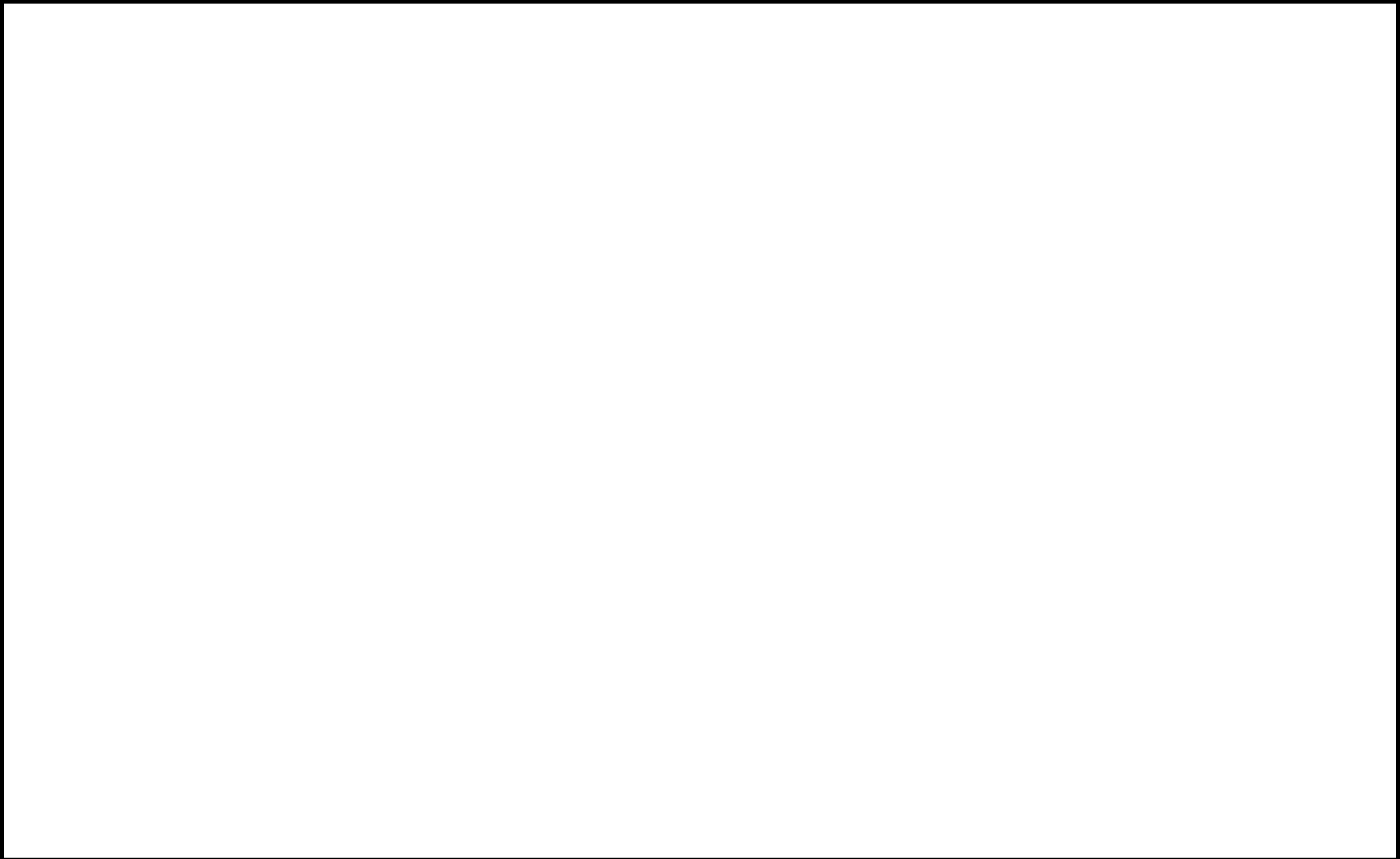
安全弁及び逃がし弁

主要弁





主配管

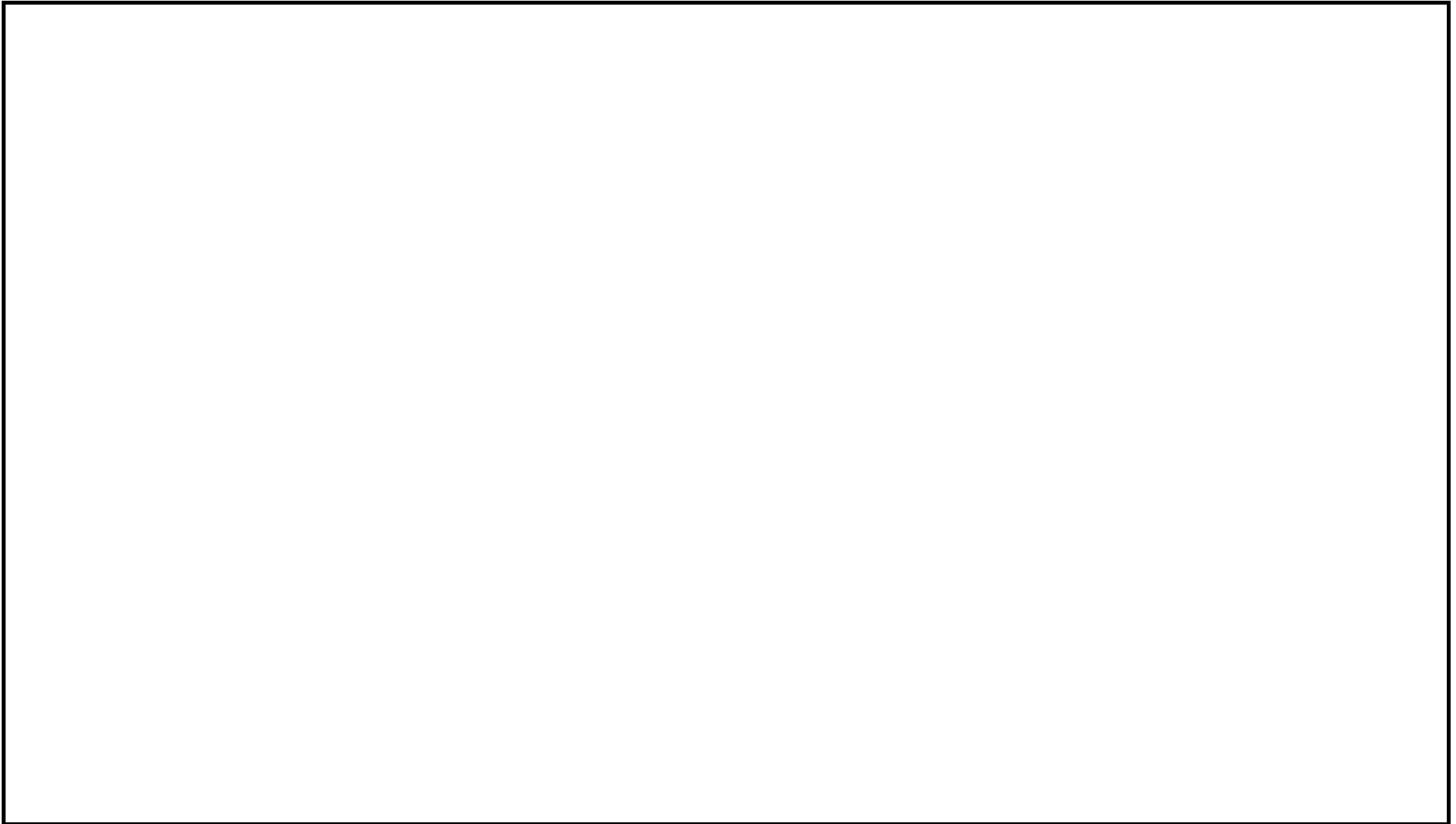


原子炉冷却系統施設に係る設備別記載事項のうち以下のページの記載内容は、テロ対策等における機密に係る事項又は商業機密に係る事項であり公開できないことから、本記載をもって省略する。

- ・ - 4-c-4-12 - ~ - 4-c-4-15/E -
- ・ - 4-c-6-1/E -

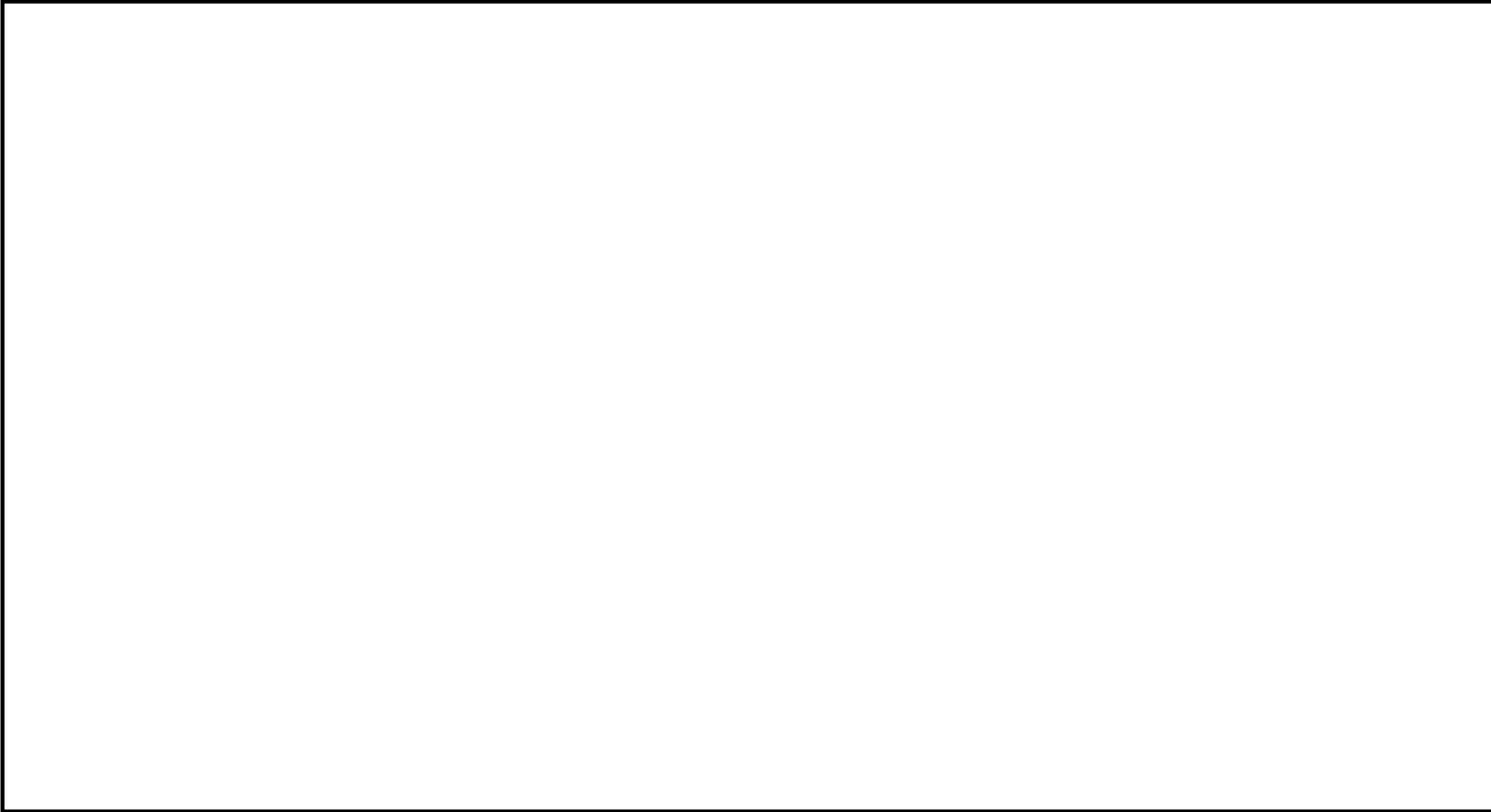


容器



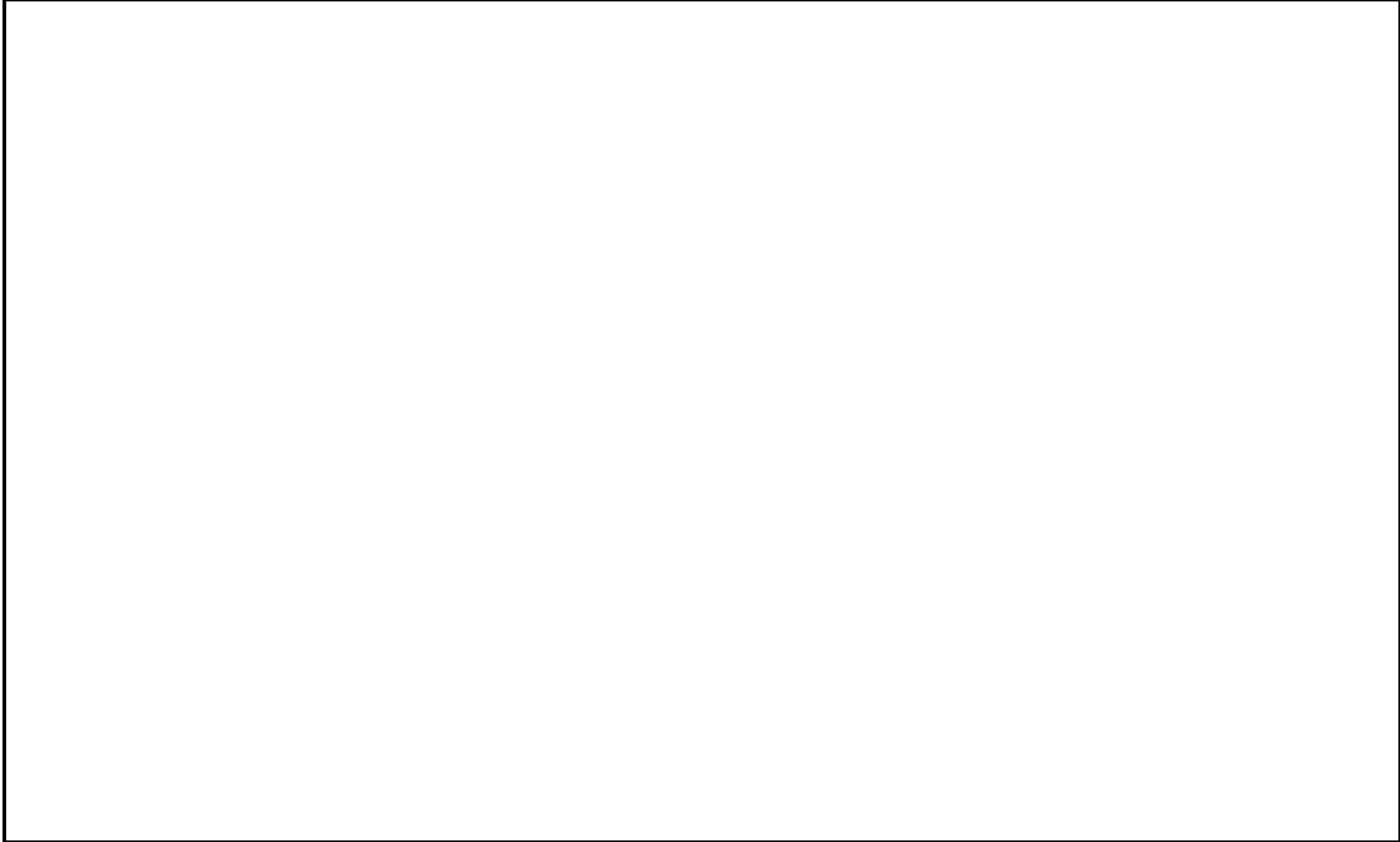


安全弁及び逃がし弁





主配管



原子炉冷却系統施設に係る設備別記載事項のうち以下のページの記載内容は、テロ対策等における機密に係る事項又は商業機密に係る事項であり公開できないことから、本記載をもって省略する。

・－ 4-c-7-4 － ～ － 4-c-7-14/E －

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（申請範囲に係る部分に限る。）

(1) 基本設計方針

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」(解釈を含む。)を重要施設とする。(以下「重要施設」という。)</li> <li>2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。(以下「安全施設」という。)</li> <li>3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。(以下「重要安全施設」という。)</li> <li>4. 設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設を耐震重要施設とする。(以下「耐震重要施設」という。)</li> <li>5. 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を基準地震動とする。(以下「基準地震動」という。)</li> </ol>	<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」(解釈を含む。)を重要施設とする。(以下「重要施設」という。)</li> <li>2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。(以下「安全施設」という。)</li> <li>3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。(以下「重要安全施設」という。)</li> <li>4. 設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設を耐震重要施設とする。(以下「耐震重要施設」という。)</li> <li>5. 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を基準地震動とする。(以下「基準地震動」という。)</li> <li>6. 設置許可基準規則第2条第2項第11号に規定される「重大事故等対処施設」は、設置許可基準規則第2条第2項第12号に規定される「特定重大事故等対処施設」を含まないものとする。</li> <li>7. 設置許可基準規則第2条第2項第14号に規定される「重大事故等対処設備」は、設置許可基準規則第2条第2項第12号に規定される「特定重大事故等対処施設」を含まないものとする。</li> <li>8. 浸水防止機能を有する設備を浸水防止設備という。なお、特に断りがない場合、浸水防止設備は基準津波に対するものをいい、基準津波を一定程度超える津波に対するものについては、これを付記し、基準津波を一定程度超える津波に対するものを含めて浸水防止設備という場合は、浸水防止設備（基準津波を一定程度超える津波に対するものを含む。）とする。</li> </ol>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>1. 地盤等</p> <p>1.1 地盤</p> <p>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、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、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」という。）による地震力が作用した場合においても接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</p> <p>また、上記に加え、基準地震動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。</p> <p>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。</p> <p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設以外の建物・構築物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。</p> <p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、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</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>1. 地盤等</p> <p>1.1 地盤</p> <p>1.1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>事故等」という。)に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤として、設置(変更)許可を受けた地盤に設置する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤として、設置(変更)許可を受けた地盤に設置する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、Sクラスの施設(津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)の地盤、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備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。</p> <p>また、上記の設計基準対象施設にあつては、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。</p> <p>屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の地盤においては、自重や運転時の荷重等と基準地震動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。</p> <p>設計基準対象施設のうち、Bクラス及びCクラスの施設の地盤、若しくは、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備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。</p> <p style="text-align: center;">—</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>1.1.2 特定重大事故等対処施設 特定重大事故等対処施設は、自重や運転時の荷重等に加え、耐震重要度分類の</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>—</p> <p>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。</p>	<p>Sクラスの施設に適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</p> <p>また、上記に加え、基準地震動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に設置する。</p> <p>特定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、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そ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地盤に設置する。</p> <p>特定重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤として設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</p> <p>特定重大事故等対処施設の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界について、特定重大事故等対処施設及び特定重大事故等対処施設を防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備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、特定重大事故等対処施設の地盤においては、自重や運転時の荷重等と、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より算定される接地圧に対し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。</p> <p>1.2 急傾斜地の崩壊の防止</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設のうち、地震により生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの(以下「耐震重要施設」という。)は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震(設置(変更)許可(平成29年1月18日)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。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備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、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>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。</p> <p>重大事故等対処施設については、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。)、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。</p>	<p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>2.1.1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設のうち、地震により生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの(以下「耐震重要施設」という。)は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震(設置(変更)許可(平成29年1月18日)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。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備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、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>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。</p> <p>重大事故等対処施設については、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。)、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。</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（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。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設と常設重大事故緩和設備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、基準地震動による地震力を適用するものとする。</p> <p>なお、特定重大事故等対処施設に該当する施設は本申請の対象外である。</p> <p>c. 建物・構築物とは、建物、構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の総称とする。</p> <p>また、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、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。</p> <p>d. Sクラスの施設（f.に記載のもののうち、津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）、浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）及び敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）を除く。）は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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設計とする。また、動的機器等については、その設備に要求される機能を保持する設計とする。具体的には、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行うこと、既往研究で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p>	<p>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。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設と常設重大事故緩和設備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、基準地震動による地震力を適用するものとする。</p> <p>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。</p> <p>また、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、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。</p> <p>d. Sクラスの施設（f.に記載のものうち、津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）、浸水防止設備及び敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）を除く。）は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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設計とする。また、動的機器等については、その設備に要求される機能を保持する設計とする。具体的には、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行うこと、既往研究で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>また、設置（変更）許可（平成 29 年 1 月 18 日）の弾性設計用地震動（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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>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適切な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>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設計とする。また、動的機器等については、その設備に要求される機能を保持する設計とする。具体的には、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行うこと、既往研究で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>e. Sクラスの施設（f.に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。</p> <p>また、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>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、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震</p>	<p>また、設置（変更）許可（平成 29 年 1 月 18 日）の弾性設計用地震動（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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>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適切な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>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設計とする。また、動的機器等については、その設備に要求される機能を保持する設計とする。具体的には、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行うこと、既往研究で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>e. Sクラスの施設（f.に記載のものうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。</p> <p>また、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>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、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>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、基準地震動による地震力に対して、構造全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。</p> <p>なお、基準地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>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、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>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。</p> <p>また、共振のおそれが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。当該地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、上記に示す、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>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、それぞれその安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p>	<p>力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>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、基準地震動による地震力に対して、構造全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。</p> <p>なお、基準地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>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、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>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。</p> <p>また、共振のおそれが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。当該地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、上記に示す、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>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、それぞれその安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>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。</p> <p>j. 代替緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「(6) 緊急時対策所」に示す。</p> <p>k. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下の設計とする。  弾性設計用地震動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、炉心内の燃料被覆材の応答が全面的におおむね弾性状態に留まる設計とする。  基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(2) 設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処設備の施設区分</p> <p>a. 設計基準対象施設の耐震重要度分類  設計基準対象施設の耐震重要度を次のように分類する。</p> <p>(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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系</li> <li>・使用済燃料を貯蔵するための施設</li> <li>・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</li> <li>・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設</li> </ul>	<p>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。</p> <p>j. 代替緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「(6) 緊急時対策所」に示す。</p> <p>k. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下の設計とする。  弾性設計用地震動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、炉心内の燃料被覆材の応答が全面的におおむね弾性状態に留まる設計とする。  基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(2) 設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処設備の施設区分</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・津波防護施設及び浸水防止設備</li> <li>・津波監視設備</li> </ul> <p>(b) Bクラスの施設</p> <p>安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラスの施設と比べ小さい施設であり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・放射性廃棄物を内蔵している施設（但し、内蔵量が少ないか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。）</li> <li>・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</li> <li>・使用済燃料を冷却するための施設</li> <li>・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</li> </ul> <p>(c) Cクラスの施設</p> <p>Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</p> <p>上記に基づくクラス別施設を第2.1.1表に示す。</p> <p>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</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>る地震動についても併記する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の設備分類</p> <p>重大事故等対処設備について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、以下の区分に分類する。</p> <p>(a) 常設重大事故防止設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>イ 常設耐震重要重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの</p> <p>ロ 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備であって、イ以外のもの</p> <p>(b) 常設重大事故緩和設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>(c) 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等対処設備であって可搬型のもの</p> <p>重大事故等対処設備のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第 2.1.2 表に示す。</p> <p>(3) 地震力の算定方法</p> <p>耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p> <p>a. 静的地震力</p> <p>設計基準対象施設に適用する静的地震力は、S クラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）、B クラス及び C クラスの施設</p>	<p>変更なし</p> <p>(3) 地震力の算定方法</p> <p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>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 <math>C_i</math> 及び震度に基づき算定するものとする。</p> <p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設について、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する静的地震力を適用する。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>水平地震力は、地震層せん断力係数 <math>C_i</math> に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <p>Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p> <p>ここで、地震層せん断力係数 <math>C_i</math> は、標準せん断力係数 <math>C_0</math> を 0.2 以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。</p> <p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 <math>C_i</math> 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 <math>C_0</math> は 1.0 以上とする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。</p> <p>但し、土木構造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数 <math>C_i</math> に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求めるものとする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>の組合せで作用するものとする。 但し、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>上記(a)及び(b)の標準せん断力係数 C<sub>0</sub>等の割増係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。</p> <p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設については、動的地震力は、Sクラスの施設、屋外重要土木構造物及びBクラスの施設のうち共振のおそれがあるものに適用する。</p> <p>Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）については、基準地震動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。</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれが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。</p> <p>屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、基準地震動による地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備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、基準地震動による地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備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がある施設については、共振のおそれがあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備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、基準地震動による地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモ</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>デル化した上での地震応答解析又は加振試験等を実施する。</p> <p>動的解析においては、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。</p> <p>動的地震力は水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</p> <p>動的地震力の水平 2 方向及び鉛直方向の組合せについては、水平 1 方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性のある施設・設備を抽出し、3 次元応答性状の可能性も考慮した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。</p> <p>(a) 入力地震動</p> <p>解放基盤表面は、3 号炉及び 4 号炉の地質調査の結果から、0.7km/s 以上の S 波速度 (1.35km/s) を持つ堅固な岩盤が十分な広がりを持つていることが確認されているため、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋基礎底版位置の EL. -15.0m としている。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動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うえで、必要に応じ 2 次元 FEM 解析又は 1 次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。</p> <p>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。</p> <p>また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震 B クラスの建物・構築物及び重大事故等対処施設における耐震 B クラスの施設の機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、弾性設計用地震動を 1/2 倍したものをを用いる。</p> <p>(b) 地震応答解析</p> <p>イ 動的解析法</p>	<p>変更なし</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>(イ) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。</p> <p>動的解析は、スペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、時刻歴応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばねは、基礎版の平面形状、基礎側面と地盤の接触状況、地盤の剛性等を考慮して定める。</p> <p>設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。</p> <p>地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。</p> <p>基準地震動及び弾性設計用地震動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。</p> <p>また、Sクラスの施設を支持する建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備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。</p> <p>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。</p> <p>また、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を検討し、地盤物性等のばらつきを適切に考慮した動的解析により設計用地震力を設定する。</p> <p>原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋については、3次元 FEM 解析等から、建物・構築物の3次元応答性状及び機器・配管系への影響を評価</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>する。</p> <p>動的解析に用いる解析モデルは、地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い、解析モデルの妥当性の確認を行う。</p> <p>屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備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。</p> <p>地震力については、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</p> <p>(ロ) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。</p> <p>機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>また、時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮する。</p> <p>配管系については、熱的条件及び口径から高温配管又は低温配管に分類し、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点（燃料集合体、クレーン類）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。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>また、設備の3次元的な広がりをつまみ、適切に応答を評価できるモデルを用い、水平2方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。</p> <p>c. 設計用減衰定数</p> <p>地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。</p> <p>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、地中構築物としての特徴、同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。</p> <p>(4) 荷重の組合せと許容限界</p> <p>耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態</p> <p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ～ハの状態、重大事故等対処施設については以下のイ～ニの状態を考慮する。</p> <p>イ 運転時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常の条件下におかれている状態 但し、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>ロ 設計基準事故時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態</p> <p>ハ 設計用自然条件</p> <p>設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風、積雪等）</p>	<p>変更なし</p> <p>(4) 荷重の組合せと許容限界</p> <p>変更なし</p>

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

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常的气象条件による荷重</p> <p>ロ 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ 地震力、風荷重、積雪荷重等</p> <p>ホ 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>但し、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、地震時の土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ～ニの荷重、重大事故等対処施設については以下のイ～ホの荷重とする。</p> <p>イ 通常運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>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</p> <p>ハ 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ 地震力、風荷重、積雪荷重等</p> <p>ホ 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>c. 荷重の組合せ</p> <p>地震と組み合わせる荷重については「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風及び積雪による荷重を考慮し、以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物（(c)に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）</p> <p>イ Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備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の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>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る荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>ニ 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、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>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。</p> <p>なお、継続時間については、対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>なお、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。</p> <p>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。</p> <p>また、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>ホ Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備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</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>作用する荷重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）とを組み合わせる。</p> <p>(b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。）</p> <p>イ Sクラスの機器・配管系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。</p> <p>ロ Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれがある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ 常設耐震重要重大事故防止設備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ある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>ニ Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態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。</p> <p>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、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>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</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>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。</p> <p>なお、継続時間については、対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、重大事故等時の状態で施設に作用する荷重と地震力との組合せについては、以下を基本設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>また、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による地震力とを組み合わせる。</p> <p>なお、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。</p> <p>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。</p> <p>さらに、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、基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>へ Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備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）とを組み合わせる。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物</p> <p>イ 津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視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</p>	<p>変更なし</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>る荷重と基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ 浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重等と基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>上記(c)イ及びロについては、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。</p> <p>(d) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>動的地震力については、水平 2 方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせ、算定するものとする。</p> <p>d. 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c)に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)</p> <p>イ Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備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</p> <p>(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</p> <p>建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>但し、1次冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ(原子炉格納容器バウンダリにおける長期的荷重との組合せを除く。)に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(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</p> <p>構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。</p> <p>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</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>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。</p> <p>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（へ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。</p> <p>ハ 耐震重要度分類の異なる施設又は設備分類の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物（へ及びトに記載のものを除く。） 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・構築物の変形に対して、その支持機能を損なわないものとする。 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。</p> <p>ニ 建物・構築物の保有水平耐力（へ及びトに記載のものを除く。） 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。</p> <p>ホ 気密性、止水性、遮蔽性、通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、通水機能が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。</p> <p>へ 屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物 (イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。 (ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界 構造部材の曲げについては、曲げ耐力、限界層間変形角又は圧縮縁コ</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>ンクリート限界ひずみに対して妥当な安全余裕を持たせることとし、構造部材のせん断については、せん断耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることを基本とする。</p> <p>但し、構造部材の曲げ、せん断に対する上記の許容限界に代わり、許容応力度を適用することで、安全余裕を考慮する場合もある。</p> <p>それぞれの安全余裕については、各施設の機能要求等を踏まえ設定する。</p> <p>ト その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(b) 機器・配管系 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ Sクラスの機器・配管系</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。</p> <p>但し、1次冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ(原子炉格納容器バウンダリ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(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>また、重大事故等時に作用する荷重との組合せに対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(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</p> <p>塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに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、荷重等を制限とする値を許容限界とする。</p> <p>また、地震時又は地震後に動的機能又は電氣的機能が要求される機器については、基準地震動による応答に対して試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。</p> <p>ロ 常設耐震重要重大事故防止設備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</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>イ(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>但し、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と設計基準事故の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は、イ(イ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>ハ Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。</p> <p>ニ 燃料集合体</p> <p>地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の1次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じることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ホ 燃料被覆材</p> <p>炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおりとする。</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震動のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により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、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないものとする。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物</p> <p>津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視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。浸水防止設備及び津波監視設備については、その設備に要求される機能(浸水防止機能及び津波監視機能)が保持できるものとする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>(5) 設計における留意事項</p> <p>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、それぞれ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（以下「上位クラス施設の有する機能」という。）を損なわない設計とする。</p> <p>波及的影響については、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行う。</p> <p>なお、地震動又は地震力の選定に当たっては、施設の配置状況、使用時間等を踏まえて適切に設定する。また、波及的影響においては水平 2 方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合に影響を及ぼす可能性のある施設、設備を選定し評価する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>上位クラス施設に対する波及的影響については、以下に示す a. から 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は、これを追加する。</p> <p>a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響</p> <p>(a) 不等沈下</p> <p>上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設の設置地盤の不等沈下により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>(b) 相対変位</p> <p>上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設との相対変位により、上位クラス施設の有する機能を損な</p>	<p>(5) 設計における留意事項</p> <p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>わない設計とする。</p> <p>b. 上位クラス施設と下位クラス施設との接続部における相互影響  上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、接続する下位クラス施設が損傷することにより、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>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上位クラス施設への影響  上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による建屋内の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>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上位クラス施設への影響  上位クラス施設は、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力による建屋外の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等により、上位クラス施設の有する機能を損なわない設計とする。</p> <p>(6) 緊急時対策所  代替緊急時対策所については、基準地震動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。  代替緊急時対策所の建物については、耐震構造とする。  また、代替緊急時対策所の居住性を確保するため、基準地震動による地震力に対する構造強度の確保に加え、遮蔽性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまった十分な気密性を維持する設計とする。</p> <p>さらに、施設全体の更なる安全性を確保するため、基準地震動による地震力との組合せに対して、弾性範囲に収める設計とする。  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。</p>	<p>変更なし</p> <p>(6) 緊急時対策所</p> <p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>2.1.1.2 特定重大事故等対処施設</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。なお、特定重大事故等対処施設により早期に原子炉格納容器の圧力を低減させ、その後原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するために大規模損壊時の手順を用いた対応に移行し、早期に原子炉格納容器の圧力を大気圧近傍まで低減させることから、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等の状態で施設に作用する事故直後の荷重と地震力とを組み合わせないこととする。</p> <p>a. 特定重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、原子炉補助建屋等への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その重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>特定重大事故等対処施設の機能を維持するために必要な間接支持構造物は、特定重大事故等対処施設に求められる地震力に対してその機能を喪失しない設計とする。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%; margin-top: 10px;"></div> <p style="text-align: right;">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</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>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。</p> <p>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設計とする。また、動的機器等については、その設備に要求される機能を保持する設計とする。具体的には、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行うこと、既往研究で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>また、特定重大事故等対処施設及び特定重大事故等対処施設の機能を維持するために必要な間接支持構造物は、弾性設計用地震動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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>なお、建物・構築物とは、建物、構築物及び土木構造物の総称とする。</p> <p>b. 特定重大事故等対処施設について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。</p> <p>また、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>c. 特定重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物は、基準地震動による地震力に対して、構造全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。</p> <p>なお、基準地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>—</p>	<p>d. 特定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、原子炉補助建屋等への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その重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>(2) 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。</p> <p>a. 静的地震力 特定重大事故等対処施設については、Sクラスの施設に適用する静的地震力を適用する。</p> <p>b. 動的地震力 特定重大事故等対処施設については、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力を適用する。 特定重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、基準地震動による地震力を適用する。 特定重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上で地震応答解析を実施することに加えて、必要に応じて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のある施設・設備を抽出し、3次元応答性状の可能性も考慮した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。</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>(a) 入力地震動</p> <p>解放基盤表面は、3号炉及び4号炉の地質調査の結果から、0.7km/s以上のS波速度(1.35km/s)を持つ堅固な岩盤が十分な広がりを持つていることが確認されているため、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋基礎底版位置のEL.-15.0mとしている。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動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うえで、必要に応じ2次元FEM解析又は1次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。</p> <p>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。</p> <p>また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>(b) 地震応答解析</p> <p>イ 動的解析法</p> <p>(イ) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。</p> <p>動的解析は、スペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、時刻歴応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばねは、基礎版の平面形状、基礎側面と地盤の接触状況、地盤の剛性等を考慮して定める。</p> <p>設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。</p> <p>地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>基準地震動及び弾性設計用地震動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。</p> <p>また、特定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。</p> <p>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。</p> <p>また、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を検討し、地盤物性等のばらつきを適切に考慮した動的解析により設計用地震力を設定する。</p> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>については、3次元 FEM 解析等から、建物・構築物の 3次元応答性状及び機器・配管系への影響を評価する。</p> <p>動的解析に用いる解析モデルは、地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い、解析モデルの妥当性の確認を行う。</p> <p>特定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。</p> <p>地震力については、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</p> <p>(ロ) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。</p> <p>機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、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</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>また、時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮する。</p> <p>配管系については、熱的条件及び口径から高温配管又は低温配管に分類し、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点（燃料集合体、クレーン類）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。</p> <p>また、設備の3次元的な広がりを踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用い、水平2方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。</p> <p>c. 設計用減衰定数</p> <p>地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。</p> <p>地盤と特定重大事故等対処施設の土木構造物の連成系地震応答解析モデルの減衰定数については、地中構造物としての特徴、同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。</p> <p>(3) 荷重の組合せと許容限界</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態</p> <p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>特定重大事故等対処施設については以下のイ～ホの状態を考慮する。</p> <p>イ 運転時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常の条件下におかれている状態 但し、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>ロ 設計基準事故時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態</p> <p>ハ 設計用自然条件</p> <p>設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風、積雪等）</p> <p>ニ 重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態</p> <p>発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態</p> <p>ホ 重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設を使用している状態</p> <p>発電用原子炉施設が、重大事故等（原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等を除く。）を起因とした事象において、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）により原子炉格納容器の破損防止が達成できないような状況下において、特定重大事故等対処施設を使用している状態</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>特定重大事故等対処施設については以下のイ～への状態を考慮する。</p> <p>イ 通常運転時の状態</p> <p>発電用原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機、燃料取替等が計画的又は頻繁に行われた場合であって、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態</p> <p>ロ 運転時の異常な過渡変化時の状態</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生じるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</p> <p>ハ 設計基準事故時の状態</p> <p>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</p> <p>ニ 設計用自然条件</p> <p>設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風、積雪等）</p> <p>ホ 重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態</p> <p>発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態</p> <p>ヘ 重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設を使用している状態</p> <p>発電用原子炉施設が、重大事故等（原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等を除く。）を起因とした事象において、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）により原子炉格納容器の破損防止が達成できないような状況下において、特定重大事故等対処施設を使用している状態</p> <p>b. 荷重の種類</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>特定重大事故等対処施設については以下のイ～への荷重とする。</p> <p>イ 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重、すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常的气象条件による荷重</p> <p>ロ 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ 地震力、風荷重、積雪荷重等</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>ホ 重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態で施設に作用する荷重</p> <p>へ 重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設を使用している状態で施設に作用する荷重</p> <p>但し、運転時の状態、設計基準事故時の状態、重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態及び重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設を使用している状態で施設に作用する荷重には、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、地震時の土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>また、重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態及び重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設を使用している状態で施設に作用する荷重については、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>特定重大事故等対処施設については以下のイ～への荷重とする。</p> <p>イ 通常運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>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</p> <p>ハ 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ 地震力、風荷重、積雪荷重等</p> <p>ホ 重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態で施設に作用する荷重</p> <p>へ 重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設を使用している状態で施設に作用する荷重</p> <p>但し、重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態及び重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設を使用している状態で施設に作用する荷重については、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>c. 荷重の組合せ</p> <p>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</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>—</p>	<p>止」で設定している風及び積雪による荷重を考慮し、以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c)に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)</p> <p>イ 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地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ 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。</p> <p>ハ 常時作用している荷重、設計基準事故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、重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態で施設に作用する荷重は、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。</p> <p>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。</p> <p>継続時間については、対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>に作用する荷重のうち、重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態で施設に作用する荷重については、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による地震力とを組み合わせる。</p> <p>なお、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。</p> <p>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システムの復旧手段、及び、あらかじめ確保した部材を用いた仮設システム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。</p> <p>また、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と適切な地震力とを組み合わせる。</p> <p>ニ 重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設を使用している状態で施設に作用する荷重は、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。</p> <p>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</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>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。</p> <p>なお、継続時間については、特定重大事故等対処施設の使命期間及び設置目的並びに対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>に作用する荷重のうち、重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設を使用している状態で施設に作用する荷重については、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による地震力とを組み合わせる。</p> <p>また、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と適切な地震力とを組み合わせる。</p> <p>(b) 機器・配管系 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ 通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ 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。</p> <p>ハ 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並びに重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態で施設に作用する荷重は、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。</p> <p>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。</p> <p>なお、継続時間については、対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態で施設に作用する荷重と地震力との組合せについては、以下を基本設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>また、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、</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>—</p>	<p>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による地震力とを組み合わせる。</p> <p>なお、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。</p> <p>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。</p> <p>さらに、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、基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>ニ 重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設を使用している状態で施設に作用する荷重は、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。</p> <p>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。</p> <p>なお、継続時間については、特定重大事故等対処施設の使命期間及び設置目的並びに対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設を使用している状態で施設に作用する荷重と地震力との組合せについては、以下を基本設計とする。</p> <p>□を除く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適切な地震力とを組み合わせる。</p> <p>また、□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を算出し、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>(c) 特定重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物</p> <p>イ 津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>建築物については、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による地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ 浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重等と基準地震動による地震力とを組み合わせる。</p> <p>上記(c)イ及びロについては、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。</p> <p>(d) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>動的地震力については、水平 2 方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせ算定するものとする。</p> <p>d. 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c)に記載のもののうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)</p> <p>イ 特定重大事故等対処施設の建物・構築物</p> <p>(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</p> <p>建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>但し、1 次冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ (原子炉格納容器バウンダリにおける長期的荷重との組合せを除く。) に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>また、重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態及び使用している状態で施設に作用する荷重との組合せに対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(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</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
—	<p>構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。</p> <p>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。</p> <p>ロ 建物・構築物の保有水平耐力（二に記載のものを除く。）</p> <p>建物・構築物については、耐震重要度分類 S クラスに対応する建物・構築物と同様の安全余裕を有しているものとする。</p> <p>ハ 気密性、止水性、遮蔽性を考慮する施設</p> <p>構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。</p> <p>ニ 特定重大事故等対処施設の土木構造物</p> <p>(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</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造部材の曲げについては、曲げ耐力、限界層間変形角又は圧縮縁コンクリート限界ひずみに対して妥当な安全余裕を持たせることとし、構造部材のせん断については、せん断耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることを基本とする。</p> <p>但し、構造部材の曲げ、せん断に対する上記の許容限界に代わり、許容応力度を適用することで、安全余裕を考慮する場合もある。</p> <p>それぞれの安全余裕については、各施設の機能要求等を踏まえ設定する。</p> <p>(b) 機器・配管系 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>(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</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まることとする。</p> <p>但し、1 次冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>—</p>	<p>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(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>また、重大事故等時の状態であって特定重大事故等対処施設が待機している状態及び使用している状態で施設に作用する荷重との組合せに対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(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</p> <p>塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに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、荷重等を制限とする値を許容限界とする。</p> <p>また、地震時又は地震後に動的機能又は電氣的機能が要求される機器については、基準地震動による応答に対して試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物</p> <p>津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視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。浸水防止設備及び津波監視設備については、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。</p> <p>(4) 設計における留意事項</p> <p>特定重大事故等対処施設、特定重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物を上位クラス施設と、原子炉補助建屋等への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その重大事故等に対処するために必要な機能及び特定重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物のそれぞれの施設及び設備に要求される機能を上位クラス施設の有する機能と設定し、「2.1.1.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設」の「(5) 設計における留意事項」を適用する。</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p> <p>2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備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、設置（変更）許可を受けた、基準地震動による地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。</p> <p style="text-align: center;">—</p>	<p>また、特定重大事故等対処施設の間接支持構造物についても上位クラス施設と設定し、下位クラス施設の波及的影響を考慮しても支持機能を維持する設計とすることで、特定重大事故等対処施設の機能を維持する設計とする。</p> <p>2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p>2.1.2.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>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、設置（変更）許可を受けた、基準地震動による地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。</p> <p>2.1.2.2 特定重大事故等対処施設</p> <p>特定重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。</p>

変更前 (注)

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (1 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
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	・隔離弁を閉とするに必要な電気及び計装設備	S	・原子炉容器・蒸気発生器・1次冷却材ポンプ・加圧器の支持構造物 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S S	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋	Ss Ss Ss
	(ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設	・使用済燃料ピット ・使用済燃料ラック	S S	—	—	—	—	・原子炉周辺建屋	Ss
	(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	・制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置 (トリップ機能に関する部分)	S	・炉心支持構造物及び制御棒クラスタ案内管	S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・非常用電源の燃料油系を支持する構造物	Ss Ss Ss Ss
		・化学体積制御設備のうち、ほう酸注入系	S	・非常用電源 (燃料油系含む。)及び計装設備	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	・主蒸気・主給水設備 (主給水逆止弁より蒸気発生器2次側を経て、主蒸気隔離弁まで) ・補助給水設備 ・復水ピット ・余熱除去設備	S S S S	・原子炉補機冷却水設備 (当該主要設備に係わるもの) ・原子炉補機冷却海水設備 ・燃料取替用水ピット ・炉心支持構造物 (炉心冷却に直接影響するもの) ・非常用電源 (燃料油系含む。)及び計装設備	S S S S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・非常用電源の燃料油系を支持する構造物	Ss Ss Ss Ss Ss	

第 2.1.1 表 クラス別施設 (2 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
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	・安全注入設備 ・余熱除去設備 (低圧注入系) ・燃料取替用水ピット	S S S	・原子炉補機冷却水設備 (当該主要設備に係わるもの) ・原子炉補機冷却海水設備 ・中央制御室の遮蔽と空調設備 ・非常用電源 (燃料油系含む。)及び計装設備	S S S S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・非常用電源の燃料油系を支持する構造物	Ss Ss Ss Ss
		・原子炉格納容器 ・原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁	S S	—	—			・機器・配管等の支持構造物	S
	(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情質の放散を直接防ぐための施設		・隔離弁を閉とするに必要な電気及び計装設備	S	・電気計装設備の支持構造物	S	・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋	Ss Ss	

変更なし

変更前 (注)

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (3 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Sクラス	(vi) 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記(vi)の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設	・原子炉格納容器スプレイ設備 ・燃料取替用水ピット ・アニュラスシール ・アニュラス空気浄化設備 ・排気筒 ・安全補機室空気浄化設備	S S S S S S	・原子炉補機冷却水設備（当該主要設備に係わるもの） ・原子炉補機冷却海水設備 ・非常用電源（燃料油系含む。）及び計装設備	S S S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉格納容器 ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・非常用電源の燃料油系を支持する構造物	Ss Ss Ss Ss Ss
	(vii) 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備	・海水ポンプエリア防護壁 ・海水ポンプエリア水密扉 ・取水ピット搬入口蓋 ・原子炉補助建屋水密扉 ・原子炉周辺建屋水密扉	S S S S S	—	—	・機器等の支持構造物	S	・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物	Ss Ss Ss
	(ix) 敷地における津波監視機能を有する施設	・津波監視カメラ ・取水ピット水位計	S S	・非常用電源（燃料油系含む。）及び計装設備	S	・機器、電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・非常用電源の燃料油系を支持する構造物	Ss Ss Ss Ss

第 2.1.1 表 クラス別施設 (4 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Sクラス	(x) その他	・使用済燃料ピット水補給設備（非常用）	S	・非常用電源（燃料油系含む。）及び計装設備	S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・非常用電源の燃料油系を支持する構造物	Ss Ss Ss
		・炉内構造物	S	—	—	—	—	—	—

変更なし



変更前 (注)

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (5 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
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、1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	・化学体積制御設備のうち、抽出系と余剰抽出系	B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋	Sb Sb
	(ii) 放射性廃棄物を内蔵している施設 (ただし、内蔵量が少ないか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。)	・放射性廃棄物廃棄施設 (ただし、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	・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・廃棄物処理建屋 ・維固体溶融処理建屋	Sb Sb Sb Sb
	(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	・使用済燃料ピット水浄化冷却設備 (浄化系) ・化学体積制御設備のうち、S及びCクラスに属する以外のもの ・放射線低減効果の大きい遮蔽 ・燃料取扱棟クレーン ・使用済燃料ピットクレーン ・燃料取替クレーン ・燃料移送装置	B B B B B B B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋	Sb Sb Sb

変更なし

第 2.1.1 表 クラス別施設 (6 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Bクラス	(iv) 使用済燃料を冷却するための施設	・使用済燃料ピット水浄化冷却設備 (冷却系)	B	・原子炉補機冷却水設備 (当該主要設備に係わるもの) ・原子炉補機冷却海水設備 ・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	・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物	Sb Sb Sb
	(v) 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放射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 (注)

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (7 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Cクラス	(i) 原子炉の反応度を制御するための施設でS及びBクラスに属さない施設	・制御棒クラス駆動装置 (トリップ機能に関する部分を除く。)	C	—	—	・電気計装設備の支持構造物	C	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋	Sc Sc Sc
	(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及びBクラスに属さない施設	・試料採取設備 ・床ドレン系 ・洗浄排水処理系 ・固化処理装置より下流の固体廃棄物取扱い設備 (貯蔵庫を含む。) ・ペイラ ・雑固体溶融処理設備のうち、溶融炉、セラミックフィルタ及び微粒子フィルタを除く。 ・化学体積制御設備のうち、ほう酸補給タンク廻り ・液体廃棄物処理設備のうち、ほう酸回収装置蒸留水側及び廃液蒸発装置蒸留水側 ・原子炉補給水設備 ・新燃料貯蔵設備 ・その他	C C C 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	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・廃棄物処理建屋 ・固体廃棄物貯蔵庫 ・雑固体溶融処理建屋	Sc Sc Sc Sc Sc Sc

第 2.1.1 表 クラス別施設 (8 / 8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
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	・蒸気タービン設備 ・原子炉補機冷却水設備 ・補助ボイラ及び補助蒸気設備 ・消火設備 ・主発電機・変圧器 ・空調設備 ・蒸気発生器ブローダウン系 ・所内用圧縮空気設備 ・格納容器ボークレーン ・代替緊急時対策所 ・その他	C 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	・内部コンクリート ・原子炉周辺建屋 ・原子炉補助建屋 ・廃棄物処理建屋 ・雑固体溶融処理建屋 ・タービン建屋 ・代替緊急時対策所	Sc Sc Sc Sc Sc Sc Sc

(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) Ss : 基準地震動により定まる地震力  
Sd : 弾性設計用地震動により定まる地震力  
Sb : Bクラス施設に適用される地震力  
Sc : Cクラス施設に適用される静的地震力

変更なし

変更前<sup>(注)</sup>

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、代替する機能を有する設計基準 事故対処設備の属する耐震重要度分類）
I. 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	(i) 計測制御系統施設 ・格納容器圧力〔C〕 ・無線連絡設備〔C〕 ・衛星携帯電話設備〔C〕 ・緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）〔C〕 ・SPDSデータ表示装置〔C〕 (ii) 非常用取水設備 ・取水口〔C〕 ・取水管路〔C〕 ・取水ピット〔C〕

変更なし

変更前<sup>(注)</sup>

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）
II. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設               <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ピット [S]</li> <li>・使用済燃料ラック [S]</li> </ul> </li> <li>(ii) 原子炉冷却系統施設               <ul style="list-style-type: none"> <li>・蒸気発生器 [S]</li> <li>・1次冷却材ポンプ [S]</li> <li>・加圧器 [S]</li> <li>・加圧器安全弁 [S]</li> <li>・加圧器逃がし弁 [S]</li> <li>・主蒸気安全弁 [S]</li> <li>・主蒸気逃がし弁 [S]</li> <li>・主蒸気隔離弁 [S]</li> <li>・余熱除去冷却器 [S]</li> <li>・余熱除去ポンプ [S]</li> <li>・余熱除去ポンプ入口弁 [S]</li> <li>・高圧注入ポンプ [S]</li> <li>・充てんポンプ [S]</li> <li>・格納容器スプレイポンプ [S]</li> <li>・常設電動注入ポンプ</li> <li>・蓄圧タンク [S]</li> <li>・燃料取替用水ピット [S]</li> <li>・蓄圧タンク出口弁 [S]</li> <li>・再生熱交換器 [S]</li> <li>・復水ピット [S]</li> <li>・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁 [S]</li> <li>・格納容器再循環サンプ [S]</li> <li>・格納容器再循環サンプスクリーン [S]</li> <li>・原子炉補機冷却水冷却器 [S]</li> <li>・原子炉補機冷却水ポンプ [S]</li> <li>・海水ポンプ [S]</li> <li>・原子炉補機冷却水サージタンク [S]</li> <li>・海水ストレーナ [S]</li> <li>・炉心支持構造物 [S]</li> <li>・原子炉容器 [S]</li> <li>・格納容器スプレイ冷却器 [S]</li> <li>・電動補助給水ポンプ [S]</li> <li>・タービン動補助給水ポンプ [S]</li> </ul> </li> <li>(iii) 計測制御系統施設               <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒クラスタ [S]</li> <li>・ほう酸ポンプ [S]</li> <li>・1次冷却材ポンプ [S]</li> <li>・充てんポンプ [S]</li> <li>・ほう酸タンク [S]</li> <li>・原子炉容器 [S]</li> <li>・加圧器 [S]</li> <li>・燃料取替用水ピット [S]</li> <li>・再生熱交換器 [S]</li> <li>・ほう酸フィルタ [S]</li> <li>・加圧器逃がし弁 [S]</li> <li>・緊急ほう酸注入弁 [S]</li> <li>・中性子源領域中性子束検出器 [S]</li> <li>・中間領域中性子束検出器 [S]</li> <li>・出力領域中性子束検出器 [S]</li> <li>・1次冷却材圧力計 [S]</li> <li>・1次冷却材高温側温度計（広域） [S]</li> <li>・1次冷却材低温側温度計（広域） [S]</li> <li>・余熱除去流量計 [S]</li> <li>・高圧注入ポンプ流量計 [S]</li> <li>・AM用消火水積算流量計</li> <li>・原子炉容器水位計</li> </ul> </li> </ul>

変更なし

変更前<sup>(注)</sup>

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）
II. 常設耐震重要重大事故防止設備		<ul style="list-style-type: none"> <li>(iii) 計測制御系統施設               <ul style="list-style-type: none"> <li>・加圧器水位計〔S〕</li> <li>・AM用格納容器圧力計〔S〕</li> <li>・格納容器内温度計〔C〕</li> <li>・格納容器内温度計〔SA〕</li> <li>・燃料取替用水ピット水位計〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却水サージタンク水位計〔S〕</li> <li>・復水ピット水位計〔S〕</li> <li>・蒸気発生器広域水位計〔S〕</li> <li>・蒸気発生器狭域水位計〔S〕</li> <li>・主蒸気ライン圧力計〔S〕</li> <li>・補助給水流量計〔S〕</li> <li>・ほう酸タンク水位計〔S〕</li> <li>・B格納容器スプレイ流量積算流量計</li> <li>・格納容器再循環サンプ水位計（広域）〔S〕</li> <li>・格納容器再循環サンプ水位計（狭域）〔S〕</li> <li>・原子炉下部キャビティ水位計</li> <li>・原子炉格納容器水位計</li> <li>・格納容器再循環ユニット入口温度計</li> <li>・格納容器再循環ユニット出口温度計</li> <li>・炉外核計装保護盤〔S〕</li> <li>・主盤〔S〕</li> <li>・原子炉補助盤〔S〕</li> <li>・多様化自動作動設備</li> <li>・原子炉トリップ遮断器</li> <li>・炉心支持構造物〔S〕</li> <li>・蒸気発生器〔S〕</li> </ul> </li> <li>(iv) 放射線管理施設               <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内高レンジエアモニタ（低レンジ）〔S〕</li> <li>・格納容器内高レンジエアモニタ（高レンジ）〔S〕</li> <li>・中央制御室循環ファン〔S〕</li> <li>・中央制御室空調ファン〔S〕</li> <li>・中央制御室非常用循環ファン〔S〕</li> <li>・中央制御室非常用循環フィルタユニット〔S〕</li> <li>・中央制御室遮蔽〔S〕</li> <li>・外部遮蔽〔S〕</li> <li>・補助遮蔽（原子炉周辺棟）〔B〕</li> <li>・中央制御室空調ユニット〔S〕</li> </ul> </li> <li>(v) 原子炉格納施設               <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器〔S〕</li> <li>・格納容器スプレイ冷却器〔S〕</li> <li>・格納容器スプレイポンプ〔S〕</li> <li>・常設電動注入ポンプ</li> <li>・燃料取替用水ピット〔S〕</li> <li>・復水ピット〔S〕</li> <li>・格納容器再循環サンプ〔S〕</li> <li>・格納容器再循環サンプスクリーン〔S〕</li> <li>・格納容器再循環ユニット〔C〕</li> </ul> </li> <li>(vi) 非常用電源設備               <ul style="list-style-type: none"> <li>・大容量空冷式発電機用給油ポンプ</li> <li>・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ〔S〕</li> <li>・大容量空冷式発電機用燃料タンク</li> <li>・燃料油貯蔵タンク〔S〕</li> <li>・燃料油貯油そう〔S〕</li> <li>・燃料油貯油そう（他号機）〔S〕</li> <li>・大容量空冷式発電機</li> <li>・ディーゼル発電機〔S〕</li> <li>・ディーゼル発電機（他号機）〔S〕</li> </ul> </li> </ul>

変更なし

変更前<sup>(注)</sup>

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
II. 常設耐震重要重大事故防止設備		(vi) 非常用電源設備 ・蓄電池（安全防護系用）〔S〕 ・蓄電池（重大事故等対処用） ・号炉間電力融通回路 ・メタルクラッド開閉装置 ・パワーセンタ ・コントロールセンタ ・動力変圧器 ・重大事故等対処用変圧器盤 ・重大事故等対処用変圧器受電盤 ・常設電動注入ポンプ電源切替盤 ・重大事故等対処用直流コントロールセンタ ・重大事故等対処用分電盤 ・計装用電源切替盤 ・代替電源接続盤 1 ・代替電源接続盤 2 (vii) 補機駆動用燃料設備 ・燃料油貯蔵タンク〔S〕

変更なし

変更前<sup>(注)</sup>

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
III. 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	(i) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料ピット〔S〕 ・使用済燃料ラック〔S〕 ・使用済燃料ピット温度計〔SA〕 ・使用済燃料ピット水位計〔SA〕 ・使用済燃料ピット水位計〔広域〕 ・使用済燃料ピット状態監視カメラ (ii) 原子炉冷却系統施設 ・蒸気発生器〔S〕 ・1次冷却材ポンプ〔S〕 ・加圧器〔S〕 ・加圧器逃がし弁〔S〕 ・余熱除去冷却器〔S〕 ・余熱除去ポンプ〔S〕 ・高圧注入ポンプ〔S〕 ・充てんポンプ〔S〕 ・格納容器スプレイポンプ〔S〕 ・常設電動注入ポンプ ・燃料取替用水ピット〔S〕 ・再生熱交換器〔S〕 ・復水ピット〔S〕 ・原子炉補機冷却水冷却器〔S〕 ・原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・海水ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却水サージタンク〔S〕 ・海水ストレナー〔S〕 ・炉心支持構造物〔S〕 ・原子炉容器〔S〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔S〕 (iii) 計測制御系統施設 ・1次冷却材圧力計〔S〕 ・1次冷却材高温側温度計〔広域〕〔S〕 ・1次冷却材低温側温度計〔広域〕〔S〕 ・余熱除去流量計〔S〕 ・高圧注入ポンプ流量計〔S〕 ・AM用消火水積算流量計 ・原子炉容器水位計 ・加圧器水位計〔S〕 ・AM用格納容器圧力計 ・格納容器圧力計〔S〕 ・格納容器内温度計〔C〕 ・格納容器内温度計〔SA〕 ・燃料取替用水ピット水位計〔S〕 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位計〔S〕 ・復水ピット水位計〔S〕 ・補助給水流量計〔S〕 ・B格納容器スプレイ流量積算流量計 ・格納容器再循環サンプ水位計〔広域〕〔S〕 ・格納容器再循環サンプ水位計〔狭域〕〔S〕 ・原子炉下部キャビティ水位計 ・原子炉格納容器水位計 ・格納容器再循環ユニット入口温度計 ・格納容器再循環ユニット出口温度計 ・アニュラス水素濃度計 ・無線連絡設備〔C〕 ・衛星携帯電話設備〔C〕 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備〔C〕 ・緊急時運転パラメータ伝送システム〔SPDS〕〔C〕 ・SPDSデータ表示装置〔C〕

変更なし

変更前<sup>(注)</sup>

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
III. 常設重大事故緩和設備		<ul style="list-style-type: none"> <li>(iii) 計測制御系統施設               <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器〔C〕</li> <li>・格納容器雰囲気ガスサンプル湿分分離器〔C〕</li> <li>・重大事故等対処用制御盤</li> <li>・重大事故等対処用入出力盤</li> <li>・原子炉安全保護計装盤〔S〕</li> <li>・炉外核計装保護盤〔S〕</li> </ul> </li> <li>(iv) 放射線管理施設               <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）〔S〕</li> <li>・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）〔S〕</li> <li>・使用済燃料ピット周辺線量率計測定器収納盤（低レンジ）</li> <li>・使用済燃料ピット周辺線量率計取付架台（低レンジ）</li> <li>・使用済燃料ピット周辺線量率計プリアンプ箱（中間レンジ・高レンジ）</li> <li>・使用済燃料ピット周辺線量率計取付架台（中間レンジ・高レンジ）</li> <li>・中央制御室循環ファン〔S〕</li> <li>・中央制御室空調ファン〔S〕</li> <li>・中央制御室非常用循環ファン〔S〕</li> <li>・中央制御室非常用循環フィルタユニット〔S〕</li> <li>・中央制御室遮蔽〔S〕</li> <li>・中央制御室空調ユニット〔S〕</li> <li>・放射線監視盤〔S〕</li> <li>・外部遮蔽〔S〕</li> <li>・補助遮蔽（原子炉周辺棟）〔B〕</li> <li>・緊急時対策所遮蔽（代替緊急時対策所）（壁、天井、床）</li> <li>・緊急時対策所遮蔽（待機所）（壁、天井）</li> </ul> </li> <li>(v) 原子炉格納施設               <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器〔S〕</li> <li>・格納容器スプレイ冷却器〔S〕</li> <li>・格納容器スプレイポンプ〔S〕</li> <li>・常設電動注入ポンプ</li> <li>・燃料取替用水ピット〔S〕</li> <li>・復水ピット〔S〕</li> <li>・格納容器再循環ユニット〔C〕</li> <li>・静的触媒式水素再結合装置</li> <li>・電気式水素燃焼装置</li> <li>・アニュラス空気浄化ファン〔S〕</li> <li>・アニュラス空気浄化フィルタユニット〔S〕</li> <li>・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置</li> <li>・電気式水素燃焼装置動作監視装置</li> <li>・排気筒〔S〕</li> </ul> </li> <li>(vi) 非常用電源設備               <ul style="list-style-type: none"> <li>・大容量空冷式発電機用給油ポンプ</li> <li>・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ〔S〕</li> <li>・大容量空冷式発電機用燃料タンク</li> <li>・大容量空冷式発電機付き燃料タンク</li> <li>・燃料油貯蔵タンク〔S〕</li> <li>・燃料油貯油そう〔S〕</li> <li>・燃料油貯油そう（他号機）〔S〕</li> <li>・大容量空冷式発電機</li> <li>・ディーゼル発電機〔S〕</li> <li>・ディーゼル発電機（他号機）〔〔S〕〕</li> <li>・大容量空冷式発電機励磁装置</li> <li>・ディーゼル発電機励磁装置〔S〕</li> </ul> </li> </ul>

変更なし



変更前<sup>(注)</sup>

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
Ⅲ. 常設重大事故緩和設備		(vi) 非常用電源設備 ・大容量空冷式発電機保護継電器 ・ディーゼル発電機保護継電器〔S〕 ・蓄電池（安全防護系用）〔S〕 ・蓄電池（重大事故等対処用） ・号炉間電力融通電路 ・メタルクラッド開閉装置 ・パワーセンタ ・コントロールセンタ ・動力変圧器 ・重大事故等対処用変圧器盤 ・重大事故等対処用変圧器受電盤 ・常設電動注入ポンプ電源切替盤 ・重大事故等対処用直流コントロールセンタ ・発電機受電盤 ・通信・照明分電盤（100V） ・PC・コンセント分電盤（100V） ・動力分電盤（200V） ・重大事故等対処用分電盤 ・計装用電源切替盤 ・代替電源接続盤 1 ・代替電源接続盤 2 (vii) 補機駆動用燃料設備 ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 (viii) 非常用取水設備 ・取水口〔C〕 ・取水管路〔C〕 ・取水ビット〔C〕 (ix) 緊急時対策所 ・緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）〔C〕 ・SPDSデータ表示装置〔C〕

変更なし

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>2.2 津波による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統施設の津波による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。</p> <p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止</p> <p>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、生物学的事象、森林火災、高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震、津波を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においてその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他、供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。</p> <p>地震及び津波を含む自然現象の組合せについて、火山については積雪と風（台風）、地震（Ss）については積雪、基準津波については地震（Sd）と積雪の荷重を、施設の形状、配置に応じて考慮する。</p> <p>地震、津波と風（台風）の組合せについても、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。</p> <p>組み合わせる積雪深、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20cm、基準風速34m/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。</p> <p>設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち人為による損傷の防止において、発電所敷地又はその周辺において想定される爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突、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、防護措置その他対象とする発生源から一定の距離を置くことによる適切な措置を講じる。</p> <p>想定される人為事象のうち、航空機の墜落については、防護設計の可否を判断する基準を超えないことについて設置（変更）許可を受けている。工事計画認可申請時に、設置（変更）許可申請時から、防護設計の可否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認しており、設計基準対象施設に対して防護措置そ</p>	<p>2.2 津波による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統施設の津波による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。</p> <p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止</p> <p>2.3.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>の他適切な措置を講じる必要はない。なお、保安規定に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定め、管理を行う。</p> <p>航空機の墜落並びに爆発以外に起因する飛来物については、発電所周辺の社会環境からみて、発生源が設計基準対象施設から一定の距離が確保されており、設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないため、防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。</p> <p>また、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対する防護措置には、設計基準対象施設が安全性を損なわないために必要な設計基準対象施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。</p> <p>重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止において、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対して、「5.1.2 多様性及び位置的分散等」、「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ないよう、防護措置その他の適切な措置を講じる。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に対して防護措置として設置する施設は、その設置状況並びに防護する施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類に応じた地震力に対し構造強度を確保し、外部からの衝撃を考慮した設計とする。</p> <p><b>2.3.1.1 外部からの衝撃より防護すべき施設</b></p> <p>設計基準対象施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないよう、外部からの衝撃より防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス1及びクラス2に該当する構築物、系統及び機器（以下「防護対象施設」という。）とする。また、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防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある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。</p> <p><b>2.3.1.2 設計基準事故時及び重大事故等時に生じる応力との組合せ</b></p> <p>科学的技術的知見を踏まえ、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</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器は、建屋内に設置すること等により、当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が設計基準事故時及び重大事故等時に生じる応力と重なり合わない設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一、使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管することにより、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。</p> <p><b>2.3.1.3 設計方針</b></p> <p>防護対象施設及び重大事故等対処設備は、以下の自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に係る設計方針に基づき設計する。</p> <p>自然現象（地震及び津波を除く。）のうち森林火災、人為事象のうち爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガスの設計方針については外部火災の設計方針に基づき設計する。</p> <p>(1) 自然現象</p> <p>a. 竜巻</p> <p>防護対象施設は、竜巻防護に係る設計時に、設置（変更）許可を受けた最大風速 100m/s の竜巻（以下「設計竜巻」という。）が発生した場合について竜巻より防護すべき施設に作用する荷重を設定し、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、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 多様性及び位置的分散等」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、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件事象による影響について考慮した設計とする。</p> <p>なお、保安規定に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定め、管理を行う。</p> <p>(a) 影響評価における荷重の設定</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>構造強度評価においては、風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに竜巻以外の荷重を適切に組み合わせた設計荷重を設定する。</p> <p>風圧力による荷重及び気圧差による荷重としては、設計竜巻の特性値に基づいて設定する。</p> <p>飛来物の衝撃荷重としては、設置（変更）許可を受けた設計飛来物である鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×奥行き 0.2m、重量 135kg、飛来時の水平速度 51m/s、飛来時の鉛直速度 34m/s）よりも運動エネルギー又は貫通力が大きな重大事故等対処設備、資機材等は設置場所及び障害物の有無を考慮し、固縛、固定、防護対象施設等からの離隔、建屋内収納又は撤去を実施すること、並びに車両については入構管理及び退避を実施することにより飛来物とならない措置を講じることから、設計飛来物が衝突する場合の荷重を設定することを基本とする。さらに、設計飛来物に加えて、竜巻の影響を考慮する施設の設置状況その他環境状況を考慮し、評価に用いる飛来物の衝突による荷重を設定する。</p> <p>なお、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物である鋼製材よりも大きな重大事故等対処設備、資機材等については、その保管場所、設置場所及び障害物の有無を考慮し、防護対象施設、防護対策施設及び防護対象施設を内包する施設に衝突し、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、風圧力による荷重が作用する場合においても、固縛、固定又は建屋内収納により浮き上がり又は横滑りにより飛来物とならない設計とする。重大事故等対処設備の保管場所内の資機材等は、風圧力による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を損なわないように、固縛、固定又は建屋内収納により浮き上がり又は横滑りにより飛来物とならない設計とするか、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。重大事故等対処設備、資機材等の固縛、固定、防護対象施設等からの離隔、建屋内収納又は撤去を実施すること、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、管理を行う。</p> <p>(b) 竜巻に対する影響評価及び竜巻防護対策</p> <p>屋外の防護対象施設は、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、要求される機能を保持する設計とする</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>ことを基本とする。屋内の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、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防護対象施設は、加わるおそれがある設計荷重に対して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、要求される機能を保持する設計とすることを基本とする。防護対象施設の安全機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、建屋内に収納又は浮き上がり若しくは横滑りを拘束することにより、当該設備の機能が損なわれない設計とするか、あるいは同じ機能を有する他の重大事故等対処設備にこれらの措置を講じることにより、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。但し、浮き上がり又は横滑りを拘束する車両型等の重大事故等対処設備のうち、地震時の横滑り等を考慮して地震後の機能を保持するものは、重大事故等に対処するために必要となる機能を損なわず、また、重大事故等に対処するために必要となる機能に悪影響を及ぼさないよう、通常時は拘束せず固縛し、竜巻襲来のおそれがある場合は、たるみ巻取装置（3号機設備、3,4号機共用（以下同じ。））により固縛のたるみを巻き取ることで拘束する。これらの運用については、保安規定に定め、管理を行う。屋内の重大事故等対象設備は、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。</p> <p>防護措置として設置する防護対策施設としては、竜巻防護ネット（ネット（硬鋼線材、線径φ4mm、網目寸法40mm）及び防護壁（炭素鋼、厚さ22mm（公称値）以上）により構成する。）、竜巻防護扉（炭素鋼、厚さ22mm（公称値）以上）、竜巻防護鋼板（炭素鋼、厚さ22mm（公称値）以上）及び竜巻防護建屋（鉄筋コンクリート、厚さ45cm（公称値）以上）を設置し、内包する防護対象施設、防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設及び重大事故等対処設備の機能を損なわないよう、防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が防護対象施設等に衝突すること又は屋外の重大事故等対処設備が風圧力による荷重の影響を受けることを防止する設計とす</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>る。防護対策施設は、地震時において防護対象施設、防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設及び重大事故等対処設備に波及的影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>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又は飛来物の衝突により内包する防護対象施設及び重大事故等対処設備の機能喪失に至るような損傷が生じない設計とすることを基本とする。飛来物が、内包する防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突し、その機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また、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。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、損壊等により防護対象施設に損傷を与えない設計とする。タンクローリ（3号機設備、3,4号機共用（以下同じ。））等当該施設が機能喪失に陥った場合に、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、必要な機能を保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、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。</p> <p>防護対象施設及び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。</p> <p>竜巻随件事象を考慮する施設は、過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の配置から竜巻の随件事象として想定される火災、溢水及び外部電源喪失による影響を考慮し、竜巻の随件事象に対する影響評価を実施し、防護対象施設及び重大事故等対処設備に竜巻による随件事象の影響を及ぼさない設計とする。竜巻随伴による火災に対しては、火災による損傷の防止における想定に包絡される設計とする。また、竜巻随伴による溢水に対しては、溢水による損傷の防止における溢水量の想定に包絡される設計とする。さら</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>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。</p> <p>b. 火山</p> <p>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、防護対象施設が安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、「5.1.5 環境条件等」を考慮した設計とする。</p> <p>なお、保安規定に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定め、管理を行う。</p> <p>(a) 防護設計における降下火砕物の特性の設定</p> <p>設計に用いる降下火砕物は、設置（変更）許可を受けた層厚 10cm、粒径 2mm 以下、密度 1.0g/cm<sup>3</sup>（乾燥状態）～1.7g/cm<sup>3</sup>（湿潤状態）と設定する。</p> <p>(b) 降下火砕物に対する防護対策</p> <p>降下火砕物の影響を考慮する施設は、降下火砕物による「直接的影響」及び「間接的影響」に対して、以下の適切な防護措置を講じることで安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>イ 直接的影響に対する設計方針</p> <p>(イ) 構造物への荷重</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス 3（発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類）に属する施設（以下「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。これらの施設については、降下火砕物を除去することにより、降下火砕物による荷重並びに火山と組み合わせる積雪及び風（台風）の荷重を短期的な荷重として考慮し、機能を損なうおそれがないよう構造健全性を維持する設計とする。</p> <p>なお、保安規定に当該施設に堆積する降下火砕物を除去することを定め、降下火砕物が長期的に堆積しないよう管理する。</p> <p>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</p>	<p>変更なし</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>物による短期的な荷重により機能を損なわないように、降下火砕物による組合せを考慮した荷重に対し安全裕度を有する建屋内に設置する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については、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。</p> <p>なお、保安規定に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定め、降下火砕物が堆積しないよう管理する。</p> <p>(ロ) 閉塞</p> <p>i. 水循環系の閉塞</p> <p>防護対象施設及び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、降下火砕物の粒径より大きな流路幅を設けること又はストレーナ等により降下火砕物を捕獲することにより、水循環系の狭隘部が閉塞しない設計とする。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）</p> <p>防護対象施設及び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空調設備（外気取入口）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、平型フィルタの設置により降下火砕物が侵入しにくい構造とし、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p>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、電気系及び計装制御系の施設についても、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造、又は降下火砕物が侵入した場合でも、降下火砕物により流路が閉塞しない設計とする。</p> <p>なお、保安規定に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定め、降下火砕物により閉塞しないよう管理する。</p> <p>(ハ) 磨耗</p> <p>i. 水循環系の内部における磨耗</p> <p>防護対象施設及び防護対象施設に影響を及ぼす可能性のあるクラス 3</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>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、磨耗しにくい材料を使用することにより、磨耗しにくい設計とする。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（磨耗）</p> <p>防護対象施設及び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、電気系及び計装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磨耗しにくい材料を使用することにより、磨耗しにくい設計とする。</p> <p>なお、保安規定に外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止を定め、磨耗が進展しないよう管理する。</p> <p>(二) 腐食</p> <p>i. 構造物の化学的影響（腐食）</p> <p>防護対象施設及び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。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な腐食により機能を損なわないように、耐食性のある塗装を実施した建屋内に設置する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物を適宜除去することにより、降下火砕物による腐食に対して重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>なお、保安規定に降下火砕物の適宜除去を定め、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管理する。</p> <p>ii. 水循環系の化学的影響（腐食）</p> <p>防護対象施設及び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</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>iii. 換気系、電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）</p> <p>防護対象施設及び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、電気系及び計装制御系の施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>(ホ) 発電所周辺の大気汚染</p> <p>防護対象施設及び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、中央制御室換気空調設備については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、平型フィルタを設置することにより、降下火砕物が中央制御室に侵入しにくい設計とする。</p> <p>なお、保安規定に閉回路循環運転の実施等を定め、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管理する。</p> <p>(へ) 絶縁低下</p> <p>防護対象施設及び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、計測制御系統施設（原子炉安全保護計装盤）の設置場所の空調設備に平型フィルタを設置することにより、降下火砕物が侵入しにくい設計とする。</p> <p>なお、保安規定に外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転の実施を定め、降下火砕物による計装盤の絶縁低下を防止するよう管理する。</p> <p>ロ 間接的影響に対する設計方針</p> <p>降下火砕物による間接的影響である長期（7日間）の外部電源喪失及び発電所外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ピット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、燃料を貯蔵するためのディーゼル発電機燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクを降下火砕物の影響を受けないよう設置すること並びに燃料移送用のタンクローリを配備することで、非常用電源施設から受電できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>さらに発電所内の交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、タンクローリーによる燃料供給に必要な発電所内のアクセスルートの降下火砕物の除去を実施可能とすることにより安全性を損なわない設計とする。</p> <p>なお、保安規定にタンクローリー及びアクセスルートに堆積する降下火砕物を適宜除去することを定め、降下火砕物が堆積しないよう管理する。</p> <p>c. 外部火災</p> <p>想定される外部火災において、火災源を発電所敷地内及び敷地外に設定し防護対象施設に係る温度や距離を算出し、それらによる影響評価を行い、最も厳しい火災が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>防護対象施設は、防火帯の設置、建屋による防護、離隔距離の確保による防護、危険物タンク貯蔵量の低減対策を行うことで、許容温度以下となるよう安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、「5.1.2 多様性及び位置的分散等」のうち、位置的分散を考慮した設計とする。</p> <p>外部火災の影響については、保安規定に定期的な評価の実施を定めることにより評価する。</p> <p>(a) 防火帯幅の設定に対する設計方針</p> <p>自然現象として想定される森林火災については、延焼防止を目的として森林火災シミュレーション解析コードを用いて求めた最大火線強度から設定し、設置（変更）許可を受けた防火帯（約 35m）を敷地内に設ける設計とする。</p> <p>(b) 発電所敷地内の火災源に対する設計方針</p> <p>外部火災では火災源として森林火災、発電所敷地内に存在する危険物タンク等の火災、危険物を搭載した車両の火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及び敷地内の危険物タンク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、火災源からの防護対象施設への熱影響を評価する。</p> <p>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、森林火災については、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</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>離及び屋外の防護対象施設の温度が許容温度（海水ポンプ周囲温度 74℃）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し、発電所敷地内に存在する危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及び敷地内の危険物タンク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については、建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を算出し、その温度が許容温度を満足する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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より求めた、設置（変更）許可を受けた防火帯の外縁（火災側）における火炎輻射強度（500kW/m<sup>2</sup>）による危険距離を求め評価する。</li> <li>・発電所敷地内に存在する危険物タンク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防護対象施設の温度を求め評価する。</li> <li>・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<sup>-7</sup>（回/炉・年）となる面積及び離隔距離を算出し、防護対象施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定した建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を求め評価する。</li> <li>・発電所港湾内に入港する船舶の火災については、港湾内で防護対象施設から最も近い地点で起こることを想定し、貯蔵量等を勘案して建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を求め評価する。</li> <li>・重畳火災については、敷地内の危険物タンク等の火災と航空機墜落による火災の評価条件により算出した輻射強度及び燃焼継続時間等により、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防護対象施設を選定し、建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の温度を求め評価する。</li> </ul> <p>なお、建屋表面温度及び屋外の防護対象施設の許容温度を上回る場合は、貯蔵量低減対策を実施し、許容温度を満足する設計とする。</p> <p>発電所敷地内において、燃料補充用のタンクローリ火災が発生した場合は、保安規定に消火活動を実施することを定めることにより防護対象施設に影響がない設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>(c) 発電所敷地外の火災源に対する設計方針</p> <p>外部火災では近隣の産業施設の火災・爆発に対し、発電所との離隔距離を確保することにより、防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所敷地外に設置されている石油コンビナート施設については、石油コンビナート施設から発電所までの距離を確認し、発電所からの離隔距離を確保する設計とする。</li> </ul> <p>発電所敷地外 10km 以内の範囲において、火災・爆発により防護対象施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、爆発による防護対象施設への影響については考慮しない。</p> <p>危険物を搭載した車両による火災の影響は、タンクローリ等が移動する主要道路について、発電所から離隔距離を確保する設計とする。</p> <p>(d) 二次的影響（ばい煙）に対する設計方針</p> <p>屋外に開口しており空気の流路となる施設及び換気空調系統等に対し、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防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>イ 換気空調系統</p> <p>外部火災によるばい煙が発生した場合には、侵入を防止するためフィルタを設置する設計とする。</p> <p>なお、室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために保安規定に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しゃ断を定めることにより、ばい煙の侵入を防止するよう管理する。</p> <p>ロ ディーゼル発電機</p> <p>ディーゼル発電機については、フィルタを設置することによりばい煙が容易に侵入しにくい設計とする。</p> <p>また、ばい煙が侵入した場合においてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし、ばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p>ハ 海水ポンプ</p> <p>海水ポンプについては、モータ部を全閉構造とすることでばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p>空気冷却部は、ばい煙が侵入した場合においてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし、ばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p>ニ 主蒸気逃がし弁消音器、主蒸気安全弁排気管、排気筒</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>防護対象施設のうち屋外に開口しており空気の流路となる主蒸気逃がし弁消音器、主蒸気安全弁排気管及び排気筒については、配管流路にばい煙が侵入した場合でも弁の吹き出しにより、ばい煙を再び大気へ放出可能な設計とする。</p> <p>ホ 安全保護系計装盤、制御用空気圧縮機</p> <p>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計装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。</p> <p>(e) 有毒ガスに対する設計方針</p> <p>外部火災による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外気をしゃ断するダンパを設置し、又は建屋内の空気を循環させるファンの設置により、有毒ガスの侵入を防止する設計とする。</p> <p>なお、保安規定に外気取入ダンパの閉止、閉回路循環運転の実施による外気のしゃ断又は空調ファンの停止による外気流入の抑制を定めることにより、有毒ガスの侵入を防止するよう管理する。</p> <p>幹線道路、鉄道路線及び船舶は離隔距離を確保することで事故等による火災に伴う発電所への有毒ガスの影響がない設計とする。</p> <p>石油コンビナート施設は、発電所敷地から離隔距離が確保されているため、有毒ガスの影響については考慮しない。</p> <p>d. 風（台風）</p> <p>防護対象施設は、風荷重を建築基準法に基づき設定し、防護する設計とする。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等と位置的分散を図り設置する。</p> <p>e. 凍 結</p> <p>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、屋外機器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。</p> <p>f. 降 水</p> <p>防護対象施設は、降水に対して、観測記録を上回る降雨強度の排水能力を有する構内排水路（構内排水設備）を設けて海域に排水を行う設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>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。</p> <p>g. 積雪            防護対象施設は、積雪荷重を建築基準法に基づき設定し、積雪による荷重に対して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、除雪することにより、積雪による荷重に対してその必要な機能を損なうおそれがない設計とする。            なお、保安規定に重大事故等対処設備に堆積した雪を適宜除去することを定め、積雪しないよう管理する。</p> <p>h. 落雷            防護対象施設は、落雷に対して、発電所の雷害防止対策として原子炉格納施設等に避雷針を設け、接地網の布設による接地抵抗の低減等を行うとともに、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。</p> <p>i. 生物学的事象            防護対象施設は、生物学的事象に対して、海生生物や小動物の侵入を防止する設計とする。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、多重性をもつ設計とするか、複数の取水箇所を選定できる設計とする。</p> <p>j. 高潮            防護対象施設及び重大事故等対処設備は、敷地の整地レベルを <b>EL.+11m</b> 以上とすることにより、高潮により影響を受けることがない設計とする。</p> <p>(2) 外部人為事象            a. 船舶の衝突            防護対象施設は、敷地前面の護岸等により船舶が衝突して止まること及び海水取水口の呑口高さを十分低くすることにより船舶の衝突による取水路の閉塞が生じない設計とする。重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は位</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>b. 電磁的障害            防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は、電磁波によりその機能を損なうことがないように、ラインフィルタや絶縁回路の設置、又は鋼製筐体や金属シールド付ケーブルを適用し、電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p>c. 航空機の墜落            重大事故等対処設備は、建屋内に設置するか、又は屋外において設計基準対象施設等と位置的分散を図り設置する。</p> <p style="text-align: center;">—</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>2.3.2 特定重大事故等対処施設            特定重大事故等対処施設は、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、「5.2.2 多重性又は多様性、独立性、位置的分散、悪影響防止等」、「5.2.4 環境条件等」及び「5.2.1.1 特定重大事故等対処施設の設計上の考慮事項」の基本設計方針に示す原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時に生じる応力との組合せ及び設計方針に基づき、必要な機能が損なわれないように、防護措置その他の適切な措置を講じる。</p> <p>地震及び津波を含む自然現象の組合せについては、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備における地震及び津波を含む自然現象の組合せに基づき、考慮する。</p> <p>なお、保安規定に堆積した火山灰又は雪の除去、並びに火山事象及び火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）に対する外気取入ダンパの閉止及び空調ファンの停止を定め、管理する。</p>
<p>3. 火災</p> <p>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。</p>	<p>3. 火災</p> <p>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。</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>4. 溢水等</p> <p>4.1 溢水等による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統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。</p>	<p>4. 溢水等</p> <p>4.1 溢水等による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統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。</p>
<p>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5.1.1 通常運転時の一般要求</p> <p>(1) 設計基準対象施設の機能</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>保安規定に、高温停止状態及び低温停止状態において炉心を十分な未臨界状態に保つため炉心が有する設計とした反応度停止余裕を定めることにより臨界を防止する。</p> <p>(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置</p> <p>通常運転時において、放射性物質を含む流体が漏えいすることを許容しているポンプの軸封部及び原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁のグランド部は、系統外に漏えいさせることなく液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。</p> <p>5.1.2 多様性及び位置的分散等</p> <p>(1) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>重要施設については、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、原則として、多重性又は多様性、及び独立性を備える設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、共通要因としては、環境条件、自然現象、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</p>	<p>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>する。</p> <p>自然現象については、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮する。</p> <p>自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。</p> <p>外部人為事象については、飛来物（航空機落下等）、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テロリズムを考慮する。</p> <p>故意による大型航空機衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。</p> <p>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。</p> <p>サポート系の故障については、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮する。</p> <p>重大事故緩和設備についても、可能な限り、多様性を有し、位置的分散を図ることを考慮する。</p> <p>a. 常設重大事故等対処設備</p> <p>常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じる設計とする。但し、常設重大事故防止設備のうち計装設備は、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を異なる物理量（水位、注水量等）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持った方法により計測できる設計とする。推定するために必要なパラメータは、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可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件については、「5.1.5</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>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。</p> <p>地震に対して常設重大事故防止設備は、「1. 地盤等」に基づく地盤上に設置するとともに、地震、津波及び火災に対して常設重大事故防止設備は、「2.1 地震による損傷の防止」、二次的影響も含めて「2.2 津波による損傷の防止」及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>溢水に対して常設重大事故防止設備は、「4.1 溢水等による損傷の防止」に基づく設計とするとともに、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。</p> <p>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施設内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、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。落雷に対して大容量空冷式発電機は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある屋外の常設重大事故防止設備は、多重性をもつ設計とする。</p> <p>高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備は除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。</p> <p>飛来物（航空機落下等）に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。</p> <p>常設重大事故緩和設備についても、可能な限り、上記を考慮して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>サポート系の故障に対しては、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。</p> <p>b. 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを考慮して適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重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可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1. 地盤等」に基づく地盤上に設置された建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下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。</p> <p>地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「2.1 地震による損傷の防止」、二次的影響も含めて「2.2 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。</p> <p>火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。</p> <p>溢水に対して可搬型重大事故等対処設備は、「4.1 溢水等による損傷の防</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>止」に基づく設計とするとともに、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に保管する。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所分散して保管する。</p> <p>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施設内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所分散して、屋外に保管する。クラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。</p> <p>高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。</p> <p>飛来物（航空機落下等）及び故意による大型航空機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、複数箇所分散して保管する。</p> <p>屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備のそれぞれから 100m の離隔距離を確保した上で、複数箇所分散して保管する。</p> <p>サポート系の故障に対しては、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段による対応が可能な設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。</p> <p>c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口 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</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>る設備と、常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件については「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。</p> <p>地震に対して、接続口を屋内又は建屋面に設置する場合は、「1. 地盤等」に基づく地盤上の建屋において、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。</p> <p>屋外に設置する場合は、地震により生じる敷地下斜面の滑り、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置するとともに、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。</p> <p>地震、津波及び火災に対しては、「2.1 地震による損傷の防止」、「2.2 津波による損傷の防止」及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>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。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対しては、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、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衝突その他のテロリズムに対しては、屋内又は建屋面に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に、屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路が十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>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。</p> <p>また、複数の機能で一つの接続口を同時に使用しない設計とする。</p> <p>(2) 単一故障</p> <p>重要施設は、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、又は長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。</p> <p>短期間と長期間の境界は 24 時間を基本とし、非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えのように、運転モードの切替えを行う場合は、その時点を短期間と長期間の境界とする。</p> <p>但し、アニュラス空気浄化設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部、試料採取設備のうち事故時に 1 次冷却材をサンプリングする設備並びに格納容器スプレイ設備のうちスプレイリングについては、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器であるが、単一設計とするため、個別に設計を行う。</p> <p>5.1.3 悪影響防止等</p> <p>(1) 飛来物による損傷防止</p> <p>設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損、配管の破断並びに高速回転機器の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策等を行うとともに、原子力委員会 原子炉安全専門審査会「タービンミサイル評価について」により、原子炉格納容器、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットが破損する確率を評価し、判定基準 <math>10^{-7}</math> / 年以下となることを確認する。</p> <p>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、仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、発電用原子</p>	<p>変更なし</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>炉施設の安全性が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・主給水管については配管ホップレストレイントを設ける設計とする。</p> <p>高速回転機器のうち、1次冷却材ポンプフライホイールにあつては、安全性を損なわないよう、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きくなる設計とする。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。</p> <p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとり、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する設計とする。</p> <p>(2) 共用</p> <p>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則として、共用しない設計とするが、安全性が向上する場合は、共用することを考慮する。</p> <p>重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で共用する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備は、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>但し、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の必要な機能)を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であつて、更に同一の発電所内の他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。</p> <p>(3) 相互接続</p> <p>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則として、相互に接続しない設計とするが、安全性が向上する場合は、相互に接続することを考慮する。</p> <p>重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>(4) 悪影響防止</p> <p>重大事故等対処設備は発電用原子炉施設(他号機を含む。)内の他の設備(設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備)に対</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>して悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>他の設備への悪影響としては、系統的な影響（電気的な影響を含む。）、設備兼用時の容量に関する影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。</p> <p>系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を接続する場合は、通常時に確実に閉止し、使用時に通水できるようにディスタンスピースを設けるか、又は通常時に確実に取り外し、使用時に取り付けできるように可搬型ホースを設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>設備兼用時の容量に関する影響に対しては、重大事故等対処設備は、要求される機能が複数ある場合は、原則として、同時に複数の機能で使用しない設計とする。但し、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、被ばく低減を図れるものは、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を合わせた容量とし、兼用できる設計とする。容量については「5.1.4 容量等」に基づく設計とする。</p> <p>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。また、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所でのアウトリガの設置、車輪止め等による固定又は固縛が可能な設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備の耐震設計については「2.1 地震による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>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を行う。</p> <p>火災防護については「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>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より、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。放水砲による建屋への放水により、放水砲の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>風（台風）及び竜巻による影響については、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施設内に設置若しくは保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とするか、又は風荷重を考慮し建屋内収納、浮き上がり若しくは横滑りを拘束、又は浮き上がり若しくは横滑りしても他の設備に衝突し損傷させない位置に設置若しくは保管することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とするか、あるいは浮き上がり又は横滑りしても離れた場所にある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ない位置に設置又は保管することにより、重大事故等に対処するために必要な機能に悪影響を及ぼさない設計とする。（「5.1.5 環境条件等」）</p> <p>内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、これらにより重大事故等対処設備が悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>5.1.4 容量等</p> <p>(1) 常設重大事故等対処設備</p> <p>常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁放出流量、発電機容量及び蓄電池容量等並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備の容量等の仕様と同仕様の設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備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事故対処設備の容量等を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>量等を有する設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備以外の系統及び機器を使用するものは、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p> <p>(2) 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電池容量及びポンベ容量等並びに計装設備の計測範囲とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて 1 セットに必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備を 1 基当たり 2 セット以上持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。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可搬型バッテリー、可搬型ポンベ等は、必要となる容量等を賄うことができる設備を 1 負荷当たり 1 セット持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。但し、保守点検が目視点検等であり保守点検中でも使用可能なものは、保守点検による待機除外時のバックアップは考慮せずに、故障時のバックアップを発電所全体で確保する。</p> <p>可搬型ホースについては、取水時にホース使用本数が最多となる設置場所を選定した上で、必要なホース本数を 1 基当たり 2 セットに加え、保守点検が目視点検であり保守点検中でも使用可能なことから、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップとし 1 本当たり最長のホースを発電所全体で 1 本以上持つ設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>5.1.5 環境条件等</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重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（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害、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。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（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p>これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、「(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重」に示すように設備分類ごとに、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重</p> <p>安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時にお</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>ける環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重を考慮しても、安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、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。操作は中央制御室で可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。</p> <p>中央制御室内、原子炉周辺建屋内、原子炉補助建屋内、燃料取替用水タンク建屋内及び代替緊急時対策所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、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。このうち、インターフェイスシステム LOCA 時、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時又は使用済燃料ピットに係る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。特に、使用済燃料ピット状態監視カメラ及び使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（3,4号機共用）は、使用済燃料ピット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。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>屋外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。操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>また、横滑りも含めて地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。</p> <p>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て、建屋内に収納又は浮き上がり若しくは横滑りを拘束することにより、当該設備の機能が損なわれない設計とするか、あるいは同じ機能を有する他の重大事故等対処設備にこれらの措置を講じることにより、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。但し、浮き上がり又は横滑りを拘束する車両型等の重大事故等対処設備のうち地震時の横滑り等を考慮して地震後の機能を保持するものは、その機能を損なわないよう、通常時は拘束せず固縛し、竜巻襲来のおそれがある場合には、固縛のたるみを巻き取ることで拘束す</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>る。</p> <p>積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一、使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるよう、位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉容器は最低使用温度を□℃に設定し、関連温度（初期）を□℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <p>海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は、耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。</p> <p>設計基準対象施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、八田浦貯水池又は海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>(3) 電磁的障害</p> <p>電磁的障害に対しては、安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p> <p>(4) 周辺機器等からの悪影響</p> <p>安全施設は、自然現象、外部人為事象、火災及び溢水による他の設備からの悪</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。</p> <p>また、重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備や風（台風）及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止、転倒防止、固縛等の措置を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、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。</p> <p>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等と位置的分散を図り設置し、可搬型重大事故等対処設備は、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るとともに、可搬型重大事故等対処設備は、その機能に応じて、全てを一つの保管場所又は隣接した保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、保管場所内の資機材等は、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を損なわないように、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 多様性及び位置的分散等」に示す。</p> <p>地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、「2.1 地震による損傷の防止」に基づく設計とする。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、可搬型重大事故等対処設備は、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、その機能に応じて、全てを一つの保管場所に又は隣接した保管場所に保管することなく、一部は離れた位置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、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の低下及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。</p> <p>溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないよ</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>うに、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置又は保管する。 火災防護については、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>(5) 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。 安全施設及び重大事故等対処設備は、系統外部異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(6) 設置場所における放射線 安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画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の設置場所は、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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を設置場所として選定した上で設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。 可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定することにより、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。</p> <p>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・教育による実操作及び模擬操作を行うことで、想定される重大事故等が発生した場合においても、操作環境、操作準</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>備及び操作内容を考慮して確実に操作でき、発電用原子炉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、保安規定に定める。重大事故等対処設備の操作性に対する設計上の考慮事項を以下に示す。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件に対し、操作が可能な設計とする（「5.1.5 環境条件等」）。操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作台を近傍に配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。</p> <p>現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管する。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、人力又は資機材（ホース展張回収車 2 台以上、ユニック車 2 台以上及びフォークリフト 2 台以上）による運搬又は車両による移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等が可能な設計とする。</p> <p>現場の操作スイッチは運転員の操作性及び人間工学的観点から考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。操作に際しては手順どおりの操作でなければ接続できない構造の設計としている。現場で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。現場での接続作業は、コネクタ、プラグ、ボルト締めフランジ又は簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタンスピースはボルト締めフランジで取付ける構造とし、操作が確実に行える設計とする。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。中央制御室の制御盤の操作スイッチは運転員の操作性及び人間工学的観点から考慮した設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁又は遮断器操作等にて速やかに切替えできる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、原則として、ケーブルはコネクタ又はプラグを用い、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、小口径配管かつ低圧環境においては簡便な接続規格を用いる設計とする。他の方法で容易かつ確実に接続できる場合は、専用の接続方法を用いる設計とする。また、発電用原子炉施設が相互に使用することができるように、3号機及び4号機とも同一規格又は同一形状とするとともに、同一ポンプを接続する配管のうち、当該ポンプを同容量かつ同揚程で使用する系統では同口径の接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備は、資機材（ホース展開回収車2台以上、ユニック車2台以上及びフォークリフト2台以上）を用いて運搬又は車両により移動するとともに、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。</p> <p>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。</p> <p>屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下等）、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を考慮する。</p> <p>アクセスルート及び火災防護に関する運用については、保安規定に定める。</p> <p>屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構築物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面の滑り）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを3号機及び4号機で1セット1台使用する。ホイールローダの保有数は、3号機及び4号機で1セット1台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台（3号及び4号機共用）を分散して保管する設計とする。また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対して、道路上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</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>アクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して十分余裕を見た高さにアクセスルートを確認する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>自然現象のうち凍結及び森林火災、並びに外部人為事象のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、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認する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動による地震力に対して、運搬、移動に支障をきたさない地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊や道路面の地盤の滑りに対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールロードによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで通行性を確保できる設計とする。不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策や陥没対策を講じるが、想定を上回る段差発生時にはホイールロードによる仮復旧により、通行性を確保できる設計とする。さらに、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、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施設内に確保する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに、迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。</p> <p>(2) 試験・検査性</p> <p>設計基準対象施設及び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（試験及び検査を含む。）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する。また、接近性を考慮して必要な配置、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。また、非破壊検査が</p>	<p>変更なし</p>


変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>必要な設備は、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、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を実施できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、原則として、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（特性確認を含む。）が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、試験及び検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験及び検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験及び検査ができる設計とする。</p> <p>多様化自動作動設備は、運転中に重大事故等対処設備としての機能を停止したうえで試験ができるとともに、このとき原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備のうち電源は、電気系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則として、分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>5.2 特定重大事故等対処施設</p> <p>5.2.1 特定重大事故等対処施設を構成する設備の機能等</p> <p>特定重大事故等対処施設は、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 200px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span>への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合（以下、上記により発生する事故を「原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等」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く、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有し、発電用原子炉施設の外</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>からの支援が受けられるまでの間、使用できる設計とする。</p> <p>また、特定重大事故等対処施設を構成する設備（以下「特重設備」という。）は、「5.2.1.1 特定重大事故等対処施設の設計上の考慮事項」を考慮した設計とする。</p> <p>加えて、特定重大事故等対処施設は、「1. 地盤等」に基づく地盤上への設置並びに「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」を満たす設計とする。</p> <p>原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備が有する原子炉格納容器の破損を防止する機能が喪失した場合に、原子炉格納容器の破損による発電用原子炉施設外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため以下の(1)～(8)の機能を有する特重設備を設置する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能</li> <li>(2) 炉内の熔融炉心の冷却機能</li> <li>(3) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能</li> <li>(4) 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能</li> <li>(5) 原子炉格納容器の過圧破損防止機能</li> <li>(6) 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能</li> <li>(7) サポート機能（電源設備、計装設備、通信連絡設備）</li> <li>(8) 上記設備の関連機能（減圧弁、配管等）</li> </ol> <p>また、(1)～(8)の機能を制御する緊急時制御室を設ける。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%; margin-top: 10px;"></div>

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

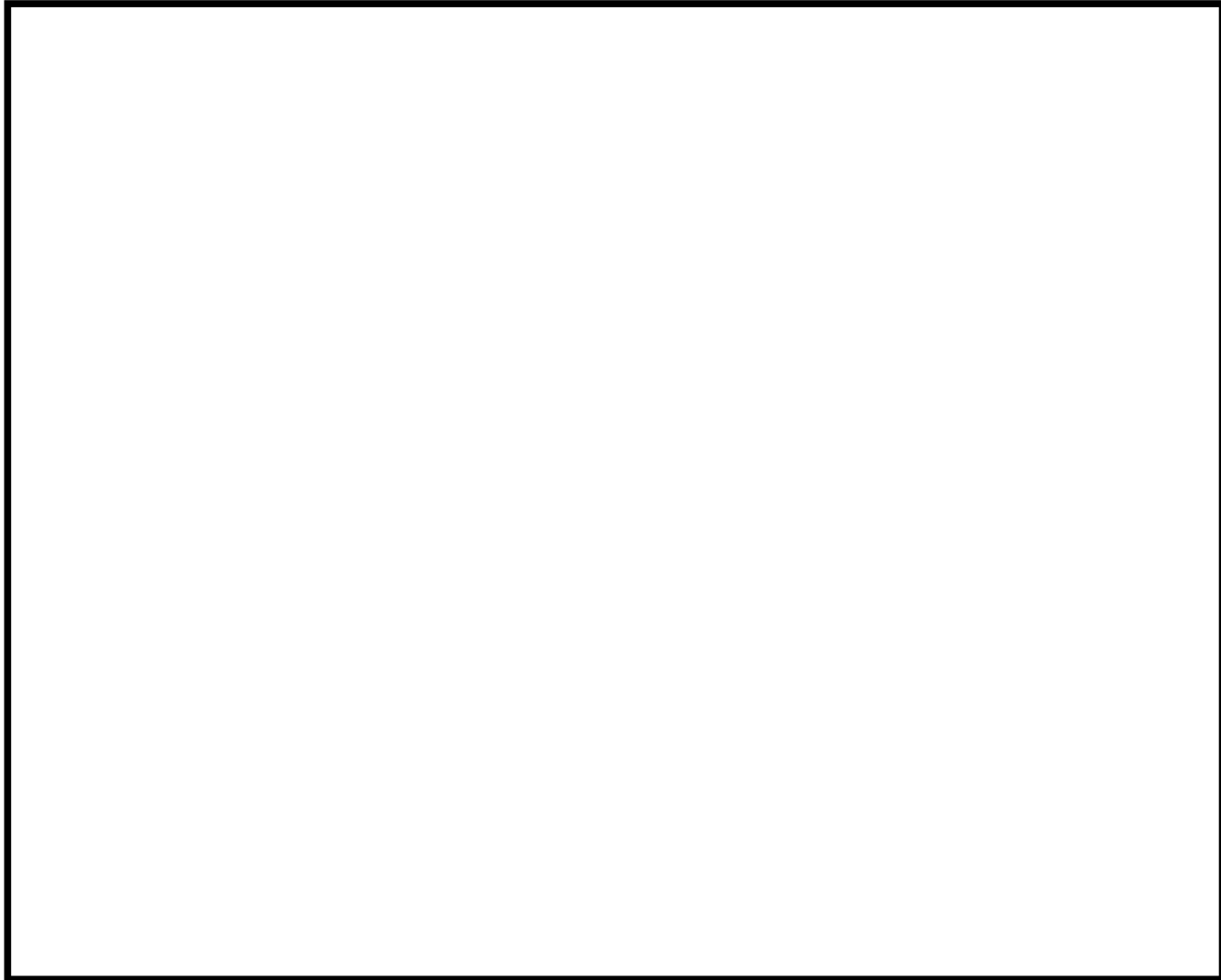

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
—	
	<p>(2) 大型航空機等の特性</p> 
	<p>(3) 大型航空機の衝突箇所とそれに基づく大型航空機衝突影響評価対象の設定</p> 

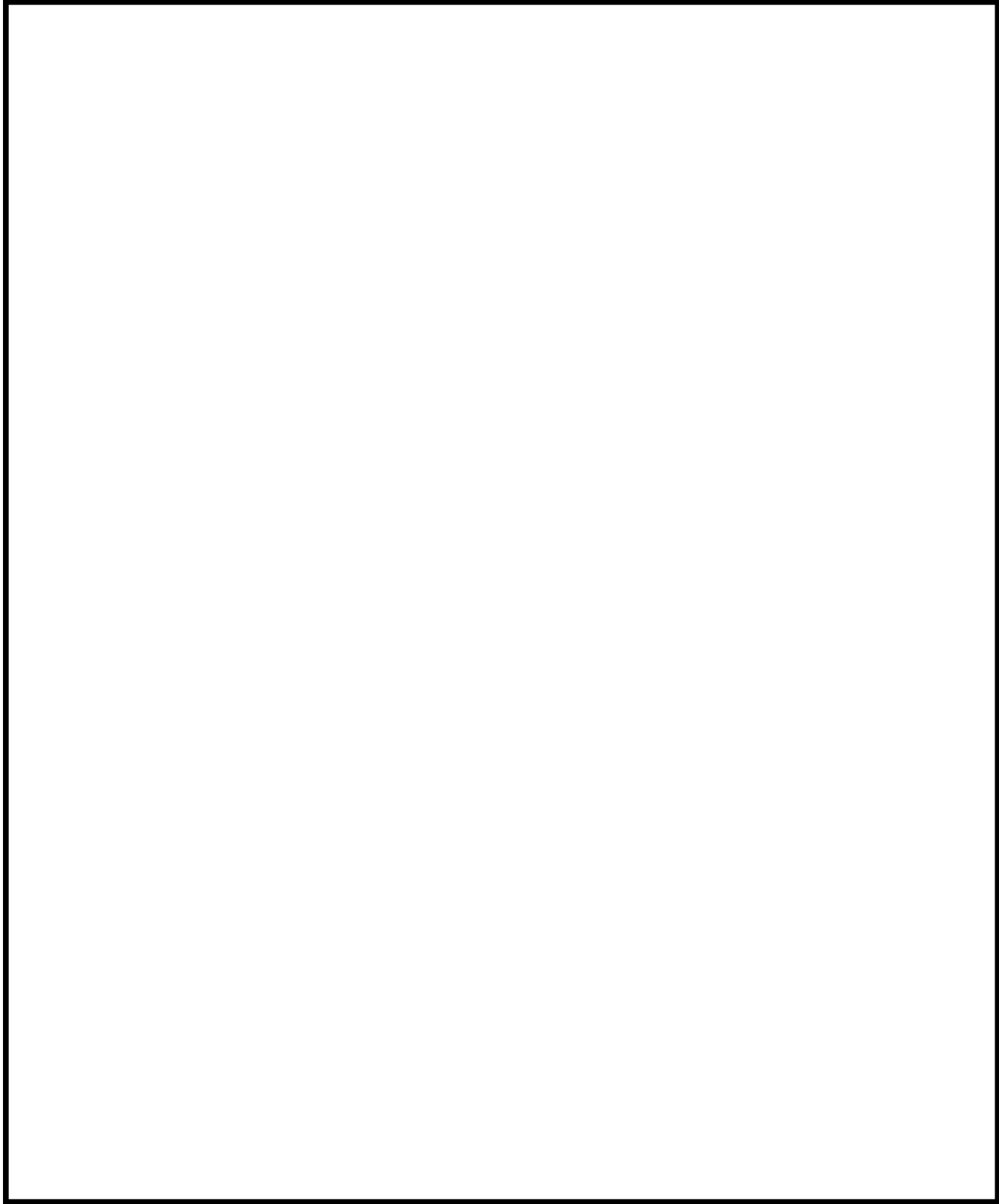


変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
—	
	<p data-bbox="1570 1304 2172 1339">(4) 大型航空機衝突影響に係る評価方針</p> 

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
—	(5) 大型航空機衝突影響評価及び防護設計方針 

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

5.2.1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
—	5.2.1.3 炉内の溶融炉心の冷却機能



変更前<sup>(注)</sup>

変更後

5.2.1.4 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
—	
	5.2.1.5 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

5.2.1.6 原子炉格納容器の過圧破損防止機能

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

変更前<sup>(注)</sup>



変更後

—

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
—	
	<p data-bbox="1567 716 2374 751">5.2.1.7 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能</p> 



変更前<sup>(注)</sup>

変更後

5.2.1.8 電源設備

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
—	5.2.1.9 計装設備

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

5.2.1.10 通信連絡設備

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

5.2.1.11 緊急時制御室

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—

変更前<sup>(注)</sup>

変更後

—



変更前<sup>(注)</sup>

変更後

5.2.2 多重性又は多様性、独立性、位置的分散、悪影響防止等

(1) 多重性又は多様性、独立性、位置的分散

特重設備は、設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備の重大事故等に対処するための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、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、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。

自然現象については、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>—</p>	<p>地震に対して、特重設備は、「1. 地盤等」に基づく地盤上に設置する。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して、特重設備は、「2.1 地震による損傷の防止」、「2.2 津波による損傷の防止」、「4.1 溢水等による損傷の防止」及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して、特重設備は、設計基準事故対処設備の安全機能及び重大事故等対処設備の重大事故等に対処するための機能と同時にその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及び重大事故等対処設備と位置的分散を図る設計とする。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災及び船舶の衝突に対して、特重設備は、外部からの衝撃による損傷を防止できる  <span style="border: 2px solid black; display: inline-block; width: 400px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>に設置する。</p> <p>生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して、侵入防止対策により原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>高潮に対して特重設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。</p> <p>原子炉補助建屋等への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、特重設備は、「5.2.1.1 特定重大事故等対処施設の設計上の考慮事項」を考慮して設置する。</p> <p>サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油及び冷却水を考慮し、特重設備は設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備と可能な限り異なる駆動源及び冷却源を用いる設計とする。また、特重設備は設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備と可能な限り異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>特重設備は、発電用原子炉施設（他号機を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>他の設備への悪影響としては、他の設備への系統的な影響（電気的な影響を含む。）、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。なお、3号機及び4号機の号機ごとに必要な容量を有した設備を配備することにより、</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>—</p>	<p>3号機及び4号機の同時被災を考慮しても、他号機の対応に悪影響を及ぼさないよう設計する。</p> <p>他の設備への系統的な影響（電氣的な影響を含む。）に対して、特重設備は、弁等の操作によって、通常時の系統構成から特重設備としての系統構成及び系統隔離をすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は通常時の系統構成を変えることなく特重設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>同一設備の機能的な影響に対して、特重設備は、要求される機能が複数ある場合は、同時に複数の機能で使用しない設計とする。</p> <p>地震による影響に対して、特重設備は、地震により他の設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源及び溢水源とならないように、耐震設計を行う。</p> <p>特重設備の耐震設計については「2.1 地震による損傷の防止」に示す。</p> <p>地震起因以外の火災による影響に対して、特重設備は、火災発生防止、感知及び消火による火災防護を行う。</p> <p>火災防護については「3.1 火災による損傷の防止」に示す。</p> <p>地震起因以外の溢水による影響に対しては、特重設備の破損等により生じる溢水により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>風（台風）及び竜巻による影響について、特重設備は、外部からの衝撃による損傷を防止できる [redacted] に設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする（「5.2.4 環境条件等」）。</p> <p>内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、高速回転機器の破損、ガス爆発及び重量機器の落下を考慮する。特重設備としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器及び落下を考慮すべき重量機器はないが、高速回転機器については、飛散物とならない設計とする。</p> <p>(3) 共用の禁止</p> <p>特重設備は、3号機及び4号機の同時被災を考慮しても対応できるよう、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>但し、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（原子炉補助建屋等への故</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>—</p>	<p>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その重大事故等に対処するために必要な機能)を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他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。</p> <p>〔 〕を使用した他号機の〔 〕からの号機間電力融通は、遮断器を投入することにより〔 〕を3号機及び4号機の〔 〕へ接続することで、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等の対応に必要な電力を供給可能となり、安全性の向上を図ることができることから、〔 〕を3号機及び4号機で共用する設計とする。</p> <p>これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時に号機間電力融通を行う場合以外、遮断器を開放することにより他号機と分離が可能な設計とする。</p> <p>〔 〕は、プラントの状況に応じた特重施設要員の相互融通等を考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとする。スペースの共用により、必要な情報(3号機及び4号機の相互のプラント状況、特重施設要員の対応状況、号機間電力融通状況等)を共有・考慮しながら、3号機及び4号機で、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が同時に発生した場合でも、適切な事故対応を行うことで、安全性の向上が図れることから、3号機及び4号機で共用できるものとする。</p> <p>各号機の〔 〕は共用によって悪影響を及ぼさないよう、3号機及び4号機で個別に設置する設計とすることで、自号機の監視操作中に、他号機のプラントの監視機能が喪失しないものとする。また、〔 〕は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号機の区分けなく一体となった遮蔽機能を有する設計とする。</p> <p>〔 〕は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時において、〔 〕</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span>を使用するが、3号機及び4号機で共用する<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span>の設備であること、及び共用により自号機の系統だけでなく他号機の系統も使用できるようにすることで、安全性の向上を図ることができることから、3号機及び4号機で共用する設計とする。 </p> <p> 3号機及び4号機それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。 </p> <p> 通信連絡設備は、号機の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（3号機及び4号機の相互のプラント状況、特重施設要員の対応状況、号機間電力融通状況等）を共有・考慮しながら、3号機及び4号機で、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が同時に発生した場合でも、適切な事故対応を行うことで、安全性の向上が図れることから、3号機及び4号機で共用する設計とする。 </p> <p> 通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span>で必要な容量を確保するとともに、号機の区分けなく通信連絡できる設計とする。 </p> <p> <b>5.2.3 容量等</b> </p> <p> 特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に原子炉格納容器の破損を防止する目的を果たすために、事故対応手段として機能別に設計を行う。発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの7日間にわたっての原子炉格納容器の破損防止は、これらの機能の組合せにより達成する。 </p> <p> 特重設備は、3号機及び4号機の同時被災を考慮しても対応できるよう、3号機及び4号機の号機ごとに必要な容量を有した設備を<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span>に設置するとともに必要な容量を貯蔵する設計とする。 </p> <p> 「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、弁放出流量、発電機容量、計装設備の計測範囲等とする。 </p> <p> 特重設備のうち設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備の容量等の仕様が、機能の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備の容量等の仕様と同仕様の設計とする。 </p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>特重設備のみの系統及び機器を使用するものについては、機能の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p> <p><b>5.2.4 環境条件等</b></p> <p>特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる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（使用）場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。</p> <p>原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の環境条件については、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として圧力（環境圧力及び使用圧力）、湿度による影響、屋外の天候による影響、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する。荷重としては原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合における環境圧力及び使用圧力を踏まえた圧力荷重、環境温度及び使用温度を踏まえた温度荷重並びに機械的荷重に加えて自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響）による荷重を考慮する。</p> <p>地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「2.1 地震による損傷の防止」にて考慮する。</p> <p><b>(1) 環境条件による影響</b></p> <p>環境条件のうち、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時における温度による影響、放射線による影響、荷重による影響（圧力荷重、温度荷重、機械的荷重及び自然現象による荷重）、その他の使用条件としての圧力による影響、湿度による影響、屋外の天候による影響に対して、特重設備を設置（使用）する場所に応じて、以下の設備分類ごとに、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>□□□□□□の特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時における□□□□□□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、機能を損なう</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>—</p>	<p>ことのない設計とするとともに、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>から操作が可能な設計とする。</p> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100%; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span>の特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる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、機能を損なうことのない設計とするとともに、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>又は設置場所で操作が可能な設計とする。</p> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>の特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時における<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>の環境条件を考慮した設計とする。また、地震、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。</p> <p>積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。</p> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100%; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span>の特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時に想定される圧力、温度等に対し、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>特重設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</p> <p>電磁的障害に対して、特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p> <p>また、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なうおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、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。</p> <p>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、それぞれ原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる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、特重設備は、可能な限り設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備と位置的分散を図るとともに、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100%; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100%; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span>に設置する。位置的分散については、「5.2.2(1) 多重性</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>又は多様性、独立性、位置的分散」に示す。</p> <p>地震による荷重を含む耐震設計については、「2.1 地震による損傷の防止」に、火災防護については、「3.1 火災による損傷の防止」に、溢水防護については、「4.1 溢水等による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>(2) 特定重大事故等対処施設を構成する設備の設置場所</p> <p>特重設備のうち設置場所での操作に期待する設備の設置場所は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においても操作に支障がないように、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するか、若しくは必要に応じて遮蔽を設置することにより設置場所で操作が可能な設計とする。</p> <p>その他の特重設備は、放射線の影響を受けない [ ] から操作が可能な設計とする。</p> <p>5.2.5 操作性及び試験・検査性</p> <p>(1) 操作性の確保</p> <p>a. 操作の確実性</p> <p>特重設備は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる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、操作環境として、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする（「5.2.4 環境条件等」）。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、必要に応じて常設の足場を設置する。また、防護具、照明等は原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。</p> <p>操作準備として、一般的に用いられる工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍に保管できる設計とする。</p> <p>操作内容として、電源操作が必要な設備は、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。また、その他の操作を必要とする機器及び弁の操作は、 [ ] [ ] での操作が可能な設計とする。 [ ]</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p><input type="checkbox"/>の操作器は特重施設要員の操作性及び人間工学的観点を考慮し、確実な操作が可能な設計とする。</p> <p>b. 系統の切替性</p> <p>特重設備のうち、本来の用途以外の用途として原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁又は遮断器操作等にて速やかに切替える設計とする。</p> <p>(2) 試験・検査性</p> <p>特重設備は、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、試験及び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設計とする。また、非破壊検査が必要な設備は、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>試験及び検査は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理審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を実施できる設計とする。</p> <p>特重設備は、原則として、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（特性確認を含む。）が可能な設計とする。</p> <p>特重設備は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験及び検査ができる設計とする。但し、運転中の試験及び検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りとはしない設計とする。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験及び検査ができる設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>5.3 材料及び構造等</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし、その際、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）又は「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 CCV 規格）等に従い設計する。</p> <p>但し、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・建設規格又は JSME CCV 規格を参考に同等以上であることを確認する。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。</p> <p>重大事故等クラス 2 容器及び重大事故等クラス 2 管のうち主要な耐圧部の溶接部の耐圧試験は、母材と同等の方法、同じ試験圧力にて実施する。</p> <p>なお、各機器等のクラス区分の適用については、「主要設備リスト」による。</p> <p>5.3.1.1 材料について</p> <p>(1) 機械的強度及び化学的成分</p> <p>a. クラス 1 機器、クラス 1 支持構造物及び炉心支持構造物は、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。）を有する材料を使用する。</p> <p>b. クラス 2 機器、クラス 2 支持構造物、クラス 3 機器、クラス 4 管、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 2 支持構造物は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>c. 原子炉格納容器であって、鋼製部のみで原子炉格納容器の構造及び強度を持つ部分（以下「鋼製耐圧部」という。）及びコンクリート製原子炉格納容器</p>	<p>5.3 材料及び構造等</p> <p>5.3.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>の鋼製内張り部等は、その使用される圧力、温度、湿度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>d. 格納容器再循環サンプスクリーンは、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>e. 重大事故等クラス 3 機器は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して日本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。</p> <p>f. コンクリート製原子炉格納容器は、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適切な圧縮強度を有するコンクリートを使用する。</p> <p>g. コンクリート製原子炉格納容器は、有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有するコンクリートを使用する。</p> <p>h. コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具（以下「鉄筋等」という。）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、化学的成分及び形状寸法を有する材料を使用する。</p> <p>(2) 破壊じん性</p> <p>a. クラス 1 容器は、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>原子炉容器については、原子炉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に、1 次冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>b. クラス 1 機器（クラス 1 容器を除く。）、クラス 1 支持構造物（クラス 1 管及びクラス 1 弁を支持するものを除く。）、クラス 2 機器、クラス 3 機器（工学的安全施設に属するものに限る。）、鋼製耐圧部、コンクリート製原子炉格納容器の鋼製内張り部等、炉心支持構造物及び重大事故等クラス 2 機器は、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>重大事故等クラス 2 機器のうち、原子炉容器については、重大事故等時に</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>おける温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して損傷するおそれがない設計とする。</p> <p>c. 格納容器再循環サンプスクリーンは、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>(3) 非破壊試験</p> <p>クラス 1 機器、クラス 1 支持構造物（棒及びボルトに限る。）、クラス 2 機器（鋳造品に限る。）、炉心支持構造物及び重大事故等クラス 2 機器（鋳造品に限る。）に使用する材料は、非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。</p> <p>5.3.1.2 構造及び強度について</p> <p>(1) 延性破断の防止</p> <p>a. クラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器、鋼製耐圧部、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート、炉心支持構造物、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器は、最高使用圧力、最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態（以下「設計上定める条件」という。）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>b. クラス 1 支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>c. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ及び附属物（以下「貫通部スリーブ等」という。）が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>また、ライナアンカについては、全ての荷重状態において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>d. クラス 1 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。</p> <p>e. クラス 1 容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス 1 管、クラス 1 弁、クラス 1 支持構造物、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>殊な形状の部分に限る。)、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート及び炉心支持構造物は、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等については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>f. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態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等については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>g. 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、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>h. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>i. クラス 4 管は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じない設計とする。</p> <p>j. クラス 1 容器（ボルトその他の固定用金具、オメガシールその他のシールを除く。）、クラス 1 支持構造物（クラス 1 容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス 1 容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）及び鋼製耐圧部（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等については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>k. 格納容器再循環サンプスクリーンは、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ及び運転状態Ⅳ（異物付着による差圧を考慮）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>l. 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ように設計する。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>m. 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にあつては、設計上定める条件において、延性破断が生じない設計とする。</p> <p>(2) 進行性変形による破壊の防止</p> <p>a. 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、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p> <p>b. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p> <p>(3) 疲労破壊の防止</p> <p>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。）、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>b. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>c. クラス 2 機器、クラス 3 機器及び重大事故等クラス 2 機器の伸縮継手は、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。</p> <p>d. 重大事故等クラス 2 管（伸縮継手を除く。）は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>(4) 座屈による破壊の防止</p> <p>a. クラス 1 容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）、クラス 1 支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>b. クラス 1 容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）及びクラス 1 支持構造物（クラス 1 容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス 1 容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、試験状態において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>c. クラス 1 管、クラス 2 容器、クラス 2 管、クラス 3 機器、重大事故等クラス 2 容器、重大事故等クラス 2 管及び重大事故等クラス 2 支持構造物（重大事故等クラス 2 機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス 2 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、設計上定める条件において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>d. 鋼製耐圧部は、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>e. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>f. 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。</p> <p>(5) 圧縮破壊の防止  コンクリート製原子炉格納容器のコンクリートは、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、コンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じない設計とする。</p> <p>(6) 引張破断の防止  コンクリート製原子炉格納容器の鉄筋等は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、降伏せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、破断に至るひずみが生じない設計とする。</p> <p>(7) せん断破壊の防止  コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ</p>	<p>変更なし</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>及び荷重状態Ⅲにおいて、せん断破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、コンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じない設計とする。</p> <p>(8) ライナプレートにおける荷重及びコンクリート部の変形等による強制ひずみの制限 コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分を除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて、破断に至らない設計とする。</p> <p>(9) 破断前漏えいの配慮について 構造及び強度については、破断前漏えい（LBB）概念を適用した荷重を適切に考慮した設計とする。</p> <p>5.3.1.3 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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・不連続で特異な形状でない設計とする。</li> <li>・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。</li> <li>・適切な強度を有する設計とする。</li> <li>・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。</li> </ul> <p style="text-align: center;">—</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>5.3.2 特定重大事故等対処施設 特定重大事故等対処施設に属する容器、管、ポンプ若しくは弁又はこれらの支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし、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。</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
—	<p>但し、重大事故等クラス 1 機器及び重大事故等クラス 1 支持構造物の構造及び強度であって、以下によらない場合は、当該機器及び支持構造物が想定される重大事故等に対処するために必要な構造及び強度を有することを、JSME 設計・建設規格又は [ ] を参考に確認する。</p> <p>重大事故等クラス 1 容器及び重大事故等クラス 1 管のうち主要な耐圧部の溶接部の耐圧試験は、母材と同等の方法、同じ試験圧力にて実施する。</p> <p>なお、各機器等のクラス区分の適用については、「主要設備リスト」による。</p> <p>5.3.2.1 材料について</p> <p>(1) 機械的強度及び化学的成分</p> <p>重大事故等クラス 1 機器及び重大事故等クラス 1 支持構造物は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>(2) 破壊じん性</p> <p>重大事故等クラス 1 機器は、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>[ ] については、特定重大事故等時における温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して損傷するおそれがない設計とする。</p> <p>(3) 非破壊試験</p> <p>重大事故等クラス 1 機器（鋳造品に限る。）に使用する材料は、非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。</p> <p>5.3.2.2 構造及び強度について</p> <p>(1) 延性破断の防止</p> <p>a. 重大事故等クラス 1 機器は、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>b. 重大事故等クラス 1 支持構造物であって、重大事故等クラス 1 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 1 機器に損壊を生じさ</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p> <p>5.4 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p>クラス 1 機器、クラス 1 支持構造物、クラス 2 機器、クラス 2 支持構造物、クラス 3 機器、クラス 4 管、原子炉格納容器、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</p>	<p>せるおそれがあるものにあつては、設計上定める条件において、延性破断が生じない設計とする。</p> <p>(2) 疲労破壊の防止</p> <p>a. 重大事故等クラス 1 機器の伸縮継手は、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。</p> <p>b. 重大事故等クラス 1 管（伸縮継手を除く。）は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>(3) 座屈による破壊の防止</p> <p>重大事故等クラス 1 容器、重大事故等クラス 1 管及び重大事故等クラス 1 支持構造物（重大事故等クラス 1 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 1 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、設計上定める条件において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>5.3.2.3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について</p> <p>重大事故等クラス 1 容器及び重大事故等クラス 1 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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 不連続で特異な形状でない設計とする。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 適切な強度を有する設計とする。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <p>5.4 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p>5.4.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>の応力緩和を行う。</p> <p>使用中のクラス 1 機器、クラス 1 支持構造物、クラス 2 機器、クラス 2 支持構造物、クラス 3 機器、クラス 4 管、原子炉格納容器、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、「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>使用中のクラス 1 機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p style="text-align: center;">—</p> <p>5.5 耐圧試験等</p> <p>(1) クラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器、クラス 4 管及び原子炉格納容器は、施設時に、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>但し、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の〇・九倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。</p> <p>a. 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、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。</p> <p>但し、クラス 1 機器、クラス 2 管又はクラス 3 管であつて原子炉容器と一</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>5.4.2 特定重大事故等対処施設</p> <p>重大事故等クラス 1 機器及び重大事故等クラス 1 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。</p> <p>使用中の重大事故等クラス 1 機器及び重大事故等クラス 1 支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>5.5 耐圧試験等</p> <p>5.5.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とする。</p> <p>b. 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とする。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p> <p>(2) 重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器に属する機器は、施設時に、当該機器の使用時における圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。</p> <p>但し、使用時における圧力で試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>重大事故等クラス 3 機器であって、消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p> <p>(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。</p> <p>なお、漏えい試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等に従って実施する。</p> <p>但し、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器に属する機器は使用時における圧力で試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>重大事故等クラス 3 機器であって、消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p> <p>(4) 原子炉格納容器は、最高使用圧力の〇・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</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」等に従って行う。</p> <p>但し、原子炉格納容器隔離弁の単一故障の考慮については、判定基準に適切な余裕係数を見込むか、内側隔離弁を開とし外側隔離弁を閉として試験を実施する。</p> <p style="text-align: center;">—</p> <p>5.6 安全弁等</p> <p>蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」(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 NC1-2001) 及び (JSME S NC1-2005) 【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。</p> <p>なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示 (通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (昭和 55 年通商産業省告示第 501 号) 」) の規定に適合する設計とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p> <p>5.5.2 特定重大事故等対処施設</p> <p>(1) 重大事故等クラス 1 機器に属する機器は、施設時に、当該機器の使用時における圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。</p> <p>但し、使用時における圧力で試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>(2) 使用中の重大事故等クラス 1 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。</p> <p>なお、漏えい試験は、保安規定に基づき日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格」等に従って実施する。</p> <p>但し、使用時における圧力で試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>5.6 安全弁等</p> <p>5.6.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>安全弁及び逃がし弁（以下「安全弁等」という。）は、確実に作動する構造を有する設計とする。</p> <p>安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造とする。</p> <p>安全弁等又は真空破壊弁の材料は、容器及び管の重要度に応じて適切な材料を使用する。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に係る安全弁又は逃がし弁（以下「5.5 安全弁等」において「安全弁」という。）のうち、補助作動装置付きの安全弁にあつては、当該補助作動装置が故障しても系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な吹出し容量が得られる構造とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設のうち減圧弁を有する管にあつて、その低圧側の設備が高圧側の圧力に耐えられる設計となっていないものうちクラス 1 管以外のものについては、減圧弁の低圧側の系統の健全性を維持するために必要な容量を持つ安全弁を 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。</p> <p>また、安全弁は吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>なお、クラス 1 管には減圧弁を設置していない。</p> <p>加圧器及び蒸気発生器、補助ボイラー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つて、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、過圧防止に必要な容量を持つ安全弁等を 1 個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>なお、安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は、当該容器の最高使用圧力以下で破壊し、破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないよう設計する。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管に設置する安全</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>弁等の出口側には、破壊板を設置しない。</p> <p>設計基準対象施設に属する容器として、液体炭酸ガス等の安全弁等の作動を不能にするおそれのある物質を内包する容器にあつては、容器の過圧防止に必要な容量を持つ破壊板を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、容器の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。なお、容器と破壊板との間に連絡管は設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管に設置する安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設置する場合は、施錠開により発電用原子炉の起動時及び運転中に止め弁が全開していることが確認できる設計とする。</p> <p>内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがある設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管については、適切な箇所に過圧防止に必要な容量以上となる真空破壊弁を1個以上設置し、負圧による容器又は管の損傷を防止する設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設のうち、流体に放射性物質を含む系統に設置する安全弁等、破壊板又は真空破壊弁は、放出される流体を、放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して廃棄物処理施設に導き、安全に処理することができるよう設計する。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p> <p><b>5.6.2 特定重大事故等対処施設</b></p> <p>特定重大事故等対処施設に設置する安全弁及び逃がし弁（以下「安全弁等」という。）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 NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【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。</p> <p>なお、安全弁等については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）」）の規定に適合する設計とする。</p> <p>安全弁等は、確実に作動する構造を有する設計とする。</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p> <p>5.7 逆止め弁</p> <p>放射性物質を含む1次冷却材を内包する容器若しくは管又は廃棄物処理設備(排気筒並びに廃棄物貯蔵設備及び換気設備を除く。)へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設ける設計とし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体側へ逆流することによる汚染拡大を防止する。</p> <p>但し、上記において大気開放タンクの気相部へ導く管であり、設置高低差により逆流するおそれがない場合等、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、又は圧力差や高低差を踏まえ、逆流するおそれがない場合は、逆止め弁の設置を不要とする。</p>	<p>安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造とする。 安全弁等の材料は、容器及び管の重要度に応じて適切な材料を使用する。</p> <p>特定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については、減圧弁の低圧側の系統の健全性を維持するために必要な容量を持つ安全弁を1個以上、減圧弁に接近して設置し、高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁又は逃がし弁(以下「5.6.2 特定重大事故等対処施設」において「安全弁」という。)は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span>を除く特定重大事故等対処施設に属する容器又は管にあって、内部に過圧が生ずるおそれがあるものについては、過圧防止に必要な容量を持つ安全弁等を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>特定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は、放出される流体を安全に処理することができるよう設計する。</p> <p>5.7 逆止め弁</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>5.8 内燃機関及びガスタービンの設計条件</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する内燃機関及びガスタービン（以下「内燃機関及びガスタービン」という。）は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。</p> <p>ガスタービンは、ガスの温度が著しく上昇した場合に燃料の流入を自動的に遮断する装置が作動したときに達するガス温度に対して構造上十分な熱的強度を有する設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの耐圧部の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力に対し安全となる設計とする。</p> <p>内燃機関を屋内に設置する場合は、酸素欠乏の発生のおそれのないように、給排気部を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの軸受は運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。</p> <p>ガスタービンの危険速度は、調速装置により調整可能な最小の回転速度から非常調速装置が作動したときに達する回転速度までの間に発生しないように設計する。</p> <p>内燃機関及びガスタービンは、その回転速度及び出力が負荷の変動により持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過速度その他の異常による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関及びガスタービンを安全に停止させる非常調速装置その他非常停止装置を設置する設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンで過圧が生じるおそれのあるものには、適切な過圧防止装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンには、設備の損傷を防止するために、回転速度、潤滑油圧力、潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関の附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設として、「実用発電用原子炉及び附属施設の技術基準に関する規則」の材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験等の規定を満たす設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、流入する燃料を自動的に調整する調速装置並びに軸受が異常な摩耗、変形及び過熱が生じないよう潤滑油装置を設ける設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、回転速度、潤滑油圧力、潤滑油温度等の</p>	<p>5.8 内燃機関及びガスタービンの設計条件</p> <p>5.8.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、回転速度が著しく上昇した場合、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。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の強度については、完成品として一般産業品規格で規定される温度試験を実施し、定格負荷状態において十分な強度を有することを確認した設備とする。</p>	<p>変更なし</p> <p>5.8.2 特定重大事故等対処施設</p> <div data-bbox="1567 663 2822 1829" style="border: 2px solid black; height: 555px; width: 423px;"></div>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p><b>5.9 電気設備の設計条件</b></p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する電気設備(以下「電気設備」という。)は、感電又は火災のおそれがないように接地し、充電部分に容易に接触できない設計とする。</p> <p>電気設備は、電路を絶縁し、電線等が接続部分において電気抵抗を増加させないように端子台等により接続するほか、期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備における電路に施設する電気機械器具は、期待される使用状態において発生する熱に耐えるものとし、高圧又は特別高圧の電気機械器具については、可燃性の物と隔離する設計とする。</p> <p>電気設備は、電流が安全かつ確実に大地に通じることができるよう、適切な箇所に接地を施す設計とする。</p> <p>電気設備のうち高圧又は特別高圧の電気機械器具、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さく、へい等を設ける設計とする。</p> <p>電気設備における高圧の電路と低圧の電路とを結合する変圧器には、適切な箇所に接地を施し、変圧器により特別高圧の電路に結合される高圧の電路には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、他の電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。</p> <p>電気設備における架空電線は、接触又は誘導作用による感電のおそれがなく、かつ、交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、他の電線等を損傷するおそれがなく、かつ、接触又は断線によって生じる混触による感電又は火災のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備のうちガス絶縁機器は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、使用する絶縁ガスは可燃性、腐食性及び有毒性のない設計とする。</p> <p>電気設備のうち圧縮ガスでケーブルに圧力を加える装置を使用する場合は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、使用する圧縮ガスは可燃性、腐食性及び有毒性のない設計とする。</p>	<p><b>5.9 電気設備の設計条件</b></p> <p><b>5.9.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</b></p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>る使用状態において断線のおそれがない設計とする。</p> <p>特定重大事故等対処施設に施設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、高圧の電気機械器具については、可燃性の物と隔離する設計とする。</p> <p>特定重大事故等対処施設に施設する電気設備は、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。</p> <p>特定重大事故等対処施設に施設する電気設備のうち高圧の電気機械器具、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さく、へい等を設ける設計とする。</p> <p>特定重大事故等対処施設に施設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た設計とする。</p> <p>特定重大事故等対処施設に施設する電気設備は、電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器等を施設する設計とする。</p> <p>特定重大事故等対処施設に施設する電気設備は、他の電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。</p> <p>特定重大事故等対処施設に施設する電気設備のうち発電機には、異常が生じた場合に自動的にこれを電路から遮断する装置を施設する設計とする。</p> <p>特定重大事故等対処施設に施設する電気設備のうち発電機及び変圧器は、短絡電流により生じる機械的衝撃に耐え、発電機の回転する部分については非常調速装置及びその他の非常停止装置が動作して達する速度に対し耐える設計とする。</p> <p>特定重大事故等対処施設に施設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。</p>
<p>6. その他</p> <p>6.1 立ち入りの防止</p> <p>発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないようにするため、壁、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設け、かつ、管理区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>保全区域と管理区域以外の場所との境界には、他の場所と区別するため、壁、柵、塀等の保全区域を明らかにするための設備を設ける設計、又は保全区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入るこ</p>	<p>6. その他</p> <p>6.1 立ち入りの防止</p> <div data-bbox="1567 1507 2819 1837" style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>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（但し、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は除く）。</p> <p><b>6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止</b></p> <p>発電用原子炉施設への人の不法な侵入等を防止するため、区域の設定、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る防護、巡視、監視、出入口での身分確認や持込み点検、施錠管理及び情報システムへの外部からのアクセス遮断措置を行うことにより、接近管理、出入管理及び不正アクセス行為の防止を行える設計とする。</p> <p>核物質防護上の措置が必要な区域については、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。</p> <p>また、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、持込み点検を行える設計とする。</p> <p>さらに、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を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。</p> <p>これらの対策については、核物質防護規定に定める。</p> <p><b>6.3 安全避難通路等</b></p> <p>発電用原子炉施設には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路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蓄電池を内蔵した非常灯（「一部 3 号機に設置」、「3,4 号機共用、3 号機に設置」、「1,2,3,4 号機共用、4 号機に設置」、「3 号機設備、3,4 号機共用、3 号機に設置」、「3 号機設備、1,2,3,4 号機共用、3 号機に設置」、「2 号機設備、1,2,3,4 号機共用、2 号機に設置」）及び誘導灯（「一部 3 号機に設置」、「3,4</p>	<div data-bbox="1549 275 2798 447" style="border: 2px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p><b>6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止</b></p> <p style="text-align: center;">変更なし</p> <p><b>6.3 安全避難通路等</b></p> <div data-bbox="1549 1551 2798 1837" style="border: 2px solid black; height: 130px; width: 100%;"></div>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>号機共用、3号機に設置」、「1,2,3,4号機共用、4号機に設置」、「3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置」、「3号機設備、1,2,3,4号機共用、3号機に設置」、「1号機設備、1,2,3,4号機共用、1号機に設置」、「2号機設備、1,2,3,4号機共用、2号機に設置」)を設置し、安全に避難できる設計とする。</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、作業用照明(「一部3号機に設置」、「3,4号機共用、3号機に設置」、「3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置」(以下同じ。))を設置する。</p> <p>作業用照明のうち、設計基準事故が発生した後、継続的作業又は長期間の滞在が考えられる箇所及びそれらへのアクセスルートに設置するものは、非常用母線に接続し、ディーゼル発電機から電力を供給できる設計又は常用母線に接続し、蓄電池を内蔵した電源から電力を供給できる設計とする。</p> <p>作業用照明は、外部電源喪失時及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの間においても点灯可能な設計とする。</p> <p>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し、作業が可能となる設計とする。万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合及び作業用電源の枯渇した場合などにおいて、仮設照明の準備に時間的猶予がある場合に活用できるよう可搬型照明(「3号機設備、3,4号機共用、3号機に保管」)を配備する。</p> <p>6.4 放射性物質による汚染の防止</p> <p>放射性物質により汚染されるおそれがある人が頻繁に出入りする管理区域内の床面、人が触れるおそれがある高さまでの壁面、手摺、梯子の表面は、平滑にし、放射性物質による汚染を除去し易い設計とする。</p> <p>人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する除染槽を施設し、放射性物質を除去できる設計とする。除染槽の廃水は、廃液処理系で処理する設計とする。</p>	<div data-bbox="1549 279 2801 1234" style="border: 2px solid black; height: 455px; width: 100%;"></div> <p>6.4 放射性物質による汚染の防止</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>
<p style="text-align: center;">—</p>	<p>7. 主要対象設備</p> <p>その他の主要な設備については、「表4 原子炉冷却系統施設(蒸気タービンを除く。)(共通項目)のその他の主要設備リスト」に示す。</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 1次冷却材</p> <p>1次冷却材は、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。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 1次冷却材</p> <p>変更なし</p>
<p>2. 1次冷却材の循環設備</p> <p>2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。</p> <p>設計における衝撃荷重として、1次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1次冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破裂に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む）を考慮した設計とする。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。</p> <p>(1) 原子炉容器及びその附属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）</p> <p>(2) 1次冷却系を構成する機器及び配管（1次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、1次冷却系統配管及び弁等）</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に述べる事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力及び温度変化は、1次冷却設備、工学的安全施設、余熱除去設備、主蒸気・主給水設備、蒸気タービン及び蒸気タービンの附属設備、計測制御系統施設の作動により、許容される範囲内に制御できる設計とし、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においては、最高使用圧力の1.1倍以下となるように設計する。</p>	<p>2. 1次冷却材の循環設備</p> <p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>1次冷却材に触れる原子炉容器、蒸気発生器、加圧器、1次冷却材ポンプ、配管、弁等は、耐食性を考慮して、ステンレス鋼又はこれと同等以上の耐食性を有する材料を使用し、蒸気発生器の伝熱管には耐食性と機械的性質の点から特にニッケル・クロム・鉄合金を使用する。</p> <p>また、材料選定に加え、保安規定に基づき、水質管理を行うとともに、1次冷却材温度及び圧力の制限範囲を定めて管理することにより、材料の健全性を維持する。</p> <p><b>2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</b></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって1次冷却材が流出することを制限するため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離装置として隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の対象は、以下のとおりとする。</p> <p>(1) 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、原子炉側からみた第1弁及び第2弁を対象とする。</p> <p>(2) 通常時又は設計基準事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみた第1弁及び第2弁を対象とする。</p> <p>(3) 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、(2)以外のものは、原子炉側からみた第1弁を対象とする。</p> <p>(4) 通常時閉及び1次冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(1)に準ずる。</p> <p>(5) 上記において隔離弁とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。</p> <p>なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(3)に該当することから、原子炉側からみた第1弁を対象とする。</p> <p><b>2.3 1次冷却設備</b></p> <p><b>2.3.1 1次冷却設備の機能</b></p> <p>1次冷却材の循環設備である1次冷却設備は、4つの閉回路からなり、それぞれの回路には1次冷却材ポンプを有し、1次冷却材は発電用原子炉で加熱された</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>後、蒸気発生器に入り、ここで2次冷却材と熱交換を行い再び発電用原子炉に還流する。</p> <p>4回路のうちの1回路には1次冷却材圧力を制御するための加圧器を設ける。</p> <p>1次冷却設備は工学的安全施設、余熱除去設備、主蒸気・主給水設備、蒸気タービン及び蒸気タービンの附属設備、計測制御系統施設の関連設備とあいまって、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、炉心からの発生熱を除去できる設計とする。</p> <p>なお、1次冷却材ポンプは電源喪失の際にも、1次冷却材流量の急速な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止できる設計とする。</p> <p>加圧器には、加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及び加圧器ヒータを設け、通常運転時の1次冷却材圧力を設定値に保ち、正常な負荷変化に伴うその圧力変化を許容範囲内に制限できる設計とする。</p> <p><b>2.3.2 加圧器安全弁及び逃がし弁の容量</b></p> <p>加圧器安全弁は、ばね式でベローズ平衡形安全弁を使用し、加圧器逃がしタンクからの背圧変動が安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。加圧器安全弁の吹出し圧力は、1次冷却設備の最高使用圧力に設定し、容量はプラント負荷喪失時のサージ流量以上の値とすることにより、1次冷却系の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑える設計とする。なお、加圧器安全弁の容量の算定において、安全弁以外の過圧防止効果を有する装置である、加圧器逃がし弁の容量は考慮しない。</p> <p>加圧器逃がし弁は、負荷減少時に1次冷却系の圧力を最高運転圧力以下に制限する設計とする。</p> <p>加圧器安全弁及び逃がし弁の吹出しラインは、加圧器逃がしタンクに接続する設計とする。</p> <p><b>2.3.3 1次冷却系統の減圧に係る設備</b></p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するための設備として重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧）を設ける。</p> <p>加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧として、1次冷却設備の加圧器逃</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>がし弁を使用する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、蒸気発生器伝熱管破損発生時又はインターフェイスシステム LOCA 発生時に 1 次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための設備として重大事故等対処設備（1 次冷却系統の減圧）を設ける。</p> <p>1 次冷却系統の減圧として、1 次冷却設備の蒸気発生器及び加圧器逃がし弁を使用する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却するための設備又は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、1 次冷却系統の減圧のための設備及び 1 次冷却系統の減圧と併せて原子炉を冷却するための設備として重大事故等対処設備（1 次系のフィードアンドブリード）を設ける。</p> <p>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、復水ピット又は主蒸気逃がし弁の故障等により 2 次冷却系からの除熱を用いた 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の 1 次系のフィードアンドブリードとして、加圧器逃がし弁は、開操作することにより 1 次冷却系統を減圧できる設計とする。</p> <p>(2) 環境条件等</p> <p>減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、想定される重大事故等が発生した場合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窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>2.3.4 流路に係る設備</p> <p>1 次冷却設備の蒸気発生器、1 次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む。）及び加圧器は、重大事故等時の 1 次系のフィードアンドブリード時、充てんポンプ、高圧注入ポンプ若しくは余熱除去ポンプによる炉心注入時、B 格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ、B 充てんポンプ若しくは可搬型ディーゼル注入ポンプ（3 号機設備、3,4 号機共用（以下同じ。））による代替炉心注入時、余熱除去ポンプによる低圧再循環時、高圧注入ポンプによる高圧再循環時又は B 格納容器スプレイポンプ若しくは B 高圧注入ポンプによる代替再</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>循環運転時において、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>炉心支持構造物にあっては、重大事故に至るおそれのある事故時において、1次冷却材の流路として炉心形状維持が十分確保できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>3. 主蒸気・主給水設備</p> <p>3.1 主蒸気安全弁及び逃がし弁の容量</p> <p>主蒸気安全弁の容量は、定格主蒸気流量の 1.05 倍を大気に放出することにより、負荷喪失時の蒸気発生器圧力を蒸気発生器 2 次側の最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持することができる容量とし、主蒸気系統を過度の圧力上昇から保護する設計とする。</p> <p>主蒸気安全弁はばね式で、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、主蒸気の流量を制御しながら大気に放出することにより、プラントを高温停止状態に維持し、さらに所定の速度で低温停止することができる設計とする。</p> <p>主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁の作動後における漏えい量は、全体で 5m<sup>3</sup>/d 以下（蒸気発生器 1 基当たり設定圧力相当飽和蒸気において）とする。</p> <p>3.2 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）</p> <p>3.2.1 主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁による蒸気発生器 2 次側による炉心冷却</p> <p>原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護ロジック盤若しくは原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の原子炉出力抑制（自動）又は多様化自動作動設備から自動信号が発信した際に、発電用原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動作動しなかった場合の原子炉出力抑制（手動）として、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器水位の低下を抑制し、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁が作動することにより、1次冷却系統の過圧を防止することで、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できる設計とする。</p>	<p>3. 主蒸気・主給水設備</p> <p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>3.2.2 主蒸気逃がし弁による蒸気発生器 2 次側による炉心冷却</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、2 次冷却系からの除熱を用いた 1 次冷却系統の減圧のための設備、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、1 次冷却材喪失事象が発生していない場合若しくは運転停止中の場合に原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備又は最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出））を設ける。</p> <p>1 次冷却系統の減圧として、主蒸気・主給水設備の主蒸気逃がし弁を使用する。</p> <p>加圧器逃がし弁の故障により 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ若しくは原子炉補機冷却水冷却器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、全交流動力電源が喪失した場合、運転中若しくは運転停止中において、余熱除去ポンプ若しくは余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は全交流動力電源若しくは原子炉補機冷却機能が喪失した場合の蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）として、主蒸気逃がし弁を開操作することで 2 次冷却系からの除熱により 1 次冷却系統を減圧できるとともに、原子炉を冷却し、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。</p> <p>また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による弁の操作ができる設計とする。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散</p> <p>蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）に使用する主蒸気逃がし弁は、最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用する海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水冷却器に対して、多様性を持つ設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設けて人力操作とすることにより、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機（「重大事故等時のみ 3,4 号機共用」、「3 号機設備、重大事故等時のみ 3,4 号機共用」（以下同じ。））に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>機冷却水冷却器及びディーゼル発電機と異なる区画に設置する。これにより、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機及び屋外の海水ポンプを含めて、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(3) 独立性 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）は、系統の独立並びに「(2) 多様性、位置的分散」で示した多様性及び位置的分散によって、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器及びディーゼル発電機を使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。</p> <p>(4) 環境条件等 減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉周辺建屋内に設置し、制御用空気が喪失した場合の人力操作も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、インターフェイスシステム LOCA 時の環境影響を受けない原子炉周辺建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。</p> <p>3.3 主蒸気逃がし弁の機能回復 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却するための設備又は原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で可搬型コンプレッサ若しくは窒素ポンベ等と同等以上の効果を有する措置として重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）を設ける。</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源系統が喪失した場合を想定した主蒸気逃がし弁の機能回復として、主蒸気逃がし弁は、機能回復のため現場において人力で操作し、2 次冷却系からの除熱によって、1 次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、人力操作により、現場における可搬型コンプレッサ又は窒素ポンプ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有することで、1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有する設計とする。</p> <p>3.4 原子炉自動トリップ失敗時の主蒸気隔離弁の動作</p> <p>原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護ロジック盤若しくは原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の原子炉出力抑制（自動）又は多様化自動作動設備から自動信号が発信した場合において、発電用原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動作動しなかった場合の原子炉出力抑制（手動）として、主蒸気隔離弁は、多様化自動作動設備の作動信号による閉止若しくは中央制御室での操作による手動での閉止により、原子炉出力を抑制する設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>4. 余熱除去設備</p> <p>4.1 余熱除去設備の機能</p> <p>発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉容器内において発生した崩壊熱及びその他の残留熱を除去することができる設備として余熱除去設備を設ける設計とする。</p> <p>余熱除去設備は、保安規定に定める原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限値（55℃/h）を超えない速さで、炉心の崩壊熱及びその他の残留熱を除去できる設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、1次系のフィードアンドブリード後に原子炉を低温停止状態とできる設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、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設計方針を適用する。但し、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設計方針のうち多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。</p>	<p>4. 余熱除去設備</p> <p>変更なし</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>4.2 インターフェイスシステム LOCA 時の余熱除去系統の隔離</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、インターフェイスシステム LOCA 発生時に 1 次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための設備として重大事故等対処設備（1 次冷却材の漏えい量抑制）を設ける。</p> <p>1 次冷却材の漏えい量抑制として、インターフェイスシステム LOCA 時において 1 次冷却材の漏えい量を抑制するため、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁（個数 2）は、専用の工具を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>5.1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能</p> <p>非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備で、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系から構成し、1 次冷却材を喪失した場合においても、直ちに蓄圧タンク及び燃料取替用水ピットのほう酸水を原子炉容器内に注入して炉心の冷却を行い、燃料被覆材の温度が燃料材の熔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、燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生じない設計とする。また、燃料取替用水ピットの貯留水がなくなる前に、格納容器再循環サンプにたまったほう酸水を再循環して原子炉容器内に注入することができる設計とする。これらの系統は、それぞれ 2 回路相当の系統構成とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備は、設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の格納容器再循環サンプを水源とする設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備のポンプは、原子炉容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20・02・12 原院第 5 号（平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、予想される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピットを水源とする設計基準事故対処設備のポンプは、燃料取替用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。</p>	<p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の燃料取替用水ピット、復水ピット又は中間受槽（3号機設備、3,4号機共用（以下同じ。））を水源とする重大事故等対処設備のポンプは、燃料取替用水ピット、復水ピット又は中間受槽の圧力及び温度により想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備のポンプ及び事故時に動作する弁は、機能を確認するため、発電用原子炉の運転中においてもテストラインを構成することにより、試験ができる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、蒸気発生器伝熱管破損発生時又はインターフェイスシステム LOCA 発生時の 1 次冷却系統の減圧として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットを使用する。</p> <p><b>5.2 1 次系のフィードアンドブリード</b></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却するための設備又は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、1 次冷却系統の減圧のための設備及び 1 次冷却系統の減圧と併せて原子炉を冷却するための設備として重大事故等対処設備（1 次系のフィードアンドブリード）を設ける。</p> <p>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、復水ピット又は主蒸気逃がし弁の故障等により、2 次冷却系からの除熱機能又は除熱を用いた 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の 1 次系のフィードアンドブリードとして、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプは、原子炉へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することで 1 次冷却系統をフィードアンドブリードできる設計とする。</p> <p>また、蓄圧タンクは、フィードアンドブリード中に 1 次冷却材との圧力差によりほう酸水を原子炉へ注入でき、蓄圧タンク出口弁は注水後の 1 次冷却系統への窒素ガス混入防止のため、閉止できる設計とする。</p> <p>蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁は、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設計方針を適用</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>する。但し、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設計方針のうち多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。</p> <p><b>5.3 炉心注入</b></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、運転中若しくは運転停止中に原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備又は原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、発電用原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止することで原子炉格納容器の破損を防止する設備として重大事故等対処設備(炉心注入)を設ける。</p> <p><b>5.3.1 余熱除去ポンプによる炉心注入</b></p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び燃料取替用水ピットによる原子炉冷却機能が喪失していない場合又は熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する時において、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の余熱除去ポンプによる炉心注入として、燃料取替用水ピットを水源とした余熱除去ポンプは、低圧注入系統により炉心へ注水できる設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプによる炉心注入に使用する余熱除去ポンプ及び燃料取替用水ピットは、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設計方針を適用する。但し、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設計方針のうち多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。</p> <p><b>5.3.2 高圧注入ポンプによる炉心注入</b></p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において、格納容器再循環サンプルスクリーン閉塞の徴候が見られた場合若しくは格納容器再循環サンプル外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合、運転停止中において、余熱除去ポンプ若しくは余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>延・防止する時において、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の高圧注入ポンプによる炉心注入として、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。</p> <p>5.3.3 充てんポンプによる炉心注入</p> <p>運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合若しくは格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合、運転停止中において、余熱除去ポンプ若しくは余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する時において、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の充てんポンプによる炉心注入として、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注水できる設計とする。</p> <p>5.4 代替炉心注入</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、運転中若しくは運転停止中に原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備又は原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、発電用原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止することで原子炉格納容器の破損を防止する設備として重大事故等対処設備（代替炉心注入）を設ける。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、運転中若しくは運転停止中に原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として可搬型重大事故防止設備（代替炉心注入）である可搬型ディーゼル注入ポンプを設ける。また、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、常設重大事故防止設備（代替炉心注入）である常設電動注入ポンプ及びB充てんポンプを設ける。</p> <p>5.4.1 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入</p> <p>(1) 系統構成</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>運転中の 1 次冷却材喪失事象時、運転停止中又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する時において、全交流動力電源若しくは原子炉補機冷却機能が喪失した場合の B 充てんポンプによる代替炉心注入として、燃料取替用水ピットを水源とする B 充てんポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。</p> <p>B 充てんポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散</p> <p>代替炉心注入時において B 充てんポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電することにより、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p> <p>代替炉心注入時において B 充てんポンプは、安全注入ラインを介さず、化学体積制御系統の充てんラインを用いて炉心に注入できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して多重性を持つ設計とする。</p> <p>また、B 充てんポンプの自己冷却は、B 充てんポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインにより B 充てんポンプを冷却でき、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して異なる冷却手段を用いることで多様性を持つ設計とする。</p> <p>B 充てんポンプ及び燃料取替用水ピットは、原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(3) 独立性</p> <p>B 充てんポンプを使用する代替炉心注入配管は、B 充てんポンプから 1 次冷却設備までの系統について、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。</p> <p>B 充てんポンプを使用した代替炉心注入は、系統の独立並びに「(2) 多様性、位置的分散」で示した多様性及び位置的分散によって、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備と</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>しての独立性を持つ設計とする。</p> <p>5.4.2 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合若しくは格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合又は全交流動力電源若しくは原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において、余熱除去ポンプ若しくは余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は全交流動力電源若しくは原子炉補機冷却機能が喪失した場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する時の常設電動注入ポンプによる代替炉心注入として、燃料取替用水ピット又は復水ピットを水源とした常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインにより炉心へ注水できる設計とする。</p> <p>常設電動注入ポンプは、非常用電源設備であるディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散</p> <p>常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入は、大容量空冷式発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注入並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水ピット及び復水ピットを水源とすることで、燃料取替用水ピットを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入、格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した再循環並びに B 格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>常設電動注入ポンプ、燃料取替用水ピット及び復水ピットは、原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ外隔離弁及び</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>余熱除去冷却器と異なる区画に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ外隔離弁、余熱除去冷却器及び原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーンと位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(3) 独立性</p> <p>常設電動注入ポンプを使用する代替炉心注入配管は、燃料取替用水ピットを水源とする場合は燃料取替用水ピット出口配管の分岐点から安全注入配管との合流点まで、復水ピットを水源とする場合は復水ピットから安全注入配管との合流点までの系統について、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。</p> <p>常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入は、系統の独立並びに「(2) 多様性、位置的分散」で示した多様性及び位置的分散によって、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。</p> <p>5.4.3 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入</p> <p>運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合若しくは格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合、運転停止中において、余熱除去ポンプ若しくは余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する時において、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の B 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入として、燃料取替用水ピットを水源とした B 格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインにより炉心へ注水できる設計とする。</p> <p>5.4.4 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合若しくは格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合又は全交流動力電源若しくは原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において、余熱除去ポンプ若しくは余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は全交流動力電源若しくは原子炉補機冷却機能が喪失した場合の可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入として、中間受槽を水源とした可搬型ディーゼル注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインにより炉心へ注水できる設計とする。可搬型ディーゼル注入ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散</p> <p>可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入は、可搬型ディーゼル注入ポンプを空冷式のディーゼル駆動とすることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注入、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能並びに B 格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプによる代替炉心注入において使用する電動ポンプに対して、多様性を持った駆動源により駆動でき、ディーゼル発電機及び大容量空冷式発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。また、海水又は代替淡水源から補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水ピットを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水ピットを水源とする B 格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入、燃料取替用水ピット及び復水ピットを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入、格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した再循環並びに B 格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、屋外に分散して保管することで、3号機の原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去冷却器、B 格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク建屋内の燃料取替用水タンク、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン、原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁、ディーゼル発電機及び復水タンク並びに 4号機の原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット、格納容器再循環サンプ外隔離弁、余熱除去冷却器、ディーゼル発電機、B 格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ及び</p>	<p>変更なし</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>復水ピット、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーンと位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(3)独立性  可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する代替炉心注入配管は、中間受槽から安全注入配管との合流点までの系統について、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。</p> <p>可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入は、系統の独立並びに「(2) 多様性、位置的分散」で示した多様性及び位置的分散によって、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。</p> <p>5.5 再循環運転  原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、運転中若しくは運転停止中に原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備又は重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するための設備として重大事故等対処設備（再循環）を設ける。</p> <p>5.5.1 余熱除去ポンプによる低圧再循環  (1) 系統構成  運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による原子炉冷却機能が喪失していない場合の余熱除去ポンプによる低圧再循環として、格納容器再循環サンプを水源とした余熱除去ポンプは、余熱除去冷却器を介して再循環ができる設計とする。</p> <p>格納容器再循環サンプスクリーンは、余熱除去ポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。</p> <p>余熱除去ポンプによる低圧再循環に使用する余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、設計基準</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>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設計方針を適用する。但し、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設計方針のうち多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。</p> <p>(2) 多重性 余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した低圧再循環は、系統として多重性を持つ設計とする。</p> <p>5.5.2 高圧注入ポンプによる高圧再循環</p> <p>(1) 系統構成 運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは余熱除去冷却器の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプ若しくは余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は高圧注入ポンプによる原子炉冷却機能が喪失していない場合の高圧注入ポンプによる高圧再循環として、格納容器再循環サンプを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉を冷却できる設計とする。 格納容器再循環サンプスクリーンは、高圧注入ポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。</p> <p>(2) 多重性 高圧注入ポンプを使用した高圧再循環は、系統として多重性を持つ設計とする。 高圧注入ポンプを使用した高圧再循環は、安全注入系統により再循環できることで、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による再循環に対して多重性を持つ設計とする。</p> <p>5.6 代替再循環運転 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、運転中若しくは運転停止中に原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>格納容器の破損を防止するための設備又は重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するための設備として重大事故防止設備（代替再循環）を設ける。</p> <p>5.6.1 格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは余熱除去冷却器の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合又は運転停止中において、余熱除去ポンプ若しくは余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の B 格納容器スプレイポンプによる代替再循環として、格納容器再循環サンプを水源とした B 格納容器スプレイポンプは、B 格納容器スプレイ冷却器を介して代替再循環できる設計とする。</p> <p>格納容器再循環サンプスクリーンは、格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。</p> <p>(2) 多重性</p> <p>B 格納容器スプレイポンプ及び B 格納容器スプレイ冷却器を使用した代替再循環は、格納容器スプレイ設備の B 格納容器スプレイポンプ及び B 格納容器スプレイ冷却器により再循環できることで、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による再循環に対して多重性を持つ設計とする。</p> <p>5.6.2 高圧注入ポンプによる代替再循環運転</p> <p>運転中の 1 次冷却材喪失事象時又は運転停止中において、全交流動力電源若しくは原子炉補機冷却機能が喪失した場合の B 高圧注入ポンプによる代替再循環として、B 高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環ができ、原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、高圧注入ポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>B 高圧注入ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。</p> <p>5.7 格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合、原子炉格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための設備として重大事故等対処設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。</p> <p>5.7.1 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピットを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。</p> <p>5.7.2 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>代替格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピット又は復水ピットを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。常設電動注入ポンプは、非常用電源設備であるディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤を経由して給電できる設計とする。</p> <p>5.8 水源</p> <p>重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するための設備として重大事故等対処設備（代替水源から中間受槽への供給、中間受槽を水源とする復水ピットへの供給、復水ピットから燃料取替用水ピットへの供給、1次系のフィードアンドブリード、復水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）を設ける。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>5.8.1 中間受槽への供給</p> <p>重大事故等時において中間受槽は、炉心注入の水源となる燃料取替用水ピットの枯渇又は破損等に対する代替炉心注入の水源として使用する。</p> <p>代替水源から中間受槽への供給として、八田浦貯水池又は海を水源とした取水用水中ポンプ（3号機設備、3,4号機共用（以下同じ。））は、可搬型ホース（3号機設備、3,4号機共用（以下同じ。））を介して中間受槽へ水を供給できる設計とする。</p> <p>取水用水中ポンプは、水中ポンプ用発電機（3号機設備、3,4号機共用（以下同じ。））から給電できる設計とする。</p> <p>5.8.2 中間受槽から復水ピットへの供給</p> <p>重大事故等により、復水ピットの枯渇が想定される場合の中間受槽を水源とする復水ピットへの供給として、中間受槽を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ（3号機設備、3,4号機共用（以下同じ。））は、可搬型ホースを介して復水ピットへ水を供給できる設計とする。復水タンク（ピット）補給用水中ポンプは、水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。</p> <p>5.8.3 復水ピットから燃料取替用水ピットへの供給</p> <p>重大事故等により、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水ピットの枯渇が想定される場合の復水ピットから燃料取替用水ピットへの供給として、復水ピットは、復水ピットから燃料取替用水ピットへの移送ラインにより、燃料取替用水ピットへ水頭圧にて水を供給できる設計とする。</p> <p>5.8.4 1次系のフィードアンドブリードの水源</p> <p>重大事故等により、蒸気発生器2次側への注水手段の水源となる復水ピットが枯渇又は破損した場合の代替手段である、1次系のフィードアンドブリードの水源として、代替水源である燃料取替用水ピットを使用する。</p> <p>5.8.5 常設電動注入ポンプの水源</p> <p>重大事故等により、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水ピットが枯渇又は破損した場合の代替手段である常設電動注入ポンプによる</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>代替炉心注入及び代替格納容器スプレイの水源として、代替水源である復水ピットを使用する。</p> <p><b>5.8.6 可搬型ディーゼル注入ポンプの水源</b>            重大事故等により、炉心注入の水源となる燃料取替用水ピットが枯渇又は破損した場合の可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入の水源として、代替水源である中間受槽を使用する。</p> <p><b>5.8.7 代替水源</b>            重大事故等時の代替淡水源としては、燃料取替用水ピットに対しては復水ピット、八田浦貯水池、2次系純水タンク及び原水タンクを確保し、復水ピットに対しては燃料取替用水ピット、八田浦貯水池、2次系純水タンク及び原水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。            代替水源からの移送ルートを確認し、中間受槽、可搬型ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。</p> <p><b>5.9 流路に係る設備</b></p> <p><b>5.9.1 余熱除去冷却器</b>            非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系を構成する余熱除去冷却器は、重大事故等時の余熱除去ポンプによる炉心注入時に、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p><b>5.9.2 再生熱交換器</b>            化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、重大事故等時の充てんポンプによる炉心注入時又は B 充てんポンプによる代替炉心注入時に、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p><b>5.9.3 格納容器スプレイ冷却器</b>            格納容器スプレイ設備を構成する B 格納容器スプレイ冷却器は、重大事故等時の B 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入時に、設計基準事故対処設</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、重大事故等時の格納容器スプレイ時に、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p>	<p>変更なし</p>
<p>6. 化学体積制御設備</p> <p>6.1 化学体積制御設備の機能</p> <p>化学体積制御設備は、通常運転時又は原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁、1次冷却材ポンプのシール部及び原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材喪失事故に至らない1次冷却材の小規模漏えい時に発生した1次冷却材の減少分を自動的に補給し、1次冷却設備中の1次冷却材保有量を適正に調整するとともに、1次冷却材中の核分裂生成物及び腐食生成物の不純物を除去し、1次冷却材の水質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維持することができる設計とする。</p> <p>また、1次冷却設備の腐食防止のために、1次冷却材中に腐食抑制剤を添加できる設計とするとともに、反応度制御のための1次冷却材中のほう素濃度調整及び1次冷却材ポンプへの軸封水の供給が可能な設計とする。</p> <p>6.2 1次冷却材処理設備</p> <p>放射性物質を含む1次冷却材を通常運転時において1次冷却系統外に排出する場合のうち、1次冷却材低温側配管から抽出し化学体積制御設備を介して排出する場合は、降温した後に体積制御タンク入口ラインより液体廃棄物処理設備へ導く設計とし、1次冷却材ポンプ No.2 及び No.3 シールリークオフ等の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の運転に伴い排出する場合は、放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して液体廃棄物処理設備へ導く設計とする。</p>	<p>6. 化学体積制御設備</p> <p>変更なし</p>
<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却設備の機能</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である原子炉補機冷却設備は、原子炉容器内において発生した崩壊熱及びその他の残留熱並びに重要安全施設において原子炉補機から発生した熱を除去することができるよう設計するとともに</p>	<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>に、津波、溢水又は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人為的な事象に対して安全性を損なわない設計とする。</p> <p>また、発電用原子炉停止時に、余熱除去設備により除去された原子炉容器内において発生した崩壊熱及びその他の残留熱並びに重要安全施設において原子炉補機から発生した熱を、大容量空冷式発電機から電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場へ輸送が可能な設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却設備は、原子炉補機冷却水設備と原子炉補機冷却海水設備で構成する。</p> <p>原子炉補機冷却水設備は、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余熱除去冷却器、格納容器スプレイ冷却器、使用済燃料ピット冷却器等の冷却を行うため、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器等を設置し、原子炉補機から発生した熱を原子炉補機冷却海水設備に伝達する設計とする。また、原子炉補機冷却水冷却器は、原子炉補機の冷却を行うために十分な伝熱容量を持たせた設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水設備には、系統の冷却水の体積変化、原子炉補機冷却水ポンプの発停に伴うサージの吸収及び原子炉補機冷却水ポンプの必要有効吸込ヘッドを確保する目的で、原子炉補機冷却水サージタンクをポンプの入口側に設置する。</p> <p>原子炉補機冷却海水設備は、海水ポンプを設置し、プラントの通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉補機冷却水冷却器、空調用冷凍機、ディーゼル発電機へ冷却海水を供給できる設計とする。</p> <p>全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ（3号機設備、3,4号機共用（以下同じ。））にてサンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器（3号機設備、3,4号機共用、3号機に設置、伝熱面積 <input type="text" value=""/> m<sup>2</sup> 以上（以下同じ。））に供給できる設計とする。</p> <p>可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプは、非常用電源設備であるディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。</p> <p>7.2 格納容器内自然対流冷却 (1) 系統構成</p>	<p>変更なし</p>



変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため若しくは炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため又は原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として重大事故等対処設備（A,B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）を設ける。</p> <p>1 次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット若しくは格納容器スプレイ冷却器の故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合又は 1 次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ若しくは燃料取替用水ピットの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の A,B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却として、A,B 海水ポンプを用いて A 原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、A,B 原子炉補機冷却水ポンプにより A,B 格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。</p> <p>(2) 多様性、位置的分散</p> <p>A,B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、原理の異なる冷却、減圧手段を用いることで、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット又は格納容器スプレイ冷却器を使用した格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環に対して多様性を持つ設計とする。</p> <p>A,B 格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内に設置し、A,B 原子炉補機冷却水ポンプ、A 原子炉補機冷却水冷却器及び原子炉補機冷却水サージタンクは、原子炉周辺建屋内の格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び格納容器スプレイ冷却器と異なる区画に設置し、窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、原子炉周辺建屋内の格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器と異なる区画に保管し、A,B 海水ポンプは屋外に設置することで、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(3) 独立性</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>A,B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却水系統は、格納容器スプレイポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。</p> <p>A,B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、系統の独立並びに「(2) 多様性、位置的分散」で示した多様性及び位置的分散によって、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び格納容器スプレイ冷却器を使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。</p> <p>7.3 移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として重大事故等対処設備（移動式大容量ポンプ車を用いた A,B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）、原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため若しくは炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため又は原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として重大事故等対処設備（移動式大容量ポンプ車を用いた A,B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）を設ける。</p> <p>7.3.1 移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>海水ポンプ若しくは原子炉補機冷却水ポンプ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又は全交流動力電源が喪失した場合における 1 次冷却材喪失事象時、全交流動力電源若しくは原子炉補機冷却機能が喪失した場合又はそれにより炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した移動式大容量ポンプ車を用いた A,B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車（3 号機設備、3,4 号機共用（以下同じ。））は、A,B 海水ストレートナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続し、原子炉補機冷却水系統を介して、A,B 格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>(2) 多様性、位置的分散</p> <p>移動式大容量ポンプ車を用いた A,B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、移動式大容量ポンプ車の駆動源を空冷式のディーゼル駆動とすることで、電動の原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプに対して、多様性を持つ設計とする。また、原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプの電源であるディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車は、3号機及び4号機の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(3) 独立性</p> <p>移動式大容量ポンプ車を用いた A,B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却水系統は、格納容器スプレイポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。</p> <p>移動式大容量ポンプ車を用いた A,B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、系統の独立並びに「(2) 多様性、位置的分散」で示した多様性及び位置的分散によって、原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及びディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。</p> <p>7.3.2 移動式大容量ポンプ車による代替補機冷却</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>海水ポンプ若しくは原子炉補機冷却水ポンプ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を想定した代替補機冷却又は全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、B 高圧注入ポンプの代替補機冷却又は 24 時間経過した後のサンプリングガスの冷却として、海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、A,B 海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、B 高圧注入ポンプ又は格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器の補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>(2) 多様性</p> <p>移動式大容量ポンプ車を使用する B 高圧注入ポンプの代替補機冷却は、移動式大容量ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、電動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。また、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの電源であるディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。</p> <p>7.4 流路に係る設備</p> <p>7.4.1 原子炉補機冷却水冷却器</p> <p>原子炉補機冷却水設備を構成する A 原子炉補機冷却水冷却器は、重大事故等時の移動式大容量ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水の直接供給時に、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>7.4.2 海水ストレーナ</p> <p>原子炉補機冷却海水設備を構成する A,B 海水ストレーナは、重大事故等時の海水ポンプによる原子炉補機冷却水冷却器への海水供給時又は移動式大容量ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水の直接供給時に、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備として設計する。</p>	<p>変更なし</p>
<p>8. 原子炉格納容器内の 1 次冷却材漏えいを監視する装置</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリからの 1 次冷却材の漏えいの検出用として、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、放射線管理施設の格納容器ガスモニタ、格納容器じんあいモニタ、原子炉冷却系統施設の格納容器サンプル水位計、格納容器サンプル水位上昇率測定装置、炉内計装用シングル配管室漏えい検出装置及び凝縮液量測定装置を設ける設計とする。そのうち、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいに対して、蒸気分については格納容器再循環ユニット及び制御棒駆動装置冷却ユニットにより冷却され凝縮した凝縮液を、凝縮液量測定装置及び格納容器サンプル水位上昇率測定装置により、液体分については格納容器サンプル水位上昇率測定装置又は炉内計装用シングル配管室漏えい検出装置により、1 時間以内に 0.23m<sup>3</sup>/h の漏えい量を検出する能力を有した設計とするとともに自動的に警報を発信する設計とする。</p>	<p>8. 原子炉格納容器内の 1 次冷却材漏えいを監視する装置</p> <p>変更なし</p>

変更前 <sup>(注)</sup>	変更後
<p>また、1次冷却材の2次冷却系統への漏えいに対しては、放射線管理施設の蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ及び高感度型主蒸気管モニタを設ける。</p>	<p>変更なし</p>
<p>9. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>1次冷却系統や化学体積制御系統及び余熱除去系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、1次冷却材又は2次冷却材の循環、沸騰その他の1次冷却材又は2次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の1次冷却材又は2次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p> <p>流体振動による損傷防止は、設計時に以下の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部における流体振動評価は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1) PVB-3600による。</li> <li>・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 S012)による。</li> </ul> <p>温度差のある流体の混合等で生ずる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は、設計時に日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S017)の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。</p>	<p>9. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>変更なし</p>
<p>10. 主要対象設備</p> <p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>10. 主要対象設備</p> <p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト」に示す。</p> <p>「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」及び「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」に記載されないその他の主要な設備については、「表3 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）のその他の主要設備リスト」に示す。</p>

(注) 項目の符番について変更箇所の符番に応じた記載の適正化を行う。



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(2/6)  
 (第1回申請対象設備)

設備区分	機器区分	変更前						変更後							
		名称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1)				名称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1)(注3)			
			重大事故等対処設備 (注2) (特定重大事故等対処施設除く)		特定重大事故等 対処施設		重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設除く)			特定重大事故等 対処施設					
			耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	(注2) 設備分類	(注2) 重大事故等 機器クラス		耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
	主配管														
	主配管														

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(3/6)  
 (第1回申請対象設備)

設備区分	機器区分	変更前						変更後							
		名称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1)				名称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1)(注3)			
			重大事故等対処設備 (注2) (特定重大事故等対処施設除く)		特定重大事故等 対処施設		重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設除く)			特定重大事故等 対処施設					
			耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	(注2) 設備分類	(注2) 重大事故等 機器クラス		耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
	容器														
	安全弁及び 逃がし弁														
	主配管														



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(4/6)  
 (第1回申請対象設備)

設備区分	機器区分	変更前						変更後							
		名称	(注1) 設計基準対象施設		(注1) 重大事故等対処設備				名称	(注1) 設計基準対象施設		(注1)(注3) 重大事故等対処設備			
					(注2) 重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設除く)		(注2) 特定重大事故等 対処施設					(注2)(注3) 重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設除く)		(注2)(注3) 特定重大事故等 対処施設	
			耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	(注2) 設備分類	(注2) 重大事故等 機器クラス		耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
	主配管														

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(5/6)  
 (第1回申請対象設備)

設備区分	機器区分	変更前						変更後							
		名称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1)				名称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1)(注3)			
					重大事故等対処設備 (注2) (特定重大事故等対処施設除く)		特定重大事故等 対処施設 (注2)					重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設除く)		特定重大事故等 対処施設	
			耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	(注2) 設備分類	(注2) 重大事故等 機器クラス		耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
	主配管														

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(6/6)  
 (第1回申請対象設備)

設備区分	機器区分	変更前						変更後							
		名称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1)				名称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1)(注3)			
			耐震重要度 分類	機器 クラス	(注2) 重大事故等 対処設備 (特定重大事故等 対処施設除く)		(注2) 特定重大事故等 対処施設			耐震重要度 分類	機器 クラス	(注2) 重大事故等 対処設備 (特定重大事故等 対処施設除く)		(注2) 特定重大事故等 対処施設	
設備分類	重大事故等 機器クラス	(注2) 設備分類			(注2) 重大事故等 機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス						
	主配管														

--

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(津波防護機能を有する設備(以下「津波防護施設」という。)、浸水防止機能を有する設備(以下「浸水防止設備」という。))及び敷地における津波監視機能を有する施設(以下「津波監視設備」という。)を除く)
		S*	Sクラスの施設のうち、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Sd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、使用済燃料ピットの冷却、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地震時の溢水の伝ば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、屋外重要土木構造物であるため、基準地震動による地震力に対して安全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 <sup>(注1)</sup>	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(特定重大事故等対処施設含む)	設備分類	常設/防止	技術基準規則第四十九条第一号に規定する「常設重大事故防止設備」
		常設耐震/防止	技術基準規則第四十九条第一号に規定する「常設耐震重要重大事故防止設備」
		常設/緩和	技術基準規則第四十九条第三号に規定する「常設重大事故緩和設備」
		常設/その他	常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備以外の常設重大事故等対処設備
		可搬/防止	重大事故防止設備のうち可搬型のもの
		可搬/緩和	重大事故緩和設備のうち可搬型のもの
		可搬/その他	可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備以外の可搬型重大事故等対処設備
		特重	技術基準規則第四十九条第四号に規定する「特定重大事故等対処施設」
	—	当該施設において重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設含む)として使用しないもの	
	重大事故等機器クラス	SAクラス1	技術基準規則第二条第二項第三十七号に規定する「重大事故等クラス1容器」、「重大事故等クラス1管」、「重大事故等クラス1ポンプ」、「重大事故等クラス1弁」又はこれらを支持する構造物
		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(特定重大事故等対処施設含む)として使用しないもの又は上記以外のもの

(注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)における「クラスMC」である。

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

			変 更 前						変 更 後							
設備区分	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	名 称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1)				名 称	(注1) 設計基準対象施設		重大事故等対処設備 (注1) (注3)			
				重大事故等対処設備 (注2) (特定重大事故等対処施設除く)		特定重大事故等 対処施設		重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設除く)			特定重大事故等 対処施設		重大事故等対処設備 (特定重大事故等対処施設除く)		特定重大事故等 対処施設	
				耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	(注2) 設備分類	(注2) 重大事故等 機器クラス		耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス

表 3 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）のその他の主要設備リスト(1/1)  
 (第 1 回申請対象設備)

変 更 前		変 更 後	
名 称	機 能 区 分	名 称	機 能 区 分



表 4 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）（共通項目）のその他の主要設備リスト(1/1)  
（第 1 回申請対象設備）

変 更 前		変 更 後	
名 称	機 能 区 分	名 称	機 能 区 分

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第 1 章 共通項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」に示す。</p> <p>なお、以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については「表 1 施設共通の適用基準及び適用規格 (該当施設)」に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>● 急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律 (昭和 44 年法律第 57 号)</li><li>● 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)</li><li>● 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)</li><li>● 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)</li><li>● 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)</li><li>● 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)</li><li>● 電気設備の技術基準の解釈 (平成 24 年 7 月 2 日)</li><li>● 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)</li></ul>	<p>第 1 章 共通項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」に示す。</p> <p>なお、以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については「表 1 施設共通の適用基準及び適用規格 (該当施設)」に示す。</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 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）</li> <li>● 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）</li> <li>● 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）</li> <li>● 実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈（平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会決定）</li> <li>● 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）</li> <li>● JIS B 1051－2000 炭素鋼及び合金鋼製締結用部品の機械的性質－第一部：ボルト，ねじ及び植込みボルト</li> <li>● JIS B 1198－1995 頭付きスタッド</li> <li>● JIS B 1519－2009 転がり軸受－静定格荷重</li> <li>● JIS B 2220－2012 鋼製管フランジ</li> <li>● JIS B 2801－1996 シャックル</li> <li>● JIS B 2809－2009 ワイヤグリップ</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>• JIS B 8812-2004 チェーンブロック用リンクチェーン</li> <li>• JIS B 8819-1996 チェーンレバーホイスト</li> <li>• JIS G 3106-2008 溶接構造用圧延鋼材</li> <li>• JIS G 3108-2004 みがき棒鋼用一般鋼材</li> <li>• JIS G 3112-2010 鉄筋コンクリート用棒鋼</li> <li>• JIS G 3136-2012 建築構造用圧延鋼材</li> <li>• JIS G 3141-2011 冷間圧延鋼板及び鋼帯</li> <li>• JIS G 3192-2008 熱間圧延形鋼の形状,寸法,質量及びその許容差</li> <li>• JIS G 3192-2014 熱間圧延形鋼の形状,寸法,質量及びその許容差</li> <li>• JIS G 3193-2008 熱間圧延鋼板及び鋼帯の形状,寸法,質量及びその許容差</li> <li>• JIS G 3302-2010 熔融亜鉛めっき鋼板及び鋼帯</li> <li>• JIS G 3352-2014 デッキプレート</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>• JIS G 3506－2004 硬鋼線材</li> <li>• JIS G 3549－2000 構造用ワイヤロープ</li> <li>• JIS G 4051－2009 機械構造用炭素鋼鋼材</li> <li>• JIS G 4303－2012 ステンレス鋼棒</li> <li>• 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206－2007）</li> <li>• 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）</li> <li>• 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601－1987）</li> <li>• 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601－1991 追補版）</li> <li>• JSME S NA1－2002 発電用原子力設備規格 維持規格</li> <li>• JSME S NA1－2008 発電用原子力設備規格 維持規格</li> <li>• JSME S NB1－2007 発電用原子力設備規格 溶接規格</li> <li>• JSME S NB1－2012/2013 発電用原子力設備規格 溶接規格</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>• JSME S NC1-2001 発電用原子力設備規格 設計・建設規格</li> <li>• JSME S NC1-2005 発電用原子力設備規格 設計・建設規格</li> <li>• JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格</li> <li>• JSME S NC1-2012 発電用原子力設備規格 設計・建設規格</li> </ul> <div style="border: 2px solid black; height: 20px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div>	
<ul style="list-style-type: none"> <li>• JSME S NJ1-2012 発電用原子力設備規格 材料規格</li> <li>• 【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</li> <li>• 【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</li> <li>• JCAS 1600-1968 クレーン用フック規格</li> <li>• ASME B16.5-2013 Pipe Flanges and Flanged Fittings</li> <li>• DIN EN 1092-1 (2013) フランジ及び継手 配管用円形フランジ、バルブ、継手 及び付属品</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>● ISES 7607-3 「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)</li> <li>● Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs(Nuclear Energy Institute 2011 Rev8(NEI07-13))</li> <li>● 地盤工学会基準 (JGS1521-2003) 地盤の平板載荷試験方法</li> <li>● 地盤工学会基準 (JGS3521-2004) 剛体載荷板による岩盤の平板載荷試験方法</li> <li>● 日本建築防災協会 2001 年 震災建築物の被災度区分判定基準および復旧技術指針</li> <li>● 土木学会 2002 年 コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕</li> <li>● 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</li> <li>● 土木学会 2007 年 コンクリート標準示方書〔設計編〕</li> <li>● 土木学会 2012 年 コンクリート標準示方書〔設計編〕</li> <li>● 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</li> <li>● 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</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 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－</li> <li>● 日本建築学会 2001年 建築基礎構造設計指針</li> <li>● 日本建築学会 2002年 鋼構造設計規準 SI単位版</li> <li>● 日本建築学会 2004年 建築物荷重指針・同解説</li> <li>● 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</li> <li>● 日本建築学会 2005年 鋼構造設計規準 －許容応力度設計法－</li> <li>● 日本建築学会 2010年 各種合成構造設計指針・同解説</li> <li>● 日本建築学会 2013年 建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電 所施設における鉄筋コンクリート工事</li> <li>● 日本水道協会 1997年版 水道施設耐震工法指針・解説</li> <li>● 日本道路協会 平成11年3月 道路土工－のり面工・斜面安定工指針</li> <li>● 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</li> <li>● 日本道路協会 平成20年8月 小規模吊橋指針・同解説</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>



変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 日本道路協会 平成 22 年 4 月 道路土工－盛土工指針</li>   <li>● 日本道路協会 平成 24 年 3 月 道路橋示方書・同解説 V 耐震設計編</li>   <li>● ステンレス構造建築協会 2001 年 ステンレス建築構造設計基準・同解説【第 2 版】</li> </ul>	変更なし

上記の他「原子力発電所の火山影響評価ガイド」、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」、「耐震設計に係る工認審査ガイド」、「実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイド」、「実用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイド」、「実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイドにおける航空機等の特性等」を参照する。

表1 施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）

	原子炉本体	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他発電用原子炉の附属施設						
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設	補機駆動用燃料設備	非常用取水設備
急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律 (昭和44年法律第57号)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
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)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
高压ガス保安法(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)	—	—		—	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
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55年通商産業省告示第501号)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	○
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)	○	○		—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
電気設備の技術基準の解釈(平成24年7月2日)	—	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	—
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)	—	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	○
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)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

	原子炉本体	核燃料物質の 取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設	補機駆動用燃料設備	非常用取水設備	緊急時対策所
実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈 (平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会決定)	○	○		○	○	○	○	○	○	—	—	○	○	—	—	—
非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)(平成 20・02・12 原院第 5 号平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定)	—	—		—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
JIS B 1051-2000 炭素鋼及び合金鋼製締結用部品の機械的性質-第一部: ボルト, ねじ及び植込みボルト	—	—		—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—
JIS B 1198-1995 頭付きスタッド	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	○
JIS B 1519-2009 転がり軸受-静定格荷重	—	—		—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
JIS B 2220-2012 鋼製管フランジ	—	○		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
JIS B 2801-1996 シャックル	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS B 2809-2009 ワイヤグリップ	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS B 8812-2004 チェーンブロック用リンクチェーン	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS B 8819-1996 チェーンレバーホイスト	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS G 3106-2008 溶接構造用圧延鋼材	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS G 3108-2004 みがき棒鋼用一般鋼材	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

	原子炉本体	核燃料物質の 取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設	補機駆動用燃料設備	非常用取水設備	緊急時対策所
JIS G 3112-2010 鉄筋コンクリート用棒鋼	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS G 3136-2012 建築構造用圧延鋼材	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS G 3141-2011 冷間圧延鋼板及び鋼帯	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS G 3192-2008 熱間圧延形鋼の形状,寸法,質量及びその許容差	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	○	○
JIS G 3192-2014 熱間圧延形鋼の形状,寸法,質量及びその許容差	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS G 3193-2008 熱間圧延鋼板及び鋼帯の形状,寸法,質量及びその許容差	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS G 3302-2010 熔融亜鉛めっき鋼板及び鋼帯	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS G 3352-2014 デッキプレート	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS G 3506-2004 硬鋼線材	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS G 3549-2000 構造用ワイヤロープ	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS G 4051-2009 機械構造用炭素鋼鋼材	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JIS G 4303-2012 ステンレス鋼棒	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)	○	—		—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

	原子炉本体	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設	補機駆動用燃料設備	非常用取水設備	緊急時対策所
原子力発電所耐震設計技術指針 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)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
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 NB1-2012/2013 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	○	—		○	○	○	○	○	○	—	○	—	—	—	—	—
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 NC1-2012 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	—	○		○	○	—	○	○	○	—	—	○	○	○	—	—
<div style="border: 2px solid black; width: 150px; height: 20px; display: inline-block;"></div>	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
JSME S NJ1-2012 発電用原子力設備規格 材料規格	—	○		○	○	—	○	○	○	—	—	○	○	—	—	—

	原子炉本体	核燃料物質の 取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他発電用原子炉の附属施設						
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設	補機駆動用燃料設備	非常用取水設備
【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	○	—		—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
JCAS 1600-1968 クレーン用フック規格	○	○		—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
ASME B16.5-2013 Pipe Flanges and Flanged Fittings	—	○		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
DIN EN 1092-1 (2013) フランジ及び継手 配管用円形フランジ、バルブ、継手及び付属品	—	○		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
ISES 7607-3 「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)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs(Nuclear Energy Institute 2011 Rev8(NEI07-13))	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
地盤工学会基準 (JGS1521-2003) 地盤の平板載荷試験方法	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
地盤工学会基準 (JGS3521-2004) 剛体載荷板による岩盤の平板載荷試験方法	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築防災協会 2001年 震災建築物の被災度区分判定基準および復旧技術指針	—	○		—	○	○	○	○	○	—	—	○	○	—	○
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 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	—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	○	—

	原子炉本体	核燃料物質の 取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設	補機駆動用燃料設備	非常用取水設備	緊急時対策所
土木学会 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〕	—	—		—	○	—	○	○	○	—	—	—	○	—	—	—
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 1999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 2001年 建築基礎構造設計指針	—	—		—	○	○	○	○	○	—	—	○	○	○	—	○
日本建築学会 2002年 鋼構造設計規準 SI単位版	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	○
日本建築学会 2004年 建築物荷重指針・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会 2005年 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
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 2010年 各種合成構造設計指針・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本建築学会 2013年 建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工 事	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

	原子炉本体	核燃料物質の 取扱施設及び貯蔵施設	原子炉冷却系統施設	蒸気タービン	計測制御系統施設	放射性廃棄物の廃棄施設	放射線管理施設	原子炉格納施設	その他発電用原子炉の附属施設							
									非常用電源設備	常用電源設備	補助ボイラー	火災防護設備	浸水防護施設	補機駆動用燃料設備	非常用取水設備	緊急時対策所
日本水道協会 1997年版 水道施設耐震工法指針・解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	○	○	○
日本道路協会 平成11年3月 道路土工—のり面工・斜面安定工指針	—	○		○	○	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○
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20年8月 小規模吊橋指針・同解説	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
日本道路協会 平成22年4月 道路土工—盛土工指針	—	○		○	○	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○
日本道路協会 平成24年3月 道路橋示方書・同解説V 耐震設計編	—	○		○	○	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○
ステンレス構造建築協会 2001年 ステンレス建築構造設計基準・同解説【第2版】	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○



変更前	変更後
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 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)</li> <li>● 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)</li> <li>● 高圧ガス保安法 (昭和 26 年 6 月 7 日法律第 204 号)</li> <li>● 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)</li> <li>● 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)</li> <li>● 軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針 (平成 4 年 6 月 11 日原子力安全委員会一部改訂)</li> <li>● 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)</li> <li>● 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程 (JEAC4602-2004)</li> <li>● 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG4613-1998)</li> </ul>	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>● JSME S 012-1998 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針</li> <li>● JSME S 016-2002 蒸気発生器伝熱管 U 字管部流力弾性振動防止指針</li> <li>● JSME S 017-2003 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針</li> <li>● JSME S NA1-2002 発電用原子力設備規格 維持規格</li> <li>● JSME S NA1-2008 発電用原子力設備規格 維持規格</li> <li>● JSME S NB1-2001 発電用原子力設備規格 溶接規格</li> <li>● JSME S NC1-2001 発電用原子力設備規格 設計・建設規格</li> <li>● JSME S NC1-2005 発電用原子力設備規格 設計・建設規格</li> <li>● JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格</li> <li>● ISES 7607-3 「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)</li> <li>● ASME B16.5-2009 Pipe Flanges and Flanged Fittings</li> <li>● ASME BOILER &amp; PRESSURE VESSEL CODE SEC. II MATERIALS (2001Edition ASME)</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 「Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plants Against the Effects of Postulated Pipe Rupture」 (ANSI/ANS-58.2-1988)</li> <li>● 土木学会 2012年 コンクリート標準示方書〔設計編〕</li> <li>● 日本道路協会 平成14年3月 道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅲコンクリート橋編）・同解説</li> <li>● プレストレスト・コンクリート建設業協会 2004年道路橋用プレストレストコンクリート橋げた 設計・製造便覧 JIS A 5373-2004</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

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 品質マネジメントシステムに係る事項
  - 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 経営者の関与
  - 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
    - 5.5.2 管理責任者
    - 5.5.3 プロセス責任者
    - 5.5.4 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 資源の管理監督
  - 6.1 資源の確保
  - 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 業務運営基盤

- 6.4 作業環境
- 7 業務に関する計画の策定及び業務の実施
  - 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 調達製品の保持
  - 7.6 監視機器及び測定機器の管理
- 8 監視測定、分析及び改善
  - 8.1 一 般
  - 8.2 監視及び測定
    - 8.2.1 外部の者からの意見
    - 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事項

変更前	変更後
<p>1 品質保証計画</p> <p>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「同規則の解釈」（以下「品証規則」という。）に基づき、品質マネジメントシステム（安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含む。以下、「品質マネジメントシステム」という。）を構築し、「品質マニュアル（要則）」を定めている。本品質管理監督システムの計画（以下「品質保証計画」という。）は「品質マニュアル（要則）」に基づき定めたものである。</p> <p>2 適用範囲</p> <p>本「品質保証計画」は、玄海原子力発電所第4号機原子炉施設（共用設備を含む。）の設計及び工事に係る保安活動（以下「保安活動」という。）に適用する。</p> <p>3 定義</p> <p>本「品質保証計画」における用語の定義は、以下を除き品証規則に従う。</p> <p>(1) 保安に関する組織：別図1「保安に関する組織」に定める組織全体をいう。</p> <p>(2) 原子力総括部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力総括部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(3) 安全・品質保証部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち安全・品質保証部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(4) 原子力管理部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力管理部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(5) 原子力建設部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力建設部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(6) 原子力技術部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力技術部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(7) 廃止措置統括部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち廃止措置統括室長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(8) 原子力土木建築部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力土木建築部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(9) 資材調達部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち資材調達部長及びその所掌する組織をいう。</p>	<p>変更なし</p>



変更前	変更後
<p>(10) 原子燃料部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子燃料部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(11) 監査部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力監査室長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(12) 本店組織：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力発電本部長並びに原子力総括部門、安全・品質保証部門、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、廃止措置統括部門、原子力土木建築部門、資材調達部門及び原子燃料部門をいう。</p> <p>(13) 発電所組織：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち発電所の組織をいう。</p> <p>(14) 原子力部門：原子力発電本部長並びに原子力総括部門、安全・品質保証部門、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、廃止措置統括部門、原子力土木建築部門及び発電所組織をいう。</p> <p>(15) 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。)</p> <p>(16) 原子炉施設 ：「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の別表第二の上欄に掲げる発電用原子炉施設をいう。</p>	<p>変更なし</p>
<p>4 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 品質マネジメントシステムに係る事項</p> <p>(1) 保安に関する組織は、本「品質保証計画」に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) 保安に関する組織は、次の事項を実施する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（達成される結果を含む。）及びそれらの保安に関する組織への適用を別図2「品質保証計画に係る規定文書体系図」に示す文書で明確にする。</p> <p>b. これらのプロセスの順序及び相互関係を別図3「品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」に明確にする。</p> <p>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。</p>	

変更前	変更後
<p>d. これらのプロセスの運用並びに監視及び測定を支援するために必要な資源及び情報を利用できる体制を確保する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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整合がとれたものにする。</p> <p>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。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、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。）に基づき「保修基準」及び「土木建築基準」に定める設備の品質重要度分類等に従い、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。</p> <p>(4) 保安に関する組織は、これらのプロセスを、本「品質保証計画」に従って管理する。</p> <p>(5) 保安に関する組織は、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、アウトソースするプロセスに対する管理の方式及び程度を「7.4 調達」に従って定め、これに基づきアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>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。また、記録は適正<sup>*1</sup>に作成する。</p> <p>(1) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明</p> <p>(2) 「品質マニュアル（要則）」及び「品質マニュアル（基準）」</p> <p>(3) 別表 1「保安に関する記録」に示す、品証規則が要求する“文書化された手順”である文書及び記録</p> <p>(4) 保安に関する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、保安に関する組織が必要と決定した記録を含む文書（規定文書、業務要領、各種手順書類、調達文書、法令等）</p> <p>これらの文書のうち、規定文書について文書名と担当箇所を別図 2「品質保証計画に係る規定文書体系図」に示すとともに、別表 2「品質マネジメントシステムの要求事項と規定文書との対応表」に品質マネジメントシステムの要求事項と規定文書の対応を示す。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>なお、別図 2「品質保証計画に係る規定文書体系図」以外の品質マネジメントシステムで必要とされる文書は、これらを遵守するために、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」及び「原子力内部監査要則」で明確にする。</p> <p>※1：適正とは、不正行為がなされていないことをいう。</p> <p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>(1) 保安に関する組織は、品質マニュアルとして次を作成し、維持する。</p> <p>a. 品質マニュアル（要則） 本「品質保証計画」を含むものとして、社長が定める。</p> <p>b. 品質マニュアル（基準） 「品質マニュアル（要則）」に基づき、安全・品質保証部長が本店組織を対象に、原子力発電所長が発電所組織を対象にそれぞれ定める。</p> <p>(2) 品質マニュアルには、次の事項を含める。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムの実施に係る組織に関する事項及び適用範囲</p> <p>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</p> <p>c. 品質マネジメントシステムについて確立された規定文書又はそれらを参照できる情報</p> <p>d. 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p> <p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 保安に関する組織は、品証規則に基づき作成される文書その他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、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」及び「原子力内部監査要則」に基づき、保安活動の重要度に応じて管理する。ただし、記録は文書の一つではあるが、「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。</p> <p>(2) 次の活動に必要な管理を規定するために「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」及び「原子力内部監査要則」を作成する。</p> <p>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。</p> <p>b. 文書のレビューを行い、更新にあたっては承認する。</p> <p>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。</p> <p>d. 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで利用できる体制を確保する。</p> <p>e. 文書は、読みやすく、容易に内容を把握することができる状態であることを確保する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>f. 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために保安に関する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。</p> <p>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。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 保安に関する組織は、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」及び「原子力内部監査要則」に基づき、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作成する記録の対象を明確にし、管理する。</p> <p>(2) 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管理を規定するために「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」及び「原子力内部監査要則」を作成する。</p> <p>(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。</p> <p>5 経営者の責任</p> <p>5.1 経営者の関与</p> <p>社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性の継続的な改善に指導力及び責任を持って関与していることを、次の事項によって実証する。</p> <p>(1) 法令・規制要求事項を遵守することは当然のこととして、原子力の安全を確保することの重要性を保安に関する組織内に周知する。</p> <p>(2) 品質方針を設定する。</p> <p>(3) 品質目標が設定されることを確実にする。</p> <p>(4) マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(5) 資源が利用できる体制を確保する。</p> <p>(6) 安全文化を醸成するための活動を促進する。</p> <p>5.2 原子力安全の重視</p> <p>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）。</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>社長は、品質方針を次の事項に適合させる。</p> <p>(1) 保安に関する組織の目的に対して適切である。</p> <p>(2) 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して、責任を持って関与することを含む。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(3) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。</p> <p>(4) 保安に関する組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>(5) 適切性の持続のためにレビューされる。</p> <p>(6) 組織運営に関する方針と整合がとれている。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 社長は、保安に関する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。</p> <p>(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。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>社長は、次の事項を確実にする。</p> <p>(1) 品質目標に加えて「4.1 品質マネジメントシステムに係る事項」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。</p> <p>(2) 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。</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>社長は、責任及び権限が以下のとおり定められ、保安に関する組織全体に周知されていることを確実にする。また、その他の保安に関し必要となる職務に関しては、「組織・権限規程」に従って行う。なお、保安に関する組織の要員は、自らの職務の範囲において、その保安活動の内容について説明する責任を有する。</p> <p>(1) 社長は、原子力安全を最優先とした保安活動を確実なものとするため、また、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるために、発電所における保安活動に係る次の活動が行われることを確実にし、その活動を統括する。</p> <p>a. 関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の浸透を図るための活動（以下「コンプライアンス活動」という。）</p> <p>b. 安全文化の醸成に関する活動</p> <p>c. 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の継続的な改善に関する活動</p> <p>また、保安活動に従事する要員は、(2)以降に示す役割に応じて、原子力安全を最優先とし、かつ、関係法令及び保安規定の遵守を確実にするための a、b 及び c の活動に取</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>組み、保安活動を確実に実施する。</p> <p>(2) 原子力発電本部長は、品質保証活動（独立した監査部門の業務を除く。）の実施に係る管理責任者として品質マネジメントシステムの具体的活動及び(4)から(9)、(13)から(29)が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、(4)、(13)におけるコンプライアンス活動並びに本店組織及び発電所組織の安全文化醸成活動を統括する。</p> <p>(3) 原子力監査室長は、本店組織及び発電所組織から独立した監査に係る管理責任者として、品質マネジメントシステムにおける独立監査業務を統括する。また、監査部門におけるコンプライアンス活動及び安全文化醸成活動を統括するとともに、コンプライアンス活動及び安全文化醸成活動に係る監査業務を統括する。</p> <p>(4) 原子力総括部長は、原子力総括部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、原子力総括部門、安全・品質保証部門、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門及び廃止措置統括部門におけるコンプライアンス活動並びに原子力総括部門における安全文化醸成活動を統括する。</p> <p>(5) 安全・品質保証部長は、安全・品質保証部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、安全・品質保証部門における安全文化醸成活動を統括するとともに、3号炉及び4号炉に係るその他自然災害発生時等の体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>(6) 原子力管理部長は、原子力管理部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、原子力管理部門における安全文化醸成活動を統括するとともに、3号炉及び4号炉に係る火山影響等、その他自然災害、火山活動のモニタリング等、重大事故等及び大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>(7) 原子力建設部長は、原子力建設部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、原子力建設部門における安全文化醸成活動を統括するとともに、3号炉及び4号炉に係るその他自然災害発生時等の体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>(8) 原子力技術部長は、原子力技術部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、原子力技術部門における安全文化醸成活動を統括するとともに、燃料の取替等に関する業務、3号炉及び4号炉に係る火山活動のモニタリング等の体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>(9) 廃止措置統括室長は、廃止措置統括部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、廃止措置統括部門における安全文化醸成活動を統括する。</p> <p>(10) 原子力土木建築部長は、原子力土木建築部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、原子力土木建築部門におけるコンプライアンス活動及び安全文化醸成活動を統括するとともに、3号炉及び4号炉に係るその他自然災害及び火山活動の</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>モニタリング等の体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>(11) 資材調達部長は、資材調達部門が実施する調達先の評価・選定等に関する業務を統括する。また、資材調達部門におけるコンプライアンス活動及び安全文化醸成活動を統括する。</p> <p>(12) 原子燃料部長は、原子燃料部門が実施する調達先の評価・選定等に関する業務を統括する。また、原子燃料部門におけるコンプライアンス活動及び安全文化醸成活動を統括する。</p> <p>(13) 玄海原子力発電所長（以下「所長」という。）は、発電所における保安に関する業務を統括する。また、発電所におけるコンプライアンス活動及び安全文化醸成活動を統括する。</p> <p>(14) 第一所長は、所長を補佐し、技術第一課長、安全管理第一課長、発電第一課長及び保修第一課長の所管する保安に関する業務並びに土木建築課長のうち1号炉及び2号炉の保安に関する業務を総括管理する。</p> <p>(15) 第二所長は、所長を補佐し、技術第二課長、安全管理第二課長、発電第二課長及び保修第二課長の所管する保安に関する業務並びに土木建築課長のうち3号炉及び4号炉の保安に関する業務を総括管理する。</p> <p>(16) 安全品質保証第一統括室長は、所長を補佐し、1号炉及び2号炉の発電所における保安、品質保証活動の統括に関する業務を行う。</p> <p>(17) 安全品質保証第一統括室副室長は、安全品質保証第一統括室長を補佐する。</p> <p>(18) 安全品質保証第二統括室長は、所長を補佐し、3号炉及び4号炉の発電所における保安、品質保証活動の統括に関する業務を行う。</p> <p>(19) 安全品質保証第二統括室副室長は、安全品質保証第二統括室長を補佐する。</p> <p>(20) 総務課長は、調達先の評価・選定等に関する業務を行う。</p> <p>(21) 防災課長は、原子力防災及び初期消火活動のための体制の整備等に関する業務を行うとともに、3号炉及び4号炉に係る火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害、重大事故等及び大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>(22) 防護管理課長は、出入管理に関する業務を行う。</p> <p>(23) 技術第一課長は1号炉及び2号炉、技術第二課長は3号炉及び4号炉に係る発電所の技術関係事項の統括及び燃料管理に関する業務を行う。（以下、技術第一課長及び技術第二課長を総称する場合は「技術課長」という。）</p> <p>(24) 安全管理第一課長は1号炉及び2号炉、安全管理第二課長は3号炉及び4号炉に係る放射線管理、放射性廃棄物管理及び化学管理に関する業務を行う。（以下、安全管理第</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>一課長及び安全管理第二課長を総称する場合は「安全管理課長」という。）</p> <p>(25) 発電第一課長は1号炉及び2号炉、発電第二課長は3号炉及び4号炉に係る原子炉施設の運転管理に関する業務を行う。(以下、発電第一課長及び発電第二課長を総称する場合は「発電課長」という。)</p> <p>(26) 発電第一課当直課長は1号炉及び2号炉、発電第二課当直課長は3号炉及び4号炉に係る原子炉施設の運転管理に関する当直業務を行う。(以下、発電第一課当直課長及び発電第二課当直課長を総称する場合は「当直課長」という。)</p> <p>(27) 保守第一課長は1号炉及び2号炉、保守第二課長は3号炉及び4号炉に係る原子炉施設(土木建築設備を除く。)の保守及び燃料の取扱いに関する業務を行う。(以下、保守第一課長及び保守第二課長を総称する場合は「保守課長」という。)</p> <p>(28) 土木建築課長は、原子炉施設のうち、土木建築設備の保守に関する業務を行う。</p> <p>(29) 原子力訓練センター所長は、保安教育等の統括に関する業務を行う。</p> <p>(30) (21)及び(23)から(28)に定める課長(以下、「各課長」という。)並びに(16)、(18)、(20)、(22)及び(29)に定める安全品質保証第一統括室長、安全品質保証第二統括室長、総務課長、防護管理課長及び原子力訓練センター所長(以下、総称して「各課(室、センター)長」という。)は、所掌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。</p> <p>以下、各課長のうち、(21)及び(28)で定める防災課長及び土木建築課長を含めた第二課をいう場合には「各第二課長」という。</p> <p>また、各課(室、センター)長のうち、(18)、(20)、(21)、(22)、(28)及び(29)に定める安全品質保証第二統括室長、総務課長、防災課長、防護管理課長、土木建築課長及び原子力訓練センター所長を含めた第二課をいう場合には、「各第二課(室、センター)長」という。</p> <p>(31) 各課(室、センター)長は、課(室、センター)員等を指示、指導し、所管する業務を遂行する。また、各課(室、センター)員等は各課(室、センター)長の指示、指導に従い業務を実施する。</p> <p>(32) 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かつ、最優先に行うことを任務とし、職務を「発電用原子炉主任技術者の保安監督に関する基準」に従い、十全に遂行する。</p> <p>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共有を行い、意思疎通を図る。</p> <p>また、原子炉施設の運転に従事する者は、発電用原子炉主任技術者がその保安のため</p>	<p>変更なし</p>



変更前	変更後
<p>にする指示に従う。</p> <p>(33) 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者は、原子力発電工作物<sup>※2</sup>の工事、維持及び運用に関する保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、職務を「ボイラー・タービン及び電気主任技術者の保安監督に関する基準」に従い、十全に遂行する。</p> <p>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共有を行い、意思疎通を図る。</p> <p>※2：原子力発電工作物とは、電気事業法第38条に定める事業用電気工作物のうち、電気事業法第106条に定める原子力を原動力とする発電用の電気工作物をいう。</p> <p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(1) 社長は、原子力発電本部長を本店組織及び発電所組織の管理責任者、原子力監査室長を監査部門の管理責任者として任命する。</p> <p>(2) 管理責任者は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>c. 所管している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。</p> <p>5.5.3 プロセス責任者</p> <p>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。</p> <p>(1) 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。</p> <p>(2) 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。</p> <p>(3) 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）。</p> <p>(4) 安全文化を醸成するための活動を促進する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>社長は、次の委員会の設置を含め、保安に関する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、品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>(1) 原子力発電安全委員会</p> <p>(2) 玄海原子力発電所安全運営委員会</p> <p>(3) 原子力品質保証委員会</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(4) 玄海原子力発電所品質保証委員会</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、保安に関する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管理基準」及び「原子力内部監査要則」に基づき、年1回以上品質マネジメントシステムをレビューする。</p> <p>(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。</p> <p>(3) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する(4.2.4参照)。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。</p> <p>(1) 監査の結果</p> <p>(2) 外部の者からの意見</p> <p>(3) 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</p> <p>(4) 予防処置及び是正処置の状況</p> <p>(5) 安全文化を醸成するための活動の実施状況</p> <p>(6) 関係法令の遵守状況</p> <p>(7) 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</p> <p>(8) 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</p> <p>(9) 改善のための提案</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。</p> <p>(1) 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</p> <p>(2) 業務の計画及び実施にかかわる保安活動の改善</p> <p>(3) 品質マネジメントシステムの妥当性及び有効性を継続的に改善するために必要な資源</p> <p>6 資源の管理監督</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>保安に関する組織は、原子力安全に必要な資源を明確にし、確保する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般 保安に関する組織は、原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員には、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者を充てる。</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識 保安に関する組織は、次の事項を「教育訓練基準」及び「原子力内部監査要則」に基づき実施する。</p> <p>(1) 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。</p> <p>(2) 該当する場合には（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。</p> <p>(3) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。</p> <p>(4) 保安に関する組織の要員が、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。</p> <p>(5) 教育、訓練、技能及び経験について適切な記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>6.3 業務運営基盤 保安に関する組織は、原子力安全の達成のために必要な業務運営基盤を「7.1 業務の計画」で明確にする。なお、業務運営基盤は、利用できるよう維持する。</p> <p>6.4 作業環境 発電所組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を「放射線管理基準」、「保守基準」、「土木建築基準」及び「火災防護計画（基準）」に明確にし、管理監督する。</p> <p>7 業務に関する計画の策定及び業務の実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 保安に関する組織は、業務の計画（規定文書に基づき作成される各種手順書類を含む。）として保安活動に関する業務に必要なプロセスの計画を策定し、確立する。</p> <p>(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の整合性を確保する(4.1 参照)。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、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。</p> <p>a. 業務・原子炉施設に対する品質目標及び要求事項</p> <p>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</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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</p> <p>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）</p> <p>(4) 業務の計画のアウトプットは、保安に関する組織の運営方法に適した形式にする。</p> <p>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</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化</p> <p>保安に関する組織は、次の事項を明確にする。</p> <p>(1) 業務・原子炉施設に適用される法令・規制要求事項</p> <p>(2) 明示されていないが、業務・原子炉施設に不可欠な要求事項</p> <p>(3) 保安に関する組織が必要と判断する追加要求事項すべて</p> <p>7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 保安に関する組織は、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。</p> <p>(2) レビューでは、次の事項を確実にする。</p> <p>a. 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。</p> <p>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。</p> <p>c. 保安に関する組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(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作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(4) 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、保安に関する組織は、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。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション</p> <p>保安に関する組織は、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明確にし、実施する。</p> <p>7.3 設計・開発</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 原子力部門は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。</p> <p>a. 設計・開発の段階</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>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</p> <p>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</p> <p>(3) 原子力部門は、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連絡を管理監督する。</p> <p>(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。</p> <p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(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するとともに、記録を作成し、これを管理する(4.2.4 参照)。インプットには、次の事項を含める。</p> <p>a. 機能又は性能に関する要求事項</p> <p>b. 適用される法令・規制要求事項</p> <p>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</p> <p>d. 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(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。</p> <p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 設計・開発のアウトプットは、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により保有する。また、リリースの前に、承認を受ける。</p> <p>(2) 設計・開発からのアウトプットは、次の状態とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>c. 関係する検査及び試験の合否判定基準を含む。</p> <p>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。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(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。</p> <p>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。</p> <p>b. 問題がある場合は識別し、必要な処置を提案する。</p> <p>(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作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(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。なお、計画に従ってプロセスを次の段階に進む場合には、要求事項に対する適合性の確認をしなければならない。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作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(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。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(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。</p> <p>(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。ただし、原子炉施設の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、原子炉施設の使用を開始する前に、妥当性確認を行う。</p> <p>(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作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.4 調達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 保安に関する組織は、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。</p> <p>(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。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(3) 保安に関する組織は、供給者が保安に関する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、評価及び再評価の判定基準を定める。</p> <p>(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作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(5) 保安に関する組織は、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。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(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ものを含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 製品、業務の手順及びプロセス並びに設備の承認に関する要求事項</li> <li>b. 要員の適格性確認に関する要求事項</li> <li>c. 品質マネジメントシステムに関する要求事項</li> <li>d. 不適合の報告及び処理に関する要求事項</li> <li>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</li> <li>f. その他必要な事項</li> </ul> <p>(2) 保安に関する組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項の妥当性を確認する。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、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。</p> <p>7.4.3 調達製品の検証</p> <p>(1) 保安に関する組織は、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。</p> <p>(2) 保安に関する組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、保安に関する組織は、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。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>7.5.1 業務の管理</p> <p>保安に関する組織は、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める。</p> <p>(1) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(2) 必要に応じて、作業手順が利用できる。</p> <p>(3) 適切な設備を使用している。</p> <p>(4) 監視機器及び測定機器が利用できる体制にあり、かつ使用している。</p> <p>(5) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>(6) 業務のリリースが実施されている。</p> <p>7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 保安に関する組織は、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、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。</p> <p>(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。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. プロセスのレビュー及び承認のための明確な判定基準</li> <li>b. 設備の承認及び要員の適格性確認</li> <li>c. 所定の方法及び手順の適用</li> <li>d. 記録に関する要求事項（4.2.4 参照）</li> <li>e. 妥当性の再確認</li> </ul> <p>7.5.3 識別及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 保安に関する組織は、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。</p> <p>(2) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、保安に関する組織は、業務・原子炉施設を識別するとともに、記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>発電所組織は、組織外の所有物について、それが発電所組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.5.5 調達製品の保持</p> <p>発電所組織は、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持（識別、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>(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、発電所組織は、実施す</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>



変更前	変更後
<p>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。</p> <p>(2) 発電所組織は、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。</p> <p>(3) 監視及び測定の結果の妥当性を確保するために必要な場合には、監視機器及び測定機器に関し、次の事項を満たす。</p> <p>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）。</p> <p>b. 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c. 校正の状態を明確にするために識別を行う。</p> <p>d. 監視及び測定の結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>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。</p> <p>さらに、監視機器及び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、発電所組織は、その監視機器及び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）。発電所組織は、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作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(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。</p> <p>8 監視測定、分析及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 保安に関する組織は、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。</p> <p>a. 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。</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの適合性を確保する。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 外部の者からの意見</p> <p>保安に関する組織は、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把握する。この情報の入手及び使用の方法を「評価改善活動管理基準」及び「原子力内部監査要則」に定める。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 監査部門は、客観的な評価を行う組織として、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。</p> <p>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、品証規則の要求事項に適合しているか、及び保安に関する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。</p> <p>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。</p> <p>(2) 監査部門は、内部監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの内部監査結果を考慮して、内部監査プログラムを策定する。内部監査の判定基準、範囲、頻度及び方法を規定する。内部監査員の選定及び内部監査の実施においては、内部監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。内部監査員は、自らの業務を監査しない。</p> <p>(3) 内部監査の計画及び実施、記録の作成及び内部監査結果の報告に関する責任及び権限、並びに要求事項を「原子力内部監査要則」に規定する。</p> <p>(4) 内部監査及びその結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(5) 内部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）。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 保安に関する組織は、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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<p>変更なし</p>

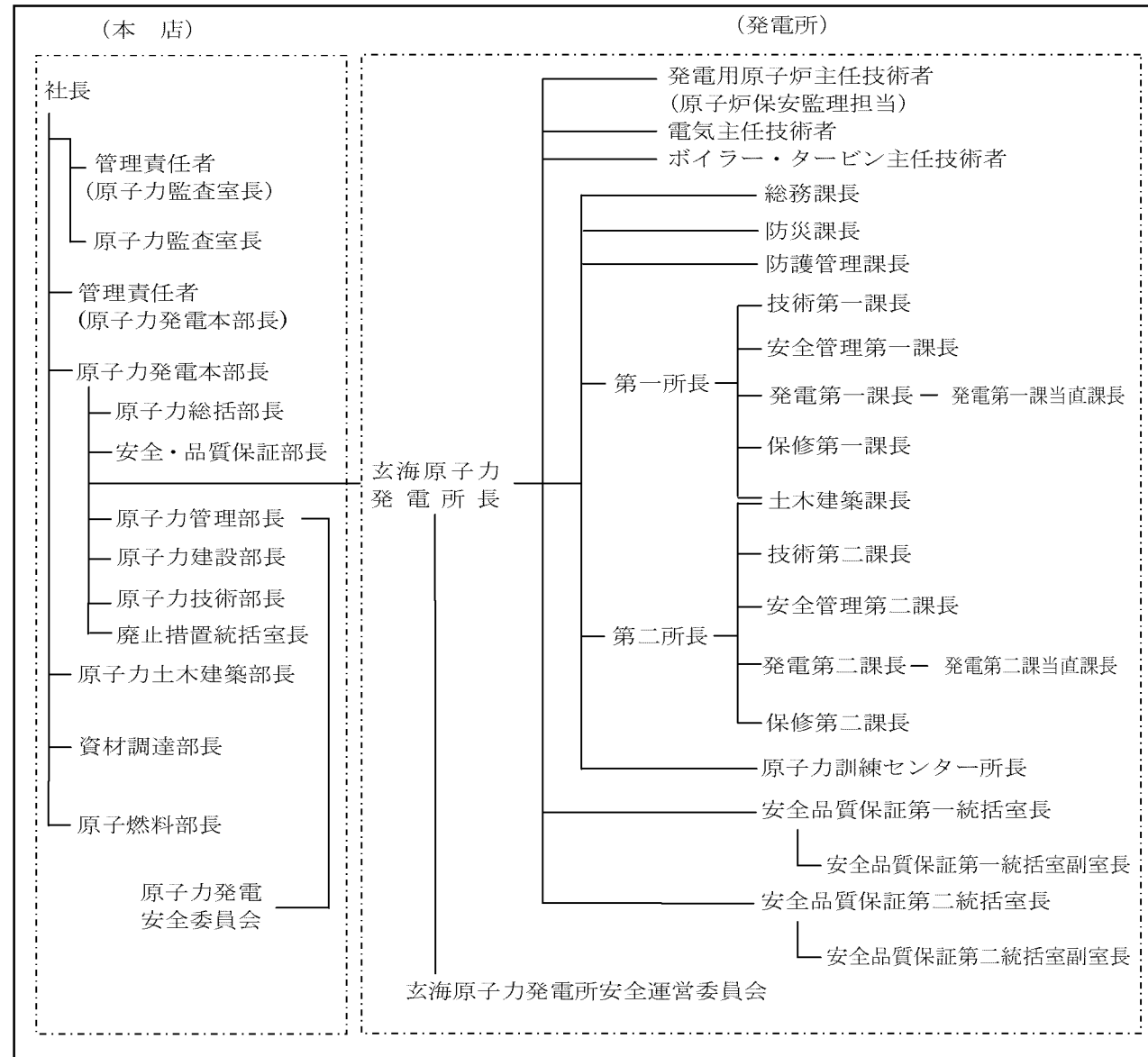
変更前	変更後
<p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>(1) 原子力部門は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「試験・検査基準」に基づき、原子炉施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画(7.1 参照)に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる記録を作成し、これを管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>(2) 業務・原子炉施設の重要度に応じて、検査及び試験要員の独立の程度を定める。</p> <p>(3) リリース (次工程への引渡し) を正式に許可した人を、記録し、これを管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>(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。</p> <p>8.3 不適合管理</p> <p>(1) 保安に関する組織は、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。</p> <p>(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規定するために「不適合管理基準」及び「原子力内部監査要則」を作成する。</p> <p>(3) 該当する場合には、保安に関する組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。</p> <p>a. 検出された不適合を除去するための処置をとる。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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作成し、これを管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>8.4 データの分析</p> <p>(1) 保安に関する組織は、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。</p> <p>(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。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>a. 外部の者からの意見 (8.2.1 参照)</p> <p>b. 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性 (8.2.3 及び 8.2.4 参照)</p> <p>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)</p> <p>d. 供給者の能力 (7.4 参照)</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>保安に関する組織は、品質方針、品質目標、内部監査結果、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妥当性及び有効性を継続的に改善するために変更が必要な事項を明確にする。</p> <p>8.5.2 是正処置</p> <p>(1) 保安に関する組織は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置 (発生した根本的な原因を究明するために行う分析 (以下「根本原因分析」という。) を含む。) をとる。</p> <p>(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。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項を規定するために「不適合管理基準」及び「原子力内部監査要則」を作成する。</p> <p>a. 不適合のレビュー</p> <p>b. 不適合の原因の特定</p> <p>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</p> <p>d. 必要な是正処置 (文書の更新を含む。) の明確化及び実施</p> <p>e. とった是正処置の結果の記録 (4.2.4 参照)</p> <p>f. とった是正処置の有効性のレビュー</p> <p>また、根本原因分析に関する要求事項を規定するために「根本原因分析実施基準」を作成する。</p> <p>8.5.3 予防処置</p> <p>(1) 保安に関する組織は、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 (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。</p> <p>(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。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項を規定するために「予防処置基準」及び「原子力内部監査</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>要則」を作成する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 起こり得る不適合及びその原因の特定</li> <li>b. 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価</li> <li>c. 必要な予防処置の明確化及び実施</li> <li>d. とった予防処置の結果の記録（4.2.4 参照）</li> <li>e. とった予防処置の有効性のレビュー</li> </ul> <p>また、根本原因分析に関する要求事項を規定するために「根本原因分析実施基準」を作成する。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前

変更後



変更なし

別図1 保安に関する組織

変更前

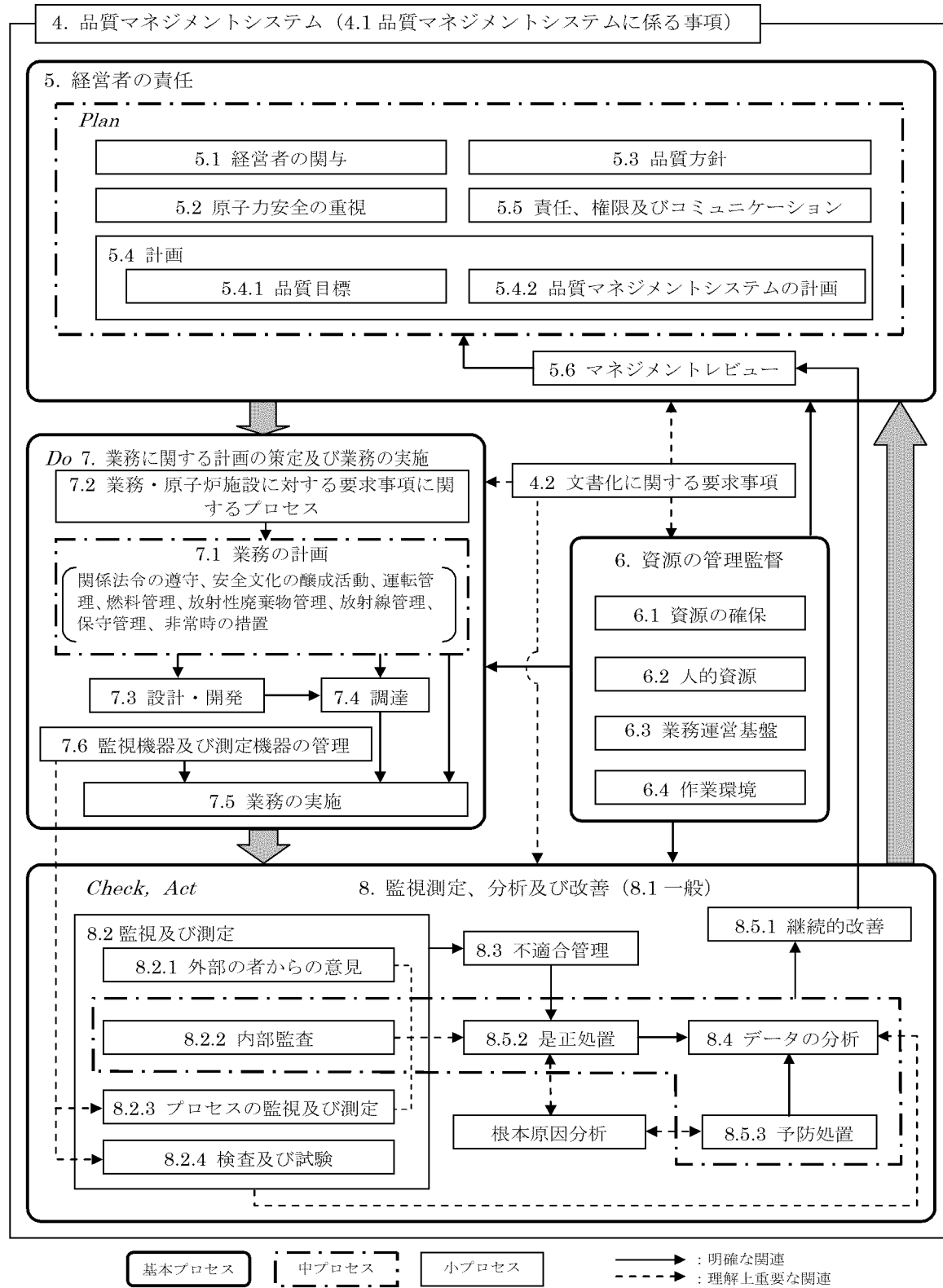
変更後



別図2 品質保証計画に係る規定文書体系図

変更前

変更後



変更なし

別図3 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
別表 1 保安に関する記録			
記録	記録すべき場合	保存期間	
1. 文書化した、品質方針及び品質目標の表明	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間	
2. 品質マニュアル (1) 品質マニュアル (要則) (2) 品質マニュアル (基準)	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間	
3. 品証規則の要求事項に基づき作成する“文書化された手順”である次の文書 (1) 保安活動に関する文書及び記録の管理基準 (2) 原子力内部監査要則 (3) 不適合管理基準 (4) 予防処置基準 (5) 根本原因分析実施基準	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間	
4. 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次の文書 (1) マネジメントレビュー管理基準 (2) 発電用原子炉主任技術者の保安監督に関する基準 (3) 保安活動に関する関係法令等遵守活動基準 (4) 原子力安全文化醸成活動管理基準 (5) 教育訓練基準 (6) 設計・調達管理基準 (7) 試験・検査基準 (8) 異常時通報連絡処置基準 (9) 非常事態対策基準 (10) 安全委員会運営基準 (11) 安全運営委員会運営基準 (12) 評価改善活動管理基準 (13) 品質保証委員会運営基準 (14) 技術基準 (15) 運転基準 (16) 燃料管理基準 (17) 放射線管理基準 (18) 化学管理基準 (19) 保守基準 (20) 土木建築基準 (21) 停止時保安管理基準 (22) 防護基準 (23) 原子炉施設の定期的な評価実施基準 (24) 火災防護計画 (基準) (25) 保守管理基準 (26) 原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価実施基準 (27) 燃料技術基準 (28) ボイラー・タービン及び電気主任技術者の保安監督に関する基準 (29) 溶接事業者検査実施基準	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間	変更なし

変更前			変更後
別表 1 (続き)			
記録	記録すべき場合	保存期間	
(30) 定期事業者検査実施基準 (31) カルデラ火山モニタリング対応基準 (32) カルデラ火山モニタリングに伴う原子炉停止対応基準 (33) カルデラ火山モニタリングに伴う燃料体等の搬出等対応基準 (34) 原子力発電所土木建築設備保守基準	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間	
5. 品証規則の要求事項に基づき作成する次の記録 (1) マネジメントレビューの結果の記録 (2) 教育・訓練、技能及び経験について適切な記録 (3) 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) 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) 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) 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) 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) 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) 設計・開発の変更の記録 (10) 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) 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) 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) 業務・原子炉施設に関するトレーサビリティの記録 (14) 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) 校正又は検証に用いた基準の記録 (16) 監視機器及び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) 校正及び検証の結果の記録 (18) 内部監査の結果の記録 (19) 検査及び試験の合否判定基準への適合の記録 (20) 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) 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) 是正処置の結果の記録 (23) 予防処置の結果の記録	作成の都度	5 年	変更なし

変更前

変更後

別表2 品質マネジメントシステムの要求事項と規定文書との対応表

要求事項	文書名	
	1次文書	2次文書
4.1 品質マネジメントシステムに係る事項	—	—
4.2.1 一般	—	保安活動に関する文書及び記録の管理基準
4.2.2 品質マニュアル	—	—
4.2.3 文書管理	—	保安活動に関する文書及び記録の管理基準
4.2.4 記録の管理	—	保安活動に関する文書及び記録の管理基準
5.1 経営者の関与	—	—
5.2 原子力安全の重視	—	—
5.3 品質方針	—	マネジメントレビュー管理基準
5.4.1 品質目標	—	評価改善活動管理基準
5.4.2 品質マネジメントシステムの計画	—	別表2の文書全て
5.5.1 責任及び権限	—	発電用原子炉主任技術者の保安監督に関する基準、ボイラー・タービン及び電気主任技術者の保安監督に関する基準
5.5.2 管理責任者	—	—
5.5.3 プロセス責任者	—	—
5.5.4 内部コミュニケーション	—	安全委員会運営基準、安全運営委員会運営基準、品質保証委員会運営基準
5.6.1 一般	—	マネジメントレビュー管理基準
5.6.2 マネジメントレビューへのインプット	—	マネジメントレビュー管理基準、評価改善活動管理基準
5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット	—	マネジメントレビュー管理基準
6.1 資源の確保	—	—
6.2.1 一般	—	教育訓練基準
6.2.2 力量、教育・訓練及び認識	—	教育訓練基準
6.3 業務運営基盤	—	保修基準、土木建築基準
6.4 作業環境	—	放射線管理基準、保修基準、土木建築基準、火災防護計画（基準）
7.1 業務の計画	品質マニュアル（要則・品質マニュアル（基準）※1	保安活動に関する関係法令等遵守活動基準、原子力安全文化醸成活動管理基準、運転基準、放射線管理基準、化学管理基準、保修基準、土木建築基準、燃料管理基準、技術基準、停止時保安管理基準、非常事態対策基準、異常時通報連絡処置基準、防護基準、火災防護計画（基準）、溶接安全管理検査基準、定期事業者検査実施基準、保守管理基準、燃料技術基準、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価実施基準、カルデラ火山モニタリング対応基準、カルデラ火山モニタリングに伴う原子炉停止対応基準、カルデラ火山モニタリングに伴う燃料体等の搬出等対応基準、原子力発電所土木建築設備保守基準
7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化	—	保安活動に関する文書及び記録の管理基準
7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー	—	保安活動に関する文書及び記録の管理基準
7.2.3 外部とのコミュニケーション	—	評価改善活動管理基準
7.3 設計・開発	—	設計・調達管理基準
7.4 調達	—	設計・調達管理基準
7.5.1 業務の管理	品質マニュアル（要則・品質マニュアル（基準）※1	保安活動に関する関係法令等遵守活動基準、原子力安全文化醸成活動管理基準、運転基準、放射線管理基準、化学管理基準、保修基準、土木建築基準、燃料管理基準、技術基準、停止時保安管理基準、非常事態対策基準、異常時通報連絡処置基準、防護基準、火災防護計画（基準）、溶接安全管理検査基準、定期事業者検査実施基準、保守管理基準、燃料技術基準、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価実施基準、カルデラ火山モニタリング対応基準、カルデラ火山モニタリングに伴う原子炉停止対応基準、カルデラ火山モニタリングに伴う燃料体等の搬出等対応基準、原子力発電所土木建築設備保守基準
7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認	品質マニュアル（要則・品質マニュアル（基準）※1	保安活動に関する関係法令等遵守活動基準、原子力安全文化醸成活動管理基準、運転基準、放射線管理基準、化学管理基準、保修基準、土木建築基準、燃料管理基準、技術基準、非常事態対策基準、火災防護計画（基準）、溶接安全管理検査基準、定期事業者検査実施基準、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価実施基準、カルデラ火山モニタリングに伴う原子炉停止対応基準、カルデラ火山モニタリングに伴う燃料体等の搬出等対応基準
7.5.3 識別及びトレーサビリティ	品質マニュアル（要則・品質マニュアル（基準）※1	保安活動に関する関係法令等遵守活動基準、原子力安全文化醸成活動管理基準、運転基準、放射線管理基準、化学管理基準、保修基準、土木建築基準、燃料管理基準、技術基準、非常事態対策基準、異常時通報連絡処置基準、防護基準、火災防護計画（基準）、溶接安全管理検査基準、定期事業者検査実施基準、保守管理基準、燃料技術基準、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価実施基準、カルデラ火山モニタリング対応基準、カルデラ火山モニタリングに伴う原子炉停止対応基準、カルデラ火山モニタリングに伴う燃料体等の搬出等対応基準、原子力発電所土木建築設備保守基準
7.5.4 組織外の所有物	—	—
7.5.5 調達製品の保持	—	保修基準
7.6 監視機器及び測定機器の管理	—	運転基準、放射線管理基準、化学管理基準、保修基準、土木建築基準、燃料管理基準、技術基準、非常事態対策基準、防護基準、火災防護計画（基準）、溶接安全管理検査基準、定期事業者検査実施基準
8.1 一般	—	—
8.2.1 外部の者からの意見	—	評価改善活動管理基準
8.2.2 内部監査	—	原子力内部監査要則、評価改善活動管理基準
8.2.3 プロセスの監視及び測定	—	評価改善活動管理基準
8.2.4 検査及び試験	—	試験・検査基準
8.3 不適合管理	—	不適合管理基準
8.4 データの分析	—	評価改善活動管理基準、原子炉施設の定期的な評価実施基準
8.5.1 継続的改善	—	マネジメントレビュー管理基準、評価改善活動管理基準
8.5.2 是正処置	—	不適合管理基準、根本原因分析実施基準
8.5.3 予防処置	—	予防処置基準、根本原因分析実施基準

変更なし

なお、「8.2.2内部監査」以外の要求事項に対する原子力監査室の実施事項に関しては、「原子力内部監査要則」で規定する。  
 ※1：別図2「品質保証計画に係る規定文書体系図」に示すとおり、2次文書のうち「発電用原子炉主任技術者の保安監督に関する基準」、「マネジメントレビュー管理基準」及び「原子力内部監査要則」の上位となる1次文書は「品質マニュアル（要則）」である。